

FuE-Verbundvorhaben KoBrA

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

Bericht zum Arbeitspaket 1:

**Nationaler und Internationaler Stand zu existierenden
Anforderungen und Konzepten für Endlagerbehälter
und Zusammenstellung sicherheitsrelevanter
Behältereigenschaften**

BAM 3.4/3205-2

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

Auftraggeber: Bundesministerium für Wirtschaft und Energie (BMWi)

Förderkennzeichen: 02E11537

Berlin, 30.09.2020

FuE-Verbundvorhaben KoBrA

Bericht zum Arbeitspaket 1:

Nationaler und Internationaler Stand zu existierenden Anforderungen und Konzepten für Endlagerbehälter und Zusammenstellung sicherheitsrelevanter Behältereigenschaften

BAM 3.4/3205-2

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

Inhaltsverzeichnis.....	I
Abbildungsverzeichnis.....	V
Tabellenverzeichnis.....	VIII
Einheiten- und Abkürzungsverzeichnis.....	X
Verwendete Einheiten	X
Verwendete Abkürzungen und Namen	X
1 Einleitung: Das Vorhaben „KoBrA“ und seine Arbeitspakete	1
1.1 Aufbau und Inhalt des Arbeitspaketes	2
1.2 Auswahlschwerpunkte und -kriterien	3
1.3 Erstellung eines Kategoriensystems.....	8
1.4 Auswahl der Quellenbasis für die Literaturrecherche	9
1.5 Organisation und Arbeitsfluss im AP1.....	10
2 Zusammenstellung Internationaler Endlagerprogramme	12
2.1 Informationslage.....	12
2.2 Internationaler Stand der zivilen Kernenergienutzung.....	17
2.3 Kernenergienutzung und Abfallmengen in Deutschland	19
2.4 Entsorgungs- und Endlagerprogramme: Länderübersichten.....	21
2.4.1 Argentinien	25
2.4.2 Armenien	25
2.4.3 Belgien	25
2.4.4 Brasilien.....	27
2.4.5 Bulgarien	27
2.4.6 VR China	28
2.4.7 Deutschland	28
2.4.8 Finnland	31
2.4.9 Frankreich	33
2.4.10 Großbritannien	35
2.4.11 Indien	36
2.4.12 Indonesien.....	37
2.4.13 Italien.....	37
2.4.14 Japan	38
2.4.15 Kanada	39
2.4.16 Korea (Republik Korea)	41
2.4.17 Kroatien und Slowenien.....	43
2.4.18 Lettland.....	44
2.4.19 Litauen.....	45
2.4.20 Mexiko	46
2.4.21 Niederlande	47

2.4.22	Polen	47
2.4.23	Rumänien	48
2.4.24	Russland	48
2.4.25	Schweden	50
2.4.26	Schweiz	52
2.4.27	Slowakei	56
2.4.28	Spanien	57
2.4.29	Südafrika	58
2.4.30	Taiwan (Republik China auf Taiwan)	59
2.4.31	Tschechische Republik	59
2.4.32	Ukraine	61
2.4.33	Ungarn	62
2.4.34	Vereinigte Staaten von Amerika	63
2.4.35	Weißrussland	65
2.4.36	65	
	Multinationale Ansätze	65
3	Ergebnisse der länderspezifischen Literatursauswertung	68
3.1	Generelle Ergebnisse der Literaturrecherche – Dokumentensammlung	68
3.2	Vergleichbarkeit der Abfallströme	70
3.2.1	Zusammensetzung der Inventare	70
3.2.2	Zusammenstellung nationaler Inventare	74
3.2.3	Betrachtung der Aktivitäts- und Wärmeinventare	77
3.2.4	Charakteristika britischer und kanadischer Abfälle	79
3.2.5	Schlussfolgerungen aus der Inventarzusammenstellung	81
3.3	Stand der Endlagerprogramme	82
3.3.1	Zeitraumen der Endlagerprogramme und Verfügbarkeit der Behälter	84
3.4	Gruppierung der betrachteten Endlagerprogramme nach Wirtsgesteinen	87
3.4.1	Mikrobielle Aktivitäten im Behälternahefeld	90
3.4.2	Hydrochemisches Milieu in den Wirtsgesteinen	92
3.5	Grundlegende Anforderungen an die Behälter	92
3.5.1	Kritikalitätsausschluss	93
3.5.2	Mechanische Stabilität	95
3.5.3	Chemische Stabilität (Korrosionsresistenz) – Lebensdauer	97
3.5.4	Zerfallswärmeleistung des Inventars	99
3.5.5	Oberflächen-Dosisleistung (zum Schutz des Barrierensystems)	104
3.5.6	Handhabbarkeit – Begrenzung von Dosisleistung und Temperatur	107
3.5.6.1	Dosisleistung	107
3.5.6.2	Temperatur	108
3.5.7	Rückholbarkeit und Bergbarkeit	109
3.5.8	Weitere Anforderungen	111
3.6	Behälterkonzepte	112

3.6.1	Behältermaterialien.....	112
3.6.1.1	Auswahlkriterien für Behältermaterialien	112
3.6.1.2	Materialien für den Korrosionsschutz	116
3.6.1.3	Strukturmaterialien.....	118
3.6.2	Behälterkonzepte für Kristallingestein	119
3.6.2.1	Entwicklungslinien	119
3.6.2.2	Das schwedisch-finnische KBS-Konzept.....	120
3.6.2.3	Der kanadische Endlagerbehälter für ausgediente CANDU-Bündel	133
3.6.2.4	Behälterkonzepte in der Republik Korea	138
3.6.2.5	Tschechische Behälterkonzepte	147
3.6.2.6	Deutsche FuE-Arbeiten zu Behältern in Kristallingestein	151
3.6.3	Behälterkonzepte für Tonstein	153
3.6.3.1	Belgische Behälterkonzepte.....	153
3.6.3.2	Französische Endlagerbehälter	156
3.6.3.3	Schweizer Behälterkonzepte.....	163
3.6.3.4	Deutsche FuE-Arbeiten zu Behältern in Tonstein.....	172
3.6.4	Behälterkonzepte für Steinsalz	174
3.6.4.1	Entwicklung des POLLUX®-Systems ab 1986.....	174
3.6.4.2	Deutsche Behälterkonzepte für die Streckenlagerung im Steinsalz.....	183
3.6.4.3	Deutsche Konzepte für die Bohrlochlagerung im Steinsalz	185
3.6.5	Keramische Behälterkonzepte	188
3.6.5.1	Schweden.....	189
3.6.5.2	Schweiz	190
3.6.5.3	Frankreich.....	190
3.6.5.4	Deutschland.....	191
3.6.6	Generische Behälterforschung	191
3.6.6.1	Amerikanische Endlagerbehälter	192
3.6.6.2	Britische Endlagerbehälter	198
4	Zusammenfassung.....	206
4.1	Ergebnisse der Literaturrecherche.....	206
4.2	Vergleich der Endlagerprogramme	207
4.3	Behälteranforderungen.....	207
4.3.1	Wirtsgestein Kristallin	208
4.3.2	Wirtsgestein Tonstein	208
4.3.3	Wirtsgestein Steinsalz	209
4.4	Behälterkonzepte	209
4.4.1	Wirtsgestein Kristallin	210
4.4.2	Wirtsgestein Ton.....	211
4.4.3	Wirtsgestein Salz.....	211
4.5	Schlussfolgerungen.....	212
5	Literaturverzeichnis	213

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 1: Modularer und integraler Ansatz für Endlagergebinde	7
Abbildung 2: Hierarchische Anordnung der Gruppe A zugeordneten Kategorien.....	9
Abbildung 3: Vereinfachtes Arbeitsflussdiagramm für das AP1	11
Abbildung 4: Der belgische Supercontainer.....	26
Abbildung 5: Fertigungsphasen des belgischen Supercontainers.....	27
Abbildung 6: Chinesisches Konzept eines HLW-Endlagers im Granit.....	28
Abbildung 7: Die obertägigen Anlagen in Gorleben	30
Abbildung 8: Das ursprüngliche POLLUX®-System von 1987.....	31
Abbildung 9: Die drei finnischen KBS-3-Behältervarianten	32
Abbildung 10: Die Geologie Frankreichs	34
Abbildung 11: Kokillenbehälter der Andra aus unlegiertem Stahl.....	35
Abbildung 12: Vertikale Lagerposition eines HLW-Gebindes (indisches Konzept)	36
Abbildung 13: Darstellung eines japanischen Einlagerungskonzeptes für Kokillen	39
Abbildung 14: Der kanadische UFC-Mk.-II-Behälter	41
Abbildung 15: Darstellung eingelagerter KDC-1-Behälter	42
Abbildung 16: Anlage des koreanischen Referenz-Endlagersystems KRS	42
Abbildung 17: Koreanisches KRS-Design.....	43
Abbildung 18: Slowenisches MCNP5-Modell eines KBS-3-Behälters	44
Abbildung 19: Litauisches Referenzkonzept für einen KBS-3-basierten Behälter	45
Abbildung 20: RBMK-1500-Belegung des litauischen Referenzbehälters.....	46
Abbildung 21: Der schwedische KBS-3-Behälter	50
Abbildung 22: Geologische Kartierung Schwedens	51
Abbildung 23: Layout des schwedischen Untergrundlabors Äspö.....	52
Abbildung 24: Hebungen und Senkungen des Deckgebirges in der Schweiz	53
Abbildung 25: Schema des Schweizer Endlagerkonzeptes mit Pilotlager	54
Abbildung 26: Die sechs potenziellen Standortregionen fin der Schweiz	55
Abbildung 27: Das Multibarrierensystem im Schweizer Entsorgungskonzept	56
Abbildung 28: Slowakisches Behälterkonzept Škoda UOS VVER 440	57
Abbildung 29: Spanisches Behälterkonzept aus Kohlenstoffstahl.....	58
Abbildung 30: Potenzielle Endlagerstandorte in der Tschechischen Republik	60
Abbildung 31: Tschechisches Behälterkonzept (WWER-440) von 2012	60
Abbildung 32: Computeranimation eines KBS-3-Behälters.....	62
Abbildung 33: Einlagerungskonzept im Yucca-Mountain-Projekt	64
Abbildung 34: Aufschlüsselung der Energieproduktion in Reaktortypen.	73
Abbildung 35: Abbrand-Anreicherungs-Korrelation von entladenen Brennelementen.....	78
Abbildung 36: CANDU-Brennelement mit 37 Brennstäben.	79
Abbildung 37: Wärmeinventar kanadischer UFC-Behälter.....	79
Abbildung 38: AGR-Brennelement.....	80
Abbildung 39: Darstellung potenzieller Wirtsgesteine für die 30 Länder	88
Abbildung 40: Kritikalitätsberechnungen für verschiedene Brennstoffe.....	94

Abbildung 41: Die Neukonzipierung des kanadischen Endlagerbehälterkonzeptes	111
Abbildung 42: Schwedisches Endlagerkonzept für verglaste HLW-Abfälle (KBS-1).....	121
Abbildung 43: Detail der HLW-Endlagerung nach dem KBS-1-Konzept	122
Abbildung 44: Verschiedene schwedische Konzepte für ein Endlager.....	122
Abbildung 45: Die Endlagerung von Brennstäben in Kupferbehältern (KBS-2)	123
Abbildung 46: Verschiedene Behälterkonzepte für das schwedische Endlager	124
Abbildung 47: Das KBS-3-Konzept.....	125
Abbildung 48: Fertigung und Test der Behälter	127
Abbildung 49: Belegungsplan für 12 SWR-Brennelemente oder 4 DWR-Brennelemente ...	128
Abbildung 50: Maßstäbliches Modell eines KBS-3-Behälters.....	129
Abbildung 51: Prototypmaschinen für die Einlagerung der KBS-3-Behälter.	130
Abbildung 52: KBS-3-Behälter im Untergrundlabor Äspö nahe Oskarshamn.....	131
Abbildung 53: Piloteinlagerungsstrecke für mehrere KBS-3-Behälter	132
Abbildung 54: Zusammenstellung des KBS-3H-Supercontainers	132
Abbildung 55: Transportfahrzeug und Einlagerungsmaschine für KBS-3H	133
Abbildung 56: Die kanadischen Endlagerstudien von 1994	134
Abbildung 57: Brennstoffkorb für 2x54 CANDU-Bündel und „UFC Mk. I“	136
Abbildung 58: Der UFC Mk. II.....	136
Abbildung 59: Fertigungs- und Materialtests des UFC-Mk.-II-Behälters.....	136
Abbildung 60: Die Einlagerung des kanadischen UFC-Mk.-II-Behälters	137
Abbildung 61: Der koreanische Referenzbehälter KDC-1.	139
Abbildung 62: KDC-1-Behälter für 33x9 CANDU-Bündel.....	140
Abbildung 63: Die vertikale Einlagerung des koreanischen Referenzbehälters KDC-1	140
Abbildung 64: Alternative Belegungskonzepte für den KDC-1-Behälter	141
Abbildung 65: Alternatives Behälterkonzept für CANDU-Bündel A-KDC-CANDU	141
Abbildung 66: Das Behältertransferfahrzeug im KRS-Konzept	142
Abbildung 67: Schematische Darstellung der Pyroprozessierung.....	142
Abbildung 68: Edelstahl-Lagergefäß für keramische HLW-Abfälle.....	142
Abbildung 69: Überbehälter aus mit Kupfer überzogenem Gusseisen.	144
Abbildung 70: Vertikale Bohrlochlagerung der HLW-Überbehälter.....	145
Abbildung 71: Horizontale Lagerung der HLW-Überbehälter	146
Abbildung 72: Temperaturfeldberechnungen am Modell eines Bohrlochs.....	146
Abbildung 73: Tschechisches Behälterkonzept ("corrosion accepted") mit Bentonitringen .	148
Abbildung 74: Tschechisches Behälterkonzept ("corrosion accepted").....	149
Abbildung 75: Bohrlochkonzept für die Verwendung der BSK-RCu	152
Abbildung 76: Deutsches Referenzkonzept analog zum KBS-3-Konzept.....	152
Abbildung 77: Ein früheres belgisches Supercontainer-Konzept.....	154
Abbildung 78: Thermomechanische Simulation des Supercontainers.....	155
Abbildung 79: Die Cogema-Referenzkokille für WA-Abfälle.....	156
Abbildung 80: Ältere Kokillenformen für hochradioaktive Wiederaufarbeitungsabfälle	157
Abbildung 81: Behälter für eine CSD-Kokille aus unlegiertem Stahl	157
Abbildung 82: Behälteridentifikation auf einer keramischen Gleitkufe	159

Abbildung 83: Einlagerungskonzept der Andra für Kategorie-C-Behälter	159
Abbildung 84: Kategorie-C-Endlagerbehälter der Andra für WA-Abfälle	161
Abbildung 85: Andra-Konzept für einen BE-Endlagerbehälter	162
Abbildung 86: Einlagerungskonzept für BE-Behälter analog zu den Kokillen	163
Abbildung 87: Anfängliches Nagra-Konzept für einen Endlagerbehälter für HAA-Kokille	164
Abbildung 88: Das Multibarrierensystem des Schweizer Endlagers.....	165
Abbildung 89: Schweizerisches Stahlbehälterkonzept für SWR-Brennelemente.....	169
Abbildung 90: Handhabungsschema der schweizerischen Endlagerbehälter	169
Abbildung 91: Einlagerung der schweizerischen Endlagerbehälter.....	170
Abbildung 92: Bohrlochlagerung rückholbarer Kokillen (rK) im Tonstein.....	173
Abbildung 93: POLLUX®-3-Behälter.	173
Abbildung 94: Ursprünglich betrachtete Beladungsvarianten des POLLUX®-Behälters.	180
Abbildung 95: Schachtbeschickungsanlage für die Einlagerung von POLLUX®-Behältern..	182
Abbildung 96: Elektrolokomotive für den Transport der POLLUX®-Behälter	182
Abbildung 97: Skizze der POLLUX®-Kokille von 1987	182
Abbildung 98: POLLUX®-10-Behälter	184
Abbildung 99: Die Brennstabkokille (BSK) 3 und das „Triple-Pack“	185
Abbildung 100: Konzept für die Bohrlochlagerung von Sonderbrennelementen	186
Abbildung 101: Einlagerungsvorrichtung für die Brennstabkokille.....	187
Abbildung 102: Bohrlochlagerung der BSK3-Kokillen.	188
Abbildung 103: Der schwedische ASEA-Behälter aus Alumina.	189
Abbildung 104: Der schweizerische Vorschlag eines keramischen Behälters.....	190
Abbildung 105: Konzept eines Kupfer-Silika-beschichteten Stahlbehälters.....	190
Abbildung 106: Probefertigung eines keramischen HLW-Endlagerbehälters	191
Abbildung 107: Konzept für SiC-Barrieren um die Brennelemente oder AWA-Kokillen	191
Abbildung 108: Der YMP-Endlagerbehälter für LWR-Brennelemente	192
Abbildung 109: Behälter für HLW-Kokillen und Brennelemente der Marine	194
Abbildung 110: STAD-Konzepte für verschiedene Belegungen an DWR- und SWR-BE.....	196
Abbildung 111: Das anfängliche STAD-Konzept und spätere Studien.	197
Abbildung 112: Britisches Behälterkonzept analog dem KBS-3-Konzept.....	200
Abbildung 113: Britisches Behälterkonzept analog dem Behälterkonzept der Nagra	201
Abbildung 114: Ein Endlagerbehälter-Transportbehälter	201
Abbildung 115: Schematische Darstellung der Dokumentensammlung aus dem AP1.....	209

Tabellenverzeichnis

Tabelle 1: Grundlegende Ziele, Anforderungen und Funktionen des Endlagergebindes.....	6
Tabelle 2: Ableitung von Unterkategorien der Kategorie A	8
Tabelle 3: Übersicht über Kernenergienutzung und nationale Endlagerprogramme	16
Tabelle 4: Reaktoren in der PRIS-Datenbank der IAEA, Stand Mai 2018.	18
Tabelle 5: Aus Kernenergie erzeugte Elektrizität in Deutschland	19
Tabelle 6: Verbleib der aus deutschen Leistungsreaktoren entladenen Brennelemente	20
Tabelle 7: Inventar endzulagernder Sonderbrennelemente	21
Tabelle 8: Das kanadische APM-Programm	40
Tabelle 9: Aus der Literaturrecherche in AP1 hervorgegangene Dokumentensammlung	68
Tabelle 10: Aufteilung der in Gruppe A sortierten Dokumente nach Kategorien.....	69
Tabelle 11: Bis Ende 2017 akkumulierte Betriebslaufzeiten von Leistungsreaktoren.....	72
Tabelle 12: In Leistungsreaktoren bis Ende 2017 erzeugte Elektrizitätsmengen.....	73
Tabelle 13: Informationen zu nationalen Inventaren	75
Tabelle 14: Informationen zu nationalen Inventaren – Fortsetzung von Tabelle 13.....	76
Tabelle 15: Zusammenfassung: Behälterprogramme und Wirtsgesteinerkundung	83
Tabelle 16: Standortauswahlverfahren in den betrachteten Endlagerprogrammen	86
Tabelle 17: Untersuchte und potenzielle Wirtsgesteine	89
Tabelle 18: Übersicht über repräsentative halotolerante Mikroorganismen.....	91
Tabelle 19: Hydrochemisches Milieu im Behälternahefeld.....	92
Tabelle 20: Anforderungen an die mechanische Stabilität der Behälterkonzepte.....	95
Tabelle 21: Behälteranforderungen hinsichtlich Lebensdauer.....	98
Tabelle 22: Thermische Behälteranforderungen – Behälteroberflächentemperatur	102
Tabelle 23: Begrenzung der Oberflächendosisleistung zum Schutze der Barrieren.....	105
Tabelle 24: Wandkonzepte unterschiedlicher Endlagerbehälter	113
Tabelle 25: Materialien für verschiedene Behälterkonzepte – Farblegende für Tabelle 24 ..	114
Tabelle 26: Mechanische Kenngrößen ausgewählter Behältermaterialien	115
Tabelle 27: Beispiele für Auswahlkriterien für Behältermaterialien.....	117
Tabelle 28: Verschiedene Varianten des KBS-3-Behälters.....	131
Tabelle 29: Die beiden Endlagerkonzepte der zweiten Fallstudie	135
Tabelle 30: Kanadische Endlagerbehälter	137
Tabelle 31: Abschirm- und Festigkeitsberechnungen am KDC-1-Behältermodell.	140
Tabelle 32: Abfallformen aus der Pyroprozessierung von DWR-Brennelementen	144
Tabelle 33: Zusammenstellung der koreanischen Behälterkonzepte	145
Tabelle 34: Für die tschechischen Behälterkonzepte untersuchte Materialien	148
Tabelle 35: Slowakische und tschechische Behälterkonzepte	150
Tabelle 36: Die beiden tschechischen Behälterkonzeptlinien.....	151
Tabelle 37: Die äußeren Abmessungen des belgischen Supercontainers	155
Tabelle 38: Mechanische Kenngrößen der Betonhülle.....	155
Tabelle 39: Behälterfunktionen für französische Endlagerbehälter	158
Tabelle 40: Kokillen-Endlagerbehälter der Andra.....	160

Tabelle 41: Andra-Konzepte für BE-Endlagerbehälter	163
Tabelle 42: Anforderungen an schweizerische Endlagerbehälter	168
Tabelle 43: Anpassung des Nagra-Referenzkonzeptes	170
Tabelle 44: Referenzkonzepte für schweizerische Endlagerbehälter	171
Tabelle 45: Für den POLLUX®-8-DWR-BE ermittelte Belastungen für Auslegungslastfälle.	178
Tabelle 46: Kriterien für die Ausführung des POLLUX®-Systems.....	179
Tabelle 47: Versionen der ursprünglich konzipierten POLLUX®-Behälterfamilie.	181
Tabelle 48: Die modernen Behältervarianten des POLLUX®-Behälterkonzeptes	185
Tabelle 49: Gebindekonzepte für die Bohrlochlagerung im Steinsalz	186
Tabelle 50: Behälterkonzepte für die horizontale Streckenlagerung im YMP	193
Tabelle 51: Referenzabmessungen für das amerikanische TAD-Behälterkonzept.....	195
Tabelle 52: FuE-Bedarf für amerikanische Standardbehälterkonzepte	197
Tabelle 53: Verpackungskriterien für Behälter für Wärme entwickelnde Abfälle.....	199
Tabelle 54: Zusammenfassung der detailliert betrachteten Behälterkonzepte.....	213

Einheiten- und Abkürzungsverzeichnis

Verwendete Einheiten		
Einheit	Bezeichnung	Bedeutung
1 a 1 ka 1 Ma	1 Jahr 1 Kilojahr = 1.000 Jahre 1 Megajahr = 1 Million Jahre	Grundlegende Zeiteinheit; Zeiteinheiten für lange (geologische) Zeiträume
1 Bq	1 Becquerel = 1 Kernzerfall/Sekunde	Maß der Aktivität
1 kg _{SM} 1 t _{SM}	1 Kilogramm Schwermetall 1 Tonne Schwermetall = 1.000 kg _{SM}	Maß der Brennstoffmasse bezogen auf das eingesetzte Schwermetall (Uran, Plutonium, Thorium)
1 Gy	1 Gray = 1 Joule absorbiertener Energie/kg	Maß der Energiedosis
1 Sv	1 Sievert = 1 Joule absorbiertener Energie/kg	Maß der Organdosis (von Gewebe absorbierte, strahlungs- und strahlungs- energieabhängig gewichtete Energiedosis)
		Maß der effektiven Dosis (gewebeabhängig gewichtete Organdosis)
1 MWh _e 1 GWh _e 1 TWh _e	1 Megawattstunde (elektrisch) 1 Gigawattstunde (elektrisch) = 1.000 MWh _e 1 Terawattstunde (elektrisch) = 1.000 GWh _e	Maß der in einem Kraftwerk erzeugten elektrischen Energienmenge

Verwendete Abkürzungen und Namen		
Kürzel	Bedeutung	Verwendungsbereich
ABWR	<i>Advanced Boiling Water Reactor</i> eng. „weiterentwickelter Siedewasserreaktor“	Generation-III-Weiterentwicklung von Siedewasserreaktoren
AGR	<i>Advanced Gas-cooled Reactor</i> , eng. „weiterentwickelter gasgekühlter Reaktor“	britischer Typus eines gasgekühlten Reaktors
Andra	<i>Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs</i> frz. „Nationale Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle“	staatliche französische Entsorgungsgesellschaft
ANRA	<i>Armenian Nuclear Regulatory Authority</i> Eng. „Armenische Nukleare Sicherheitsbehörde“	Staatliche Regulierungsbehörde in Armenien
APM	<i>Adaptive Phased Management</i>	Kanadisches mehrphasiges Entsorgungskonzept für radioaktive Abfälle
ASN	<i>Autorité de Sûreté Nucléaire</i> , frz. „Nukleare Sicherheitsbehörde“	staatliche nukleare Regulierungsbehörde in Frankreich

AWA	Abfälle aus der Wiederaufarbeitung	Sammelbezeichnung für endzulagernde radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (WA), i. A. verglaste hochradioaktive Abfälle, konzentrierte Lösungen oder verpresste Metallteile in Kokillen. Für Bestände in Deutschland und Frankreich siehe auch „CSD“
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung	Staatliche nukleare Genehmigungs- und Sicherheitsbehörde in Deutschland
BE	Brennelement	
BGE	Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH	Für Bau und Betrieb des Endlagers und die Endlagerung radioaktiver Abfälle zuständige deutsche Entsorgungsgesellschaft
BOFT	Behälteroberflächentemperatur	(zulässige) Temperatur an der Oberfläche eines Behälters als sicherheitsrelevantes Auslegungskriterium für Lagerung, Handhabung, Transport oder Wechselwirkung mit technischen/geotechnischen Barrieren im Endlager
BSK	Brennstabkokille	Konzept einer Kokille für die Bohrlochlagerung gezogener Brennstäbe
BWR	<i>boiling water reactor</i> , siehe SWR	
CAEA	<i>Chinese Atomic Energy Agency</i>	chinesische nationale Kernenergiebehörde
CANDU	<i>Canadian Deuterium Uranium (int. Bezeichnung)</i>	Baureihe kanadischer schwerwassermoderierter Druckröhrenreaktoren
CNEA	<i>Comisión Nacional de Energía Atómica</i>	argentinische nationale Kernenergiebehörde
CNEN	<i>Comissão Nacional de Energia Nuclear</i>	brasilianische nationale Kernenergiebehörde
Cogema	<i>Compagnie Générale des Matières Nucléaires</i> , frz. „Allgemeine Gesellschaft für Nuklearmaterialien“	frz. Unternehmen des Brennstoffkreislaufes; Betreiberin der WAA La Hague. Teil der Areva-Gruppe
CSD-V CSD-B CSD-C	<i>colis standard de déchets vitrifiés</i> (frz. „Standardverpackung für verglaste Abfälle“), <i>colis standard de déchets boues</i> (frz. „Standardverpackung für Abfallschlämme“), <i>colis standard de déchets compactés</i> (frz. „Standardverpackung für kompaktierte Abfälle“)	französische Standardbehälter (Kokillen) für verglaste Spaltproduktlösungen (V), verglaste mittelaktive Abfälle (B) und kompaktierte Abfälle (C) aus der Wiederaufarbeitung

(U.S.) DoE	<i>(United States) Department of Energy</i>	Energieministerium der Vereinigten Staaten von Amerika
DWR	Druckwasserreaktor	Leichtwasserreaktortypus
EBW	<i>electron beam welding</i>	Elektronenstrahlschweißen
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat	Nukleare Sicherheitsbehörde in der Schweiz
ENRESA	<i>Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.</i> <i>sp. „Nationale Gesellschaft für radioaktive Reststoffe“</i>	Spanisches nationales Entsorgungsunternehmen
EPR	<i>European Pressurised Reactor</i>	DWR deutsch-französischer Entwicklung
EURATOM	Europäische Atomgemeinschaft	Gemeinschaft europäischer Staaten für die Zusammenarbeit in der friedlichen Nutzung der Kernenergie
ewG	einschlusswirksamer Gebirgsbereich	in deutschen Endlagerkonzepten und Sicherheitsbetrachtungen der den sicheren Einschluss gewährleistende Teil des Wirtsgesteinskörpers
FBR	<i>fast breeding reactor</i> , siehe SBR	
FE	<i>finite elements (programme/ calculation code)</i>	Finite-Elemente als Algorithmenklasse für numerische Berechnungen
FSW	<i>friction stir welding</i>	Rührreibschweißen
GCR	<i>gas-cooled reactor</i> , siehe GR	
GR	Gasgekühlter Reaktor	Kernreaktor mit gasförmigem Kühlmittel (z.B. CO ₂ , He)
HAA	hochaktive Abfälle	Kategorie für radioaktive Abfälle in der Schweiz; umfasst hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung und ausgediente Brennelemente
HEU	<i>highly enriched uranium</i>	hochangereichertes Uran, i. d. R. hochangereicherter Kernbrennstoff (>20%) für Forschungsreaktoren
HIC	<i>hydrogen-induced corrosion</i>	wasserstoffinduzierte Korrosion
HAZ	<i>heat-affected zone</i>	Wärmeeinflusszone (Schweißen)
HLW	<i>high-level waste</i> , siehe HAA	International übliche Bezeichnung für hochradioaktive Abfälle, insbesondere auch für aus der Wiederaufarbeitung stammende (verglaste) spaltprodukt-, aktiniden- oder transuranhaltige Lösungen
HTR	Hochtemperaturreaktor	

HWR	<i>heavy water reactor</i> , siehe SchwWR	
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i> eng. Internationale Atomenergiebehörde (IAEO)	Internationale Organisation zur Förderung der zivilen Kernkraftnutzung und der nuklearen Sicherheit
KAERI	<i>Korean Atomic Energy Research Institute</i>	(Süd-)Koreanisches Kernenergieforschungszentrum
KBS	<i>Kärnbränslesäkerhet</i> schwed. "Kernbrennstoffsicherheit"	schwedisches Entsorgungskonzept für radioaktive Abfälle
KDC	<i>Korean Disposal Container</i>	(Süd-)Koreanisches Referenzkonzept für einen Endlagerbehälter für bestrahlte Brennelemente
KKW	Kernkraftwerk	
KRS	<i>Korean Reference (Disposal) System</i>	Referenzkonzept für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in der Republik Korea
LEU	<i>low enriched uranium</i>	niedrigangereicherter (<20%) Uranbrennstoff z. B. für Leistungsreaktoren (≈2...5%)
LWR	Leichtwassermoderierter Reaktor, auch kurz: Leichtwasserreaktor	Kernreaktor, in dem zur Neutronenmoderation leichtes Wasser (H ₂ O) verwendet wird
Magnox	Magnesium non-oxydising eng. „nicht-oxidierendes Magnesium“	brit. Typ gasgekühlter Reaktoren (namensgebend ist die Legierung für das Hüllrohrmaterial)
MIC	<i>microbially induced corrosion</i>	mikrobiell induzierte Korrosion
MOX	auch „MOx“; (Uran-Plutonium-)Mischoxid	keramischer Oxidbrennstoff für thermische Reaktoren mit aus der Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente zurückgewonnenem Uran und/oder Plutonium
Nagra	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle	für Verwaltung, Transport und Lagerung radioaktiver Abfälle zuständige schweizerische Entsorgungsgesellschaft
NASA	<i>National Armenian Science Academy</i>	Nationale Wissenschaftsakademie Armeniens
NDA	<i>Nuclear Decommissioning Authority</i>	für nukleare Entsorgung zuständige Entsorgungsgesellschaft des Vereinigten Königreichs
(U.S.) NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>	Staatliche nukleare Regulierungsbehörde in den Vereinigten Staaten von Amerika

NWMO	<i>Nuclear Waste Management Organization</i>	für Verwaltung, Transport und Lagerung radioaktiver Abfälle zuständige kanadische Entsorgungsgesellschaft
NWTRB	<i>Nuclear Waste Technical Review Board</i>	U.S.-amerikanisches Beratungsgremium in Fragen der nuklearen Entsorgung
ODL	Ortsdosisleistung	Über ein Zeitintervall gemessene und durch die Länge dieses Zeitintervalls dividierte Äquivalenzdosis an einem bestimmten Ort.
(OECD-) NEA	<i>Organization for Economical Cooperation and Development – Nuclear Energy Agency</i> eng. „Dienststelle für Kernenergie in der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung“ (OWZE)	Institution der OWZE zur Förderung der sicheren wirtschaftlichen Nutzung der Kernenergie
ONDRAF/ NIRAS	<i>Organisme national des déchets radioactifs et des matières fissiles enrichies/ Nationale instelling voor radioactief afval en verrijkte Splijtstoffen</i>	Belgische nationale Einrichtung für radioaktive Abfälle und angereicherte Spaltstoffe
OFPC(u)	<i>Oxygen-free phosphorus-doped copper</i> eng. „sauerstofffreies phosphordotiertes Kupfer“	Behältermaterial in der Außenhülle des KBS-3-Behälters
OPG	<i>Ontario Power Generation</i>	kanadisches Energieversorgungsunternehmen
Posiva Oy		für Verwaltung, Transport und Lagerung radioaktiver Abfälle zuständige finnische Entsorgungsgesellschaft
PRIS	<i>power reactor information system</i> eng. „Informationssystem zu Leistungsreaktoren“	IAEA-Datenbank aller der Aufsicht der IAEA unterliegenden Leistungsreaktoren
PURAM	ung. <i>Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Nonprofit Kft.</i> international: <i>Public Limited Company for Radioactive Waste Management</i>	staatliche ungarische Entsorgungsgesellschaft für radioaktive Abfälle
PWR	<i>pressurised water reactor</i> , siehe DWR	
RGW	Rat für gegenseitige Wirtschaftshilfe	gelenkte Freihandelszone im sowjetischen Einflussbereich 1949-1991
RBMK	<i>Реактор Большой Мощности Канальный</i> (<i>Reaktor Bolschoi Moschtschnosti Kanalny</i>) russ. „Hochleistungsreaktor mit Kanälen“	graphitmoderierter Siedewasser-Druckröhrenreaktor sowjetischer Bauart
RWM	<i>Radioactive Waste Management</i>	Nationales Entsorgungsunternehmen für radioaktive Abfälle des Vereinigten Königreichs

SBR	Schneller Brutreaktor („Schneller Brüter“)	Schneller Reaktor, in dem während des Betriebes aus sog. „Brutstoff“ (z. B. U-238) substantielle Mengen Brennstoff (z. B. Pu-239) erzeugt werden
SchwWR	schwerwassermoderierter Reaktor, auch kurz Schwerwasserreaktor	Kernreaktor, in dem zur Neutronenmoderation schweres Wasser (D ₂ O) verwendet wird
SCK • CEN	<i>Studiecentrum voor Kernenergie/ Centre d'Étude de l'énergie Nucléaire</i>	belgisches Kernforschungszentrum
SKB	<i>Svensk Kärnbränslehantering AB</i> schwed. „Schwedische Kernbrennstoff-verwaltungsgesellschaft“	für Verwaltung, Transport und Lagerung radioaktiver Abfälle zuständige schwedische Entsorgungsgesellschaft
SSC	<i>stress corrosion cracking</i>	Spannungsrissskorrosion
STUK	<i>Säteilyturvakeskus</i> finn. „Behörde für Strahlenschutz und Nukleare Sicherheit“	Staatliche finnische Regulierungsbehörde für Strahlenschutz und Nukleare Sicherheit
SÚRAO	<i>Správa úložišť radioaktivních odpadů</i> tschech. „Management von Endlagern für radioaktive Abfälle“	Tschechische nationale Entsorgungsgesellschaft für radioaktive Abfälle
SWR	Siedewasserreaktor	Leichtwasserreaktortypus
TVO	<i>Teollisuuden Voima</i> finn. „Industriemacht“	finnische Betreibergesellschaft des KKW Olkiluoto
UFC	<i>Used Fuel Container</i> eng. „Behälter für verbrauchten Brennstoff“	kanadischer Endlagerbehälter für CANDU-Bündel
UOS	<i>ukládací obalový soubor</i>	tschechische Bezeichnung für den Endlagerbehälter
UOX	auch „UOx“; Uranoxid	keramischer Oxidbrennstoff für thermische Reaktoren mit Uran als Spaltstoff
VSG	Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben	Sicherheitsanalyse für ein Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle im Wirtsgestein Salz, basierend auf den Untersuchungen im Erkundungsbergwerk Gorleben
WAA	Wiederaufarbeitungsanlage (für Kernbrennstoffe)	Anlage des Brennstoffkreislaufes zur industriellen Rückgewinnung von Brennstoffen aus ausgedienten Brennelementen
WWER	<i>Водо-водяной энергетический реактор</i> (<i>Wodo-wodjanoi energetitscheski reaktor</i>) russ. „Wasser-Wasser-Energie-Reaktor“	sowjetisch/russische DWR-Baureihe
YMP	<i>Yucca Mountain Project</i> eng. „Yucca-Mountain-Projekt“	U.S.-amerikanisches Endlagerprojekt im Yucca Mountain, Nevada

ZWIBEZ	Zwischenlager Beznau	Zwischenlager für radioaktive Abfälle am schweizerischen KKW-Standort Beznau
ZZL	Zentrales Zwischenlager	Zentrales Zwischenlager für radioaktive Abfälle im schweizerischen Würenlingen

1 Einleitung: Das Vorhaben „KoBrA“ und seine Arbeitspakete

Das Ziel des Vorhabens „KoBrA“ [1] besteht in der Zusammenstellung und Herleitung von Randbedingungen, Beanspruchungsgrößen und Anforderungen an Behälter für die Endlagerung ausgedienter Brennelemente und von radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung. Im Standortauswahlverfahren für ein Endlager in tiefen geologischen Formationen in Deutschland werden dafür drei potenzielle Wirtsgesteine betrachtet: Steinsalz, Tonstein und kristalline Gesteinsformationen. Dementsprechend werden auch im Vorhaben „KoBrA“ Randbedingungen und Anforderungen für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in diesen drei Wirtsgesteintypen zusammengestellt und verschiedene Behälterkonzepte in Betracht gezogen.

Das Verbundvorhaben ist in vier Arbeitspakete unterteilt, für die jeweils definierte Teilziele formuliert sind: Im **hier vorliegenden ersten Arbeitspaket (AP1)** wurde im Rahmen einer umfassenden Literaturrecherche der nationale und internationale Stand von Wissenschaft und Technik hinsichtlich Behälterkonzepten und Behälteranforderungen erfasst. Dabei wurde eine umfangreiche Dokumentensammlung zusammengestellt und sortiert, die als Quellenbasis für alle weiteren Arbeiten zur Verfügung steht. Die Auswertung der gesammelten Informationen resultiert in einem Überblick über internationale Behälterentwicklungen sowie einer detaillierten Übersicht über die Behälterkonzepte und die ihnen zugrundeliegenden Anforderungskataloge aus elf fortgeschrittenen Endlagerprogrammen.

Im **zweiten Arbeitspaket (AP2)** [2] wurden, aufbauend auf bisherigen Untersuchungen und Forschungsarbeiten, die geologischen und betrieblichen Randbedingungen und Beanspruchungsgrößen für Endlagerbehälter ermittelt und zusammengestellt. Grundlage hierfür waren bereits erarbeitete Endlagerkonzepte und Ergebnisse von Versuchen und Erkundungen in den drei potenziellen Wirtsgesteinen. Neben den Randbedingungen aus Geologie und Endlagerbetrieb wurde auch auf die Anforderungen aus möglichen Störfallszenarien sowie aus der für die Einlagerung und eine mögliche Rückholung erforderlichen Technik eingegangen.

Das **dritte Arbeitspaket (AP3)** [3] baut auf den Ergebnissen der internationalen Recherche (AP1) sowie der Zusammenstellung der Randbedingungen und Beanspruchungsgrößen für die Endlagerbehälter (AP2) auf. Die Anforderungen an die Behälter – regulatorische, betriebliche sowie solche aus der Standortgeologie und den Einwirkungen und Prozessen, denen die Behälter ausgesetzt sind – wurden hergeleitet und systematisch dargestellt. Die für das Endlagersystem zu betrachtenden Nutzungsphasen wurden aus den regulatorischen Anforderungen hergeleitet und charakterisiert. Die Einwirkungen auf die Behälter in den drei potenziellen Wirtsgesteinen sowie die sich für die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen des Behälters als Teil des Endlagersystems ergebenden Behälterfunktionen wurden ebenfalls wirtsgesteins- und zeitphasenabhängig betrachtet. Schließlich wurden aus den Einwirkungen auf die Behälter und den Anforderungen an die Behälterfunktionen auch quantifizierbare Behälterfunktionen für alle drei potenziellen Wirtsgesteine abgeleitet.

Das **vierte Arbeitspaket** [4] dient zwei Zielen: Zum einen sollen die im ersten Arbeitspaket ermittelten vorhandenen bzw. entwickelten Behälterkonzepte dahingehend untersucht werden, ob die jeweiligen Behälterfunktionen unter den im zweiten und dritten Arbeitspaket ermittelten Randbedingungen und Einwirkungen den im dritten Arbeitspaket ermittelten Anforderungen an endlagerfähige Behälter in einem deutschen Endlager genügen. Zum anderen sollen, basierend auf den im zweiten Arbeitspaket ermittelten Randbedingungen und den im dritten Arbeitspaket hergeleiteten und zusammengestellten Anforderungen an die Endlagerbehälter, Vorschläge für mögliche generische Endlagerbehälter in den drei

potenziellen Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein erarbeitet werden. Die im ersten Arbeitspaket recherchierten Behälterkonzepte, deren Entwicklungslinien und zugrundeliegende Behälteranforderungen bilden hier den Ausgangspunkt für unabhängige eigene Überlegungen und zur Skizzierung generischer Konzepte für Endlagerbehälter.

1.1 Aufbau und Inhalt des Arbeitspaketes

Das erste Arbeitspaket stellt die Grundlage für die weitergehenden behältertechnischen Überlegungen dar. Im Mittelpunkt des Arbeitspaketes steht die umfassende Literaturrecherche zum nationalen und internationalen Stand von Wissenschaft und Technik hinsichtlich Anforderungen und Konzepten für Endlagerbehälter für hochradioaktive Abfälle. Dabei stehen die für das Langzeitverhalten der Behälter relevanten Kenntnisse, Ansätze und Nachweismethoden im Mittelpunkt der Betrachtungen. Dementsprechend werden aus den a priori vorhandenen Sicherheitsanforderungen Themenschwerpunkte und Auswahlkriterien für relevante Fachliteratur abgeleitet (Abschnitt 1.2), aus denen schließlich ein System für die Sortierung und Kategorisierung der gefundenen Dokumente erstellt wird (Abschnitt 1.3). Als Quellenbasis (Abschnitt 1.4) für die Literaturrecherche werden entsprechend des gestellten Rahmens – *nationaler und internationaler* Stand von Wissenschaft und Technik – Informationen zu sämtlichen Ländern zusammengetragen, in denen ein Endlagerprogramm existiert oder entsprechende Vorarbeiten vorliegen. Die Zusammenstellung dieser Informationen im Kapitel 2 beinhaltet die aktuelle Informationslage zu internationalen Kernenergie- und Entsorgungsprogrammen (Abschnitt 2.1) sowie zu der zugrundeliegenden friedlichen Nutzung der Kernenergie (Abschnitt 2.2). Die dem internationalen Stand gegenüberstehenden Informationen zur Nutzung der Kernenergie in Deutschland und das daraus resultierende nationale Inventar hochradioaktiver Abfälle wird in Abschnitt 2.3 dargestellt. Als Auswertung der Literaturrecherche finden sich in Abschnitt 2.4 Übersichtsartikel zu den Endlagerprogrammen der weltweit untersuchten Länder.

Die aus der Literaturrecherche gewonnenen Erkenntnisse werden im Kapitel 3 systematisch kategorisiert und zusammengestellt, um eine mögliche Übertragung der Ergebnisse auf die Endlagersituation in Deutschland beurteilen zu können. Da die jeweiligen nationalen Entsorgungsprogramme auf die zugrundeliegenden Bedingungen der Kernenergienutzung zugeschnitten sind (Reaktor- und Brennstofftypen, daraus und ggfs. aus der Wiederaufarbeitung folgende Charakteristika der Abfallströme) und zudem der geologischen Situation der betreffenden Länder (Wirtsgesteine – Art, Tiefe, Mächtigkeit) Rechnung tragen, werden die relevanten Abfallströme (Abschnitt 3.2), der Stand der fortgeschrittensten Endlagerprogramme (Abschnitt 3.3) und die jeweils vorgesehenen Wirtsgesteine (Abschnitt 3.4) betrachtet. Schließlich werden die international an Endlagerbehälter für hochradioaktive Abfälle gestellten Anforderungen zusammengefasst (Abschnitt 3.5). Informationen zu den fortgeschrittensten Endlagerbehälterkonzepten bilden den Abschluss der Auswertung (Abschnitt 3.6).

Als Ergebnis dieses Arbeitspaketes entsteht eine umfassende Quellensammlung (Abschnitt 3.1), mit Herausarbeitung der enthaltenen Informationen zu Konzepten, Anforderungen, Methoden und Nachweisen zu endlagerfähigen Behältern, kategorisiert nach Relevanz, inhaltlichem Bezug zur Endlagerbehälterforschung, Wirtsgestein und Auslegungsinventar. Aus dieser Quellensammlung werden gemeinsame und generische Faktoren, Parameter und Konzepte abgeleitet, auf deren Grundlage (zusammen mit den Ergebnissen aus der Ermittlung behälterrelevanter Randbedingungen und Beanspruchungsgrößen in den potenziellen Wirtsgesteinen im AP2) im AP3 die wesentlichen Anforderungen an Endlagerbehälter zusammengestellt und im AP4 auf mögliche endlagerfähige Behälterkonzepte angewendet werden.

1.2 Auswahlsschwerpunkte und -kriterien

Der Fokus des Verbundvorhabens KoBrA liegt im ersten Schritt auf der Identifizierung und Charakterisierung endlagerfähiger Behältersysteme bzw. deren Auslegungsanforderungen. Daher ist der Bezug zu Behälterentwicklungen wesentliches Relevanzkriterium für die Auswahl geeigneter Dokumente und Quellen. Da hierbei nicht nur das Konzept selbst, sondern seine Einzelaspekte und Merkmale – Auslegungsgrößen, Anforderungen, deren technische Realisierung und schließlich die dazugehörige Nachweisführung – gehören, wurden technische und wissenschaftliche Dokumente gesammelt und ausgewertet, die diese Inhalte möglichst umfassend und für eine große Auswahl an Randbedingungen (Wirtsgestein, Inventar etc.) adressieren.

Weiterhin orientiert sich die Recherche an den Anforderungen an endlagerfähige Behälter für hochradioaktive bzw. Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, die in den *Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle des BMU* [5] formuliert und in den *Empfehlungen der Entsorgungskommission vom 17.03.2016 (Anforderungen an Endlagergebinde zur Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle)* [6] erarbeitet worden sind. Zusätzlich findet auch der Verordnungsentwurf der *Endlagersicherheitsanforderungsverordnung* [7] Beachtung, der voraussichtlich noch 2020 die *Sicherheitsanforderungen* von 2010 ablösen wird. Im Zentrum der Sicherheitsanforderungen steht das übergeordnete Schutzziel des dauerhaften Schutzes von Mensch und Umwelt vor den Gefahren ionisierender Strahlung und sonstiger schädlicher Stoffe, aus dem das Sicherheitsprinzip des möglichst dauerhaften Einschlusses und der Konzentration der radioaktiven Abfälle im einschlusswirksamen Gebirgsbereich folgt. Die Forderung, diesem Prinzip über geologisch lange Zeiträume gerecht zu werden, bedingt ein „robustes Barrierensystem, bei dem die Sicherheitsfunktionen des Endlagersystems und seiner Barrieren gegenüber inneren und äußeren Einflüssen und Störungen unempfindlich sind“ [5]. Wartungsarbeiten oder (kontrollierte) Eingriffe während der Nachverschlussphase sind auszuschließen (passive Sicherheit). Die Erarbeitung und Umsetzung des Endlagerkonzeptes hat mit definierten Optimierungszielen für die Endlagerauslegung zu erfolgen, darunter auch

- der Strahlenschutz in der Betriebsphase,
- die Langzeitsicherheit,
- die Betriebssicherheit des Endlagers sowie die
- Zuverlässigkeit und Qualität des langfristigen Einschlusses der Abfälle [5].

Das robuste Barrierensystem in einem Endlagerkonzept für hochradioaktive Abfälle besteht aus mehreren Elementen:

- I. Die erste, technische, Barriere stellt die Abfallform selbst dar. Als chemische Barriere gegen eine Freisetzung der Radionuklide in die Umgebung dienen wahlweise oxidische Keramik (UOX- oder MOX-Brennstoff), die Glasmatrix verglaster Abfälle aus der Wiederaufarbeitung oder Radionuklide enthaltende metallische Komponenten. Diese Abfallformen setzen die enthaltenen Nuklide auch bei Wasserzutritt nur langsam frei. Bei Brennelementen kommt noch das den Brennstoff umschließende Hüllrohr hinzu, eine dünne Hülle aus einer Zirkoniumlegierung, die den Zutritt wässriger Lösungen zur Abfallmatrix weiter verzögert. Es ist hierbei zu berücksichtigen, dass Brennelemente aus Versuchs-, Prototyp- und Forschungsreaktoren in ihrer chemischen Zusammensetzung teilweise stark von denen kommerzieller Anlagen abweichen können.

- II. Die zweite (technische) Barriere ist der Endlagerbehälter, in den die hochradioaktiven Abfälle konditioniert werden. Die Gesamtheit von konditionierten Abfällen in einem Behälter stellt dabei ein endlagerfähiges Abfallgebinde (Endlagergebinde) dar.
- III. Die geotechnischen Barrieren bestehen aus der im Nahfeld des Behälters technisch gestalteten Umgebung, z. B. zum Schutz des Behälters in der Einlagerungsposition vor mechanischen Lasten, dem Zutritt wässriger Lösungen (*buffer*) oder als chemischer Puffer zur Aufrechterhaltung eines konstanten hydrochemischen Milieus. Auch Verschlussbauwerke als hydrogeologische Sperrbauwerke im verfüllten und verschlossenen Endlagerbergwerk sind geotechnische Barrieren.
- IV. Das umliegende Wirtsgestein bildet schließlich als geologische Barriere den Abschluss des Barrierensystems. Die Geologie um das Endlagersystem dient durch Tiefe des Endlagerkomplexes (Abstand) und als hydrogeologische Barriere sowie (z. B. bei Tonstein) durch seine Rückhaltewirkung der Verzögerung von aus der Abfallform entweichenden Radionukliden.

Als zentraler Bestandteil eines derartigen Multi-Barrierensystems muss das Endlagergebinde, gegebenenfalls im Zusammenwirken mit technischen Hilfssystemen wie z. B. Transfer- oder Abschirmbehältern, folgende grundlegende Aufgaben erfüllen [6]:

- 1. Aufnahme der radioaktiven Abfälle
- 2. Sicherer Einschluss der in den Abfällen enthaltenen Radionuklide über einen vom Sicherheitskonzept abhängigen Wirkzeitraum
- 3. Gewährleistung der Anforderungen aus dem betrieblichen Strahlenschutz (Begrenzung der Ortsdosisleistung an den zugänglichen Oberflächen)
- 4. Verträglichkeit mit weiteren Barrieren (z. B. chemische Zusammensetzung, mögliche mechanische Spannungen durch Ausdehnung)
- 5. Ableitung der Zerfallswärme (Begrenzung der Temperaturen in der Abfallmatrix und an der Behälteroberfläche zum Schutz der Barrieren)
- 6. Erhalt der strukturellen Integrität (sicherer Einschluss) und der Handhabbarkeit in verschiedenen Phasen der Endlagerung, auch im Hinblick auf eine mögliche Rückholung während der Betriebsphase oder eine mögliche spätere Bergung der radioaktiven Abfälle (in Deutschland bis 500 Jahre nach Verschluss des Endlagerbergwerks)

Die resultierenden zentralen Schutzziele für das Endlagergebinde lassen sich wie folgt zusammenfassen:

Sicherer Einschluss der Radionuklide. Die Endlagergebinde müssen sowohl gegen mechanische Lasten als auch gegen chemische Prozesse widerstandsfähig genug sein, um den sicheren Einschluss des radioaktiven und chemotoxischen Inventars über einen endlagerkonzeptabhängigen Zeitraum zu gewährleisten. Dazu zählen neben der Widerstandsfähigkeit gegen statische oder dynamische mechanische Lasten vor Allem auch eine ausreichende Beständigkeit gegen im hydrochemischen und mikrobiellen Milieu des Behälternahfeldes zu erwartende Korrosionsprozesse.

Schutz des Barrierensystems. Zum Schutz des Multi-Barrierensystems im Endlager sind die sich durch die Einbringung Wärme entwickelnder hochradioaktiver Stoffe ergebenden material- und barriereschädigenden Prozesse und Effekte zu begrenzen. Dazu zählen neben einer Begrenzung der auftretenden Temperaturen innerhalb (Beschädigung der Abfallmatrix)

und außerhalb (Beschädigung des Behälters selbst oder der geotechnischen und geologischen Barrieren) des Endlagergebindes auch die je nach Charakteristik der Barriersysteme notwendige Begrenzung des Strahlungsfeldes. Während temperaturabhängige thermochemische Prozesse die Rückhaltewirkung von geotechnischen und geologischen Barrieren beeinträchtigen können, sind thermische Umwandlungen in der Abfallmatrix zu vermeiden, um nach einem Integritätsverlust des Behälters die Freisetzung des Inventars zu verzögern. Korrosionsbedingte Gasbildung kann durch die druckbedingte Ausbildung von Transportpfaden ebenfalls die Einschlusswirkung der geotechnischen und geologischen Barrieren beeinträchtigen. Hohe Temperaturen im Endlagerbereich können den Druck der entstehenden Gasphase weiter erhöhen. Radiolytische Effekte im Behälternahfeld können korrosionsfördernd oder -initiiierend wirken und ebenfalls die strukturelle Integrität geotechnischer und geologischer Barrieren beeinträchtigen. Eine für die Begrenzung thermischer wie radiologischer Prozesse zentrale Anforderung ist die Gewährleistung einer dauerhaft unterkritischen Anordnung durch das Endlagergebäude zur Verhinderung von Kritikalitätsexkursionen im Endlagersystem. Ein sowohl (thermo-)chemisch-mikrobiell als auch radiologisch relevanter Prozess ist die Zersetzung von in das Endlagersystem eingebrachten Organika, die wiederum – wie auch Korrosionsprozesse und Temperatureffekte – zur Gasbildung beitragen können.

Schutz des eingesetzten Personals. Die Betriebsphase und der im Zuge der Einlagerungsarbeiten verbundene Einsatz von Personal im Endlagerbergwerk muss bei der Auslegung von Wärmeabfuhr und Strahlungsabschirmung besonders berücksichtigt werden. Aus den Anforderungen des betrieblichen Arbeits- und Strahlenschutzes gehen Grenzwerte für Temperaturfeld und Ortsdosisleistungen hervor, die in allen Zeitphasen, in denen Personal an den Gebinden eingesetzt wird, einzuhalten sind. Mögliche Rückholungs- oder Bergungstätigkeiten müssen hier ebenfalls beachtet werden, auch vor dem Hintergrund der thermisch/mechanisch/chemischen Prozesse am Endlagergebäude nach erfolgter Einlagerung.

Handhabbarkeit. Transport und Einlagerung der Endlagergebäude bedingen unter Berücksichtigung des Arbeitsschutzes Anforderungen an die mechanische Auslegung der Behälter sowie benötigter Anschlagmittel. Auch hier ist eine mögliche Rückholung oder Bergung zu berücksichtigen.

Ziel	Anforderung an das Gebinde	Behälterfunktion
Einschluss des radioaktiven Inventars	mechanische und chemische Integrität über konzeptabhängig definierten Zeitraum	Integritätserhalt unter statischen und dynamischen mechanischen Lasten
		Korrosionsbeständigkeit und chemische Verträglichkeit mit weiteren Barrieren im geologischen Millieu
Schutz des Multibarrierensystems	Begrenzung der Gasproduktion	Abschirmung
	Begrenzung der Dosisleistung	
	Unterkritikalität	Kritikalitätsausschluss
	Begrenzung des Temperaturfeldes	Wärmeabfuhr
Schutz des Personals	Begrenzung der Temperatur an der Behälteroberfläche	
	Begrenzung der Ortsdosisleistung an der Behälteroberfläche	Abschirmung
Handhabbarkeit	Dimensionen, Masse und Auslegung des Endlagergebundes müssen Handhabung gestatten	Handhabbarkeit
	geeignete Handhabungshilfen am Endlagergebunde	

Tabelle 1: Grundlegende Ziele, Anforderungen und Funktionen des Endlagergebundes

Im Hinblick auf das Schutzziel des sicheren Einschlusses und vor dem Hintergrund der Gewährleistung der sicheren Handhabbarkeit während Transport und Einlagerung in das Endlagerbergwerk, muss der Behälter die Abfälle unter Berücksichtigung aller relevanten Beanspruchungsgrößen sicher einschließen. Weiterhin müssen zum Schutz des eingesetzten Personals und der verwendeten technischen Hilfsmittel sowohl die von den Abfällen freigesetzte Wärme abgeführt als auch die emittierte ionisierende Strahlung hinreichend abgeschirmt werden. Für die Erreichung dieser Ziele werden zwei grundsätzliche Konzeptlinien für Endlagergebunde unterschieden [6]:

Ein integrales Konzept (Abbildung 1 unten) vereint sämtliche Schutzfunktionen – also neben der Gewährleistung von Unterkritikalität und sicherem Einschluss auch eine ausreichende Abschirmung der vom Abfall emittierten ionisierenden Strahlung und eine ausreichende Wärmeabfuhr – in einem Endlagergebunde. Integrale Endlagergebunde sind daher unmittelbar handhabbar. Ein Beispiel - und gleichzeitig das einzige in der Übersicht in Abschnitt 3.6 - für solche Endlagergebunde ist der deutsche POLLUX®-Behälter (Abschnitt 3.6.4.2).

Ein modulares Konzept (Abbildung 1 oben) schreibt dem eigentlichen Endlagergebunde nur einen Teil der obigen Schutzfunktionen zu, und zwar üblicherweise die Aufnahme der Abfälle (mit Gewährleistung derer Unterkritikalität) und den sicheren Einschluss über einen konzeptabhängig zu definierenden Wirkzeitraum. Die Einhaltung der Anforderungen aus dem betrieblichen Strahlenschutz (Abschirmung) sowie die Abführung der Zerfallswärmeleistung des Inventars (Temperaturbegrenzung) sowie Handhabbarkeit und Langzeitintegrität werden

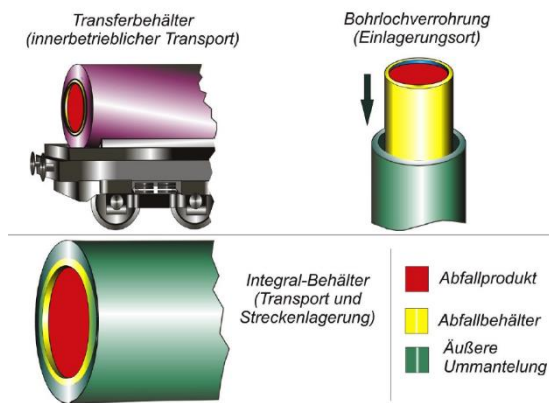


Abbildung 1:
Modularer (o.) und integraler (u.) Ansatz für
Endlagergebinde [6]

in diesem Falle durch ergänzende technische Komponenten geleistet. Im in [6] gegebenen Beispiel einer Bohrlochlagerung von Kokillen sind die Kokillen selbst das Abfallgebinde. Wesentliche Funktionen hinsichtlich Wärmeabfuhr und Handhabbarkeit werden nach der Einlagerung aber von den technischen und geotechnischen Komponenten Versatz, Verrohrung und Bohrlochverschluss übernommen, die damit zusammen mit dem Abfallgebinde als Endlagergebinde auftreten. Während Transport und Einlagerung müssen solche unabgeschirmten Gebinde außerdem in externe Abschirmbehälter verpackt werden. Als Beispiel für ein vollständig modulares System sei

das amerikanische TAD-Konzept genannt (siehe auch Abschnitt 3.6.6.1.1), das die Konditionierung der Abfälle in einen dünnwandigen Behälter vorsieht, der in einem je nach Aufgabengebiet wiederverwendbaren, externen Behälter mit spezieller Auslegung für Transport, Zwischenlagerung oder Endlagerung verpackt wird.

Die Spannweite zwischen integralen und modularen Konzepten kann je nach Endlagerkonzept variieren. So erfüllt der schwedisch-finnische KBS-3-Behälter (Abschnitt 3.6.2.2.2) sämtliche Funktionen im Endlagersystem, bedarf aber, um den Anforderungen des betrieblichen Strahlenschutzes für das eingesetzte Personal zu genügen, während Transport, Einlagerung und einer möglichen späteren Rückholung einer zusätzlichen (modularen) äußeren Abschirmung. Diese Abschirmung ist als Transportbehälter in das Transportfahrzeug (Abbildung 51 Mitte) integriert, das den Behälter bis zur Einlagerungsposition bringt. Eine weitere Möglichkeit ist die Verpackung des Endlagergebundes in eine äußere Struktur, die als Umverpackung (eng. „overpack“) gestaltet ist. Diese Umverpackung kann je nach Behälterkonzept der Gewährleistung der Gebindefunktionen während Transport und Einlagerung (sichere Handhabbarkeit) dienen, aber auch Funktionen im Endlagersystem übernehmen. Als Unterschied zu den meisten modularen Lösungen sind diese Umverpackungen elementarer Bestandteil des Abfallgebundes und bilden mit diesem wieder ein integrales Endlagergebinde, oft als *Supercontainer* bezeichnet. Beispiele hierfür sind der in der horizontalen Variante des schwedisch-finnischen KBS-3-Konzeptes (KBS-3H, Abschnitt 3.6.2.2.3) vorgesehene *Supercontainer* aus einem mit Bentonitringen in einer formstabilisierenden perforierten Stahlhülle umhüllten KBS-3-Behälter (Abbildung 54), das daraus abgeleitete tschechische Konzept (siehe Abbildung 73) sowie der belgische *Supercontainer*, der aus einem mit einem massiven Betonkörper (Umverpackung) umgossenen Stahlbehälter besteht (z. B. Abbildung 4). Während beim tschechischen Behälter eine Auslegung der Umverpackung als Abschirmung angenommen werden kann (vergl. Abschnitt 2.4.27 zum ähnlichen slowakischen Behälterkonzept), ist eine für den Schutz des Personals ausreichende Abschirmwirkung beim belgischen *Supercontainer* auch mit dem Betonmantel nicht gegeben (Abschnitt 3.5.6).

Vor dem Hintergrund der international und national vorgegebenen grundlegenden Schutzziele und -funktionen wurden im Rahmen der im Arbeitspaket 1 durchgeführten Literaturrecherche vorrangig technische und wissenschaftliche Veröffentlichungen gesucht, in denen daraus abgeleitete Behälterkonzepte dargestellt werden, sowie unterstützende Literatur zu den technisch-wissenschaftlichen Grundlagen der Behälterauslegung.

1.3 Erstellung eines Kategoriensystems

Aus den dargelegten primären Schutz- und Behälterfunktionen wurden Kategorien für die Suche nach und Sortierung von Informationen und Dokumenten abgeleitet werden. Das entwickelte Kategoriensystem besteht aus 23 Kategorien und Unterkategorien in 6 Gruppen:

- Gruppe A – direkt behälterrelevante Dokumente
- Gruppe B – indirekt behälterrelevante Dokumente
- Gruppe C – endlagersystemrelevante Dokumente
- Gruppe G – Dokumentation geologischer und hydrogeologischer Untersuchungen
- Gruppe W – Informationen zur Endlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle
- Gruppe X – nicht direkt verwertbare Informationen

Unter diesen Gruppen bildet die Gruppe A den Kern der im Rahmen einer umfassenden Literaturrecherche abzuschöpfenden Informationen zu internationalen Aktivitäten im Bereich der Behälterentwicklung. Innerhalb der Gruppe A wurden 5 Kategorien und 3 Unterkategorien gebildet, wobei 3 der 5 Kategorien direkt aus den grundlegenden Schutz- und Behälterfunktionen folgen (Tabelle 2).

Funktion	Anforderung	Kriterien	Kategorie
Einschluss	Dichtheit, mechanische Integrität und Korrosionsbeständigkeit	Informationen zu Auswahl, Fertigung, Behandlung und Verhalten von Behältermaterialien	<u>Material</u> - <u>Korrosion</u> - <u>Mikroben</u> - <u>Schweißnaht</u>
Schutz des Barrierensystems	Unterkritikalität	(länderspezifische) Inventare, auf deren radiologisch-thermische Charakteristika Anforderungen für Behälter basieren und für deren Erfüllung die Konzepte optimiert werden	<u>Inventar</u>
	Abfuhr der Zerfallswärme		
Schutz des Personals	Abschirmung ionisierender Strahlung	Anforderungen und Konzepte zur Ermöglichung der Handhabung hinsichtlich Transport und Einlagerung sowie einer möglichen Rückholung oder Bergung der Behälter nach bis zu 500 Jahren	<u>Handhabung</u>
Handhabbarkeit	Gewährleistung einer sicheren Handhabung		

Tabelle 2: Herleitung von Unterkategorien der Kategorie A („direkt behälterrelevant“) für die Literaturrecherche aus Schutz- und Behälterfunktionen

Neben diesen drei Kategorien – „Material“, „Inventar“ und „Handhabung“ – wurden in der Gruppe A noch die Kategorie „Behälter“ für Dokumente mit umfassenden Informationen zum Gesamtbehälter (Form, Funktion und Fertigung, d.h. mehrere dieser Kategorien umfassend verbindende oder verknüpfende Betrachtungen) sowie die Kategorie „Methodik“ für Quellen mit vorrangig programmrelevanten logistischen oder rechtlichen Rahmenbedingungen eingeführt. Aufgrund der Fülle und thematischen Diversität innerhalb der Kategorie „Material“ wurden hier noch ergänzende Unterkategorien eingeführt: „Schweißnähte“ für mit Schweißprozessen verbundene Untersuchungen sowie „Korrosion“ für Informationen zum Korrosionsverhalten der betrachteten Materialien (mit weiterer Unterkategorie „Mikroben“ zu

Erkenntnissen hinsichtlich im Wirtsgestein, in wässrigen Lösungen oder in geotechnischen Barrieren vorkommender korrosionsrelevanter Mikroorganismen). Eine graphische Darstellung der Gruppe-A-Kategorien und ihrer hierarchischen Anordnung ist in Abbildung 2 gegeben.

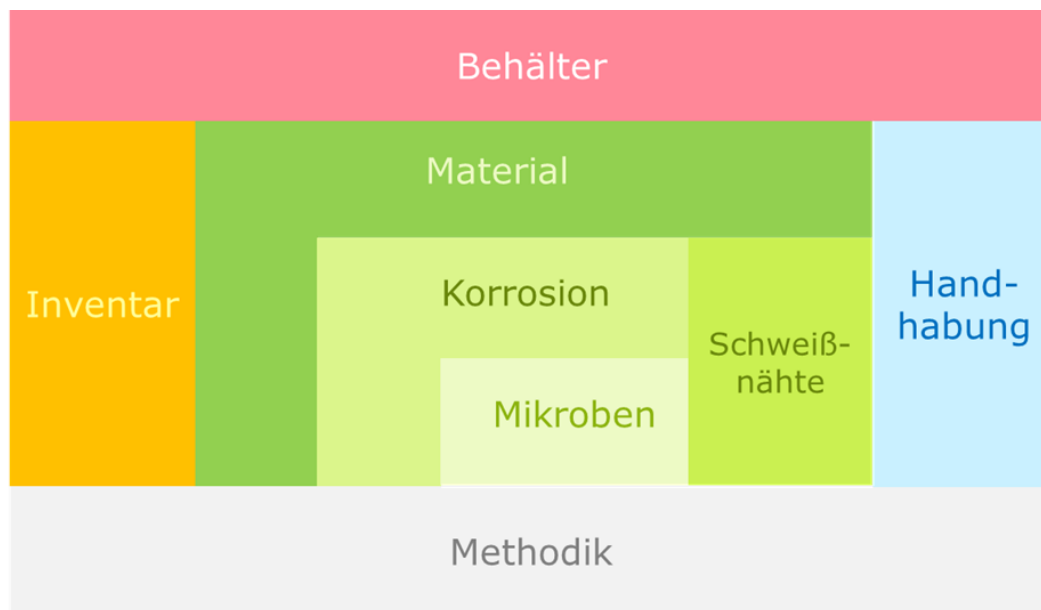


Abbildung 2: Hierarchische Anordnung der Gruppe A zugeordneten Kategorien und Unterkategorien für die Dokumentenselektion.

Dokumente der Gruppen B, C und G wurden ebenfalls weiter in insgesamt 13 Kategorien aufgeschlüsselt. Die Kategorien und Unterkategorien innerhalb der Gruppen sowie die Gruppen selbst wurden dabei für die Dokumentenselektion als abwärtskompatibel angesehen. Hierarchisch höher gestellte Kategorien können somit auch Dokumente niedrigerer Relevanz enthalten, sofern in ihnen Informationen vorhanden sind, die dies rechtfertigen. So kann beispielsweise ein Artikel über Korrosionsraten auch in die Kategorie „*Material*“ aufrücken, wenn neben den korrosionsbezogenen Inhalten weitere Informationen z. B. über mechanische Materialgrößen aufgeführt sind. Weiterhin kann ein Bericht über die generelle Endlagerauslegung (Gruppe C), der Ausführungen über zulässige maximale Temperaturen auf der Behälteroberfläche enthält, auch Gruppe A zugeordnet werden. Daraus ergibt sich zwar eine „kopflastige“ Gesamtsortierung der Literatursammlung mit im Zuge der Erstselektion möglicherweise zu hoch einsortierten Quellen, aber es ist eine konservative Herangehensweise, die eine größtmögliche Ausnutzung des international vorhandenen Informationspotenzials ermöglicht.

1.4 Auswahl der Quellenbasis für die Literaturrecherche

Für die Durchführung einer umfassenden internationalen Literaturrecherche zum Stand von Wissenschaft und Technik wurde als erster Teilschritt eine Liste von 62 infragekommenden Ländern ausgewählt. Auf Grundlage des Informationssystems der IAEA [8] sowie der Berichte von internationalen Konferenzen zur Endlagerthematik [9, 10, 11, 12, 13] wurden diejenigen 36 Staaten untersucht, die über ein (ziviles) Atomprogramm verfügen oder die Errichtung von Kernkraftwerken unmittelbar planen und entsprechend ein Interesse an Forschungs- oder Entwicklungsaktivitäten auch im Bereich der nuklearen Entsorgung und Endlagerung haben (müssen). Die Ergebnisse dieses „Länder-Scans“ werden im Abschnitt 2.4 umfassend dargestellt.

Als Ergebnis der Betrachtung dieser 36 Staaten und ihrer Anstrengungen im Bereich der Endlagerforschung wurden 11 Staaten ermittelt, deren Forschungs- und Entwicklungsprogramme weit genug fortgeschritten sind, um sich mit der technischen Konzipierung und Realisierung von endlagerfähigen Behältersystemen zu befassen. Neben den in ihren Programmen bereits weit fortgeschrittenen Ländern Finnland, Frankreich, Kanada, Schweden und der Schweiz sind dies Deutschland, Großbritannien, die Vereinigten Staaten von Amerika sowie Belgien, die Republik Korea und die Tschechische Republik. Letztere drei Staaten haben ebenfalls fortgeschrittene Endlagerprogramme und Erfahrungen im Bereich der Konzipierung und Entwicklung von Behältersystemen, es liegen aber wesentlich weniger verwertbare Quellen vor (siehe Tabelle 9). Im Rahmen der Literaturrecherche wurden fast ausschließlich Dokumente in deutscher, englischer und französischer Sprache ausgewertet. Gerade tschechische und koreanische sowie japanische Publikationen lagen, wenn öffentlich verfügbar, oft lediglich in der jeweiligen Landessprache vor, was zu einer Reduktion der Anzahl der im Rahmen dieses Vorhabens nutzbaren Dokumente führte.

Eine ergänzende Kategorie „international“ bündelt Ergebnisse multinationaler Organisationen wie der IAEA und der OECD-NEA und dient darüber hinaus als Sammelkategorie für internationale Review-Berichte und Fachartikel sowie für relevante Einzelveröffentlichungen aus nicht in der Liste vertretenen Ländern.

1.5 Organisation und Arbeitsfluss im AP1

Die Literaturrecherche zur Ermittlung des nationalen und internationalen Standes von Wissenschaft und Technik hinsichtlich existenter Anforderungen und Konzepte für Endlagerbehälter sowie sicherheitsrelevanter Behältereigenschaften wurde so angelegt, dass die aus den allgemeinen Schutzfunktionen abgeleiteten Selektionskriterien und die daraus gebildeten Kategorien (siehe Abschnitt 1.3) für relevanten Dokumente aus allen untersuchten Endlagerprogrammen einheitlich angewendet worden sind. Sie bildeten somit auch vor dem Hintergrund unterschiedlicher nationaler Ziele einen konstanten Rahmen für die Selektion und Sortierung der ermittelten Informationen.

Nach einem anfänglichen Länder-Scan, in dem die Entsorgungsprogramme aller infragekommenden Länder evaluiert worden sind (siehe Abschnitt 2.4), wurden für die weitere Recherche vorrangig Informationen aus den als relevant eingestuften Ländern gesucht. Dabei waren aus dem Länder-Scan neben allgemeinen Informationen vor Allem die verantwortlichen bzw. beteiligten staatlichen Organisationen und Institute sowie private Technologiefirmen von Nutzen, die als Ausgangspunkte für die jeweilige Recherche dienten. Die gefundene Literatur wurde entsprechend dem Kategoriensystem sortiert und die sortierten Dokumente dann entsprechend ihrer zugeordneten Relevanz sukzessive ausgewertet (siehe Abbildung 3).

Die Ergebnisse des Länder-Scans sowie der Dokumentenauswertung werden in den Kapiteln 2 und 3 dieses Berichtes weiter ausgeführt.

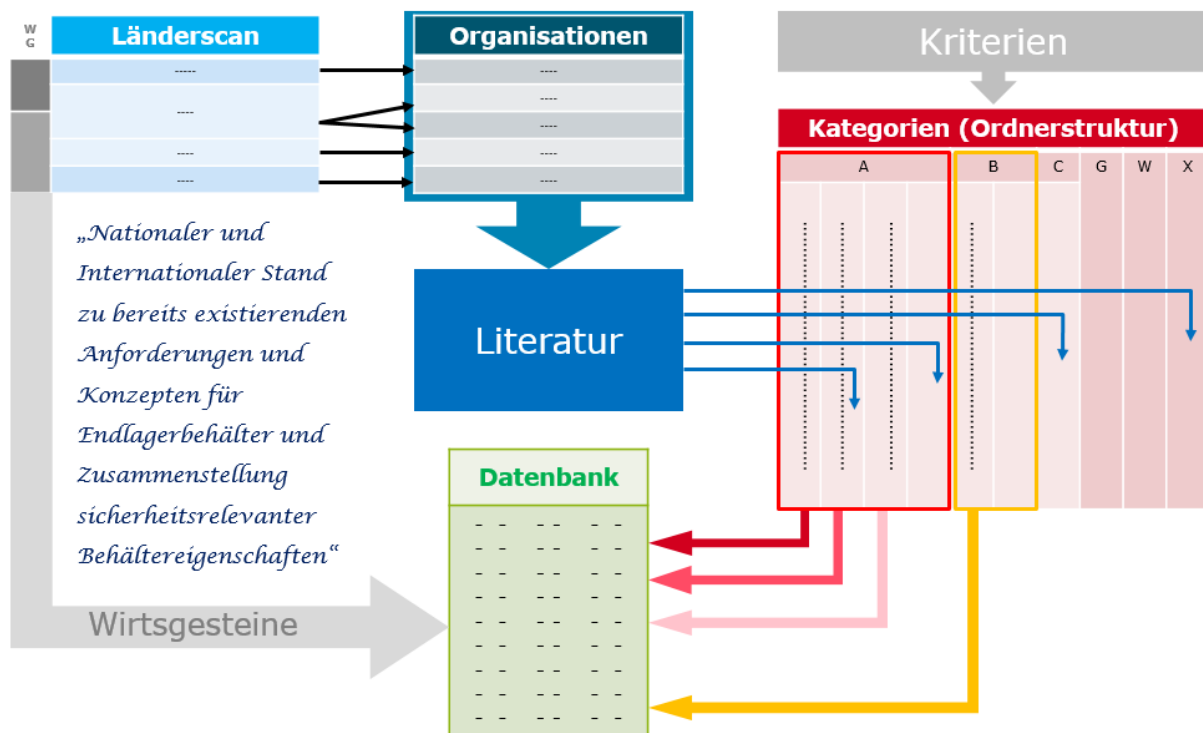


Abbildung 3: Vereinfachtes Arbeitsflussdiagramm für das Arbeitspaket 1

2 Zusammenstellung Internationaler Endlagerprogramme

2.1 Informationslage

Für die Literaturrecherche zur aktuellen Situation hinsichtlich bestehender Behälterkonzepte und -anforderungen in den weltweit durchgeführten Entsorgungsprogrammen wurde zuerst ein Gesamtüberblick über die für eine Literaturrecherche zur Endlagerforschung generell infrage kommenden Länder erstellt. Entsprechend den Artikeln des *Gemeinsamen Übereinkommens über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle* sind Staaten mit Nuklearanlagen dazu angehalten anfallende Abfälle im eigenen Lande zu entsorgen. Im Umkehrschluss sind für den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik hinsichtlich der Endlagerung solcher Abfälle primär Staaten mit einem entwickelten Kernenergieprogramm von Interesse. Länder, die die Errichtung von Kernkraftwerken planen, wie z. B. Polen oder Indonesien, beginnen daher in Übereinstimmung mit den Regelungen des *Gemeinsamen Übereinkommens* schon parallel zur Planung ihrer Reaktoren auch Planungen und Untersuchungen für spätere Endlager. Im Länderverzeichnis der IAEA [8] sind derzeit 37 Staaten verzeichnet, die über ein (ziviles) Atomprogramm verfügen und dementsprechend die Forschung und Planung zur Errichtung eines Endlagers betreiben oder zu betreiben beabsichtigen:

Argentinien, Armenien, Bangladesch, Belgien, Brasilien, Bulgarien, die VR China, Deutschland, Finnland, Frankreich, Großbritannien, Indien, der Iran, Italien, Japan, Kanada, Kasachstan, die Republik Korea, Litauen, Mexiko, die Niederlande, Pakistan, Rumänien, Russland, Schweden, die Schweiz, die Slowakei, Slowenien, Spanien, Südafrika, die Tschechische Republik, die Türkei, die Ukraine, Ungarn, die Vereinigten Arabischen Emirate, die Vereinigten Staaten von Amerika und Weißrussland. Von diesen 37 Staaten haben vier (**Bangladesch, die Türkei, die Vereinigten Arabische Emirate und Weißrussland**) noch keine Leistungsreaktoren in Betrieb gestellt und weitere drei (**Italien, Kasachstan und Litauen**) haben ihre Reaktoren stillgelegt. Ein Überblick über die in der IAEA-Datenbank enthaltenen Reaktoren folgt in Abschnitt 2.2 dieses Berichts. Aus den ermittelten Quellen ergaben sich zusätzlich zu den in der IAEA-Datenbank PRIS vertretenen Ländern Informationen zu Endlagerprogrammen in **Indonesien, Kroatien, Lettland und Polen**.

Dagegen konnten über mögliche Entsorgungsprogramme **Bangladeschs, Kasachstans, Pakistans**, des **Iran**, der **Türkei** und der **Vereinigten Arabischen Emirate** keine Informationen gefunden werden. Die Situation in diesen Ländern stellt sich wie folgt dar:

- In **Bangladesch** entstehen am Standort Rooppur zwei WWER-1000-Blöcke; Baubeginn war nach Angaben der IAEA 2017 bzw. 2018 [14, 15, 16, 17].
- Der schnelle Brutreaktor AKTAU in **Kasachstan** ist seit 1999 stillgelegt [18], die Entsorgung der hochradioaktiven Abfälle erfolgte durch Rückimport des bestrahlten Brennstoffes in die Russische Föderation [19, 20]. Kasachstan ist 2010 der *Gemeinsamen Übereinkunft* beigetreten [21].
- **Pakistan** unterhält einen CANDU-Reaktor (KKW Kanupp) in Karachi sowie vier Druckwasserreaktoren (KKW Chasnupp) in Kundian. Zwei weitere DWR-Blöcke sind am Standort Kanupp im Bau [22].
- **Der Iran** betreibt seit 2013 den WWER-1000-Block in Bushehr. Zur Neutronik des ersten Zyklus [23] sowie zu einem Konzept für einen Transport- und Zwischenlagerbehälter liegen Informationen vor, die eine trockene Behälterlagerung von ausgedienten Brennelementen nahelegen. Entsprechend IAEA-Vorgaben gilt

dabei für den Neutronenmultiplikationsfaktor k_{eff} ein Auslegungsgrenzwert von 0,95 [24].

- **Die Vereinigten Arabischen Emirate** errichten derzeit vier DWR-Blöcke mit jeweils 1.400 MWth am Standort Ruwais. Baubeginn der Blöcke war zwischen 2012 und 2015 [25, 26]. Die Vereinigten Arabischen Emirate sind 2009 der *Gemeinsamen Übereinkunft* beigetreten und haben sich so zur Entwicklung eines Entsorgungskonzeptes für ihre radioaktiven Abfälle verpflichtet [21].

Insgesamt ergeben sich daraus 36 Länder, deren Entsorgungsprogramme im Folgenden in Abschnitt 2.4 in kurzen Übersichtsartikeln dargestellt werden. Diese Artikel sind dabei je Land in bis zu vier Absätze gegliedert, die, je nach Anwendbarkeit, 1.) den Stand des Atomprogrammes, 2.) den Stand des Entsorgungsprogrammes, 3.) die geologischen Rahmenbedingungen und mögliche Standorte und 4.) den Stand der Behälterforschung beinhalten.

Über 19 weitere Länder wurden Informationen gefunden, die auf mögliche zukünftige nukleare Entsorgungsprogramme hinweisen, welche aber derzeit noch nicht begonnen worden sind:

- In Ägypten [27] wurde nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl 1986 die geplante Errichtung von Leistungsreaktoren ausgesetzt; seit den frühen 2000er-Jahren wird die Errichtung eines Kernkraftwerks wieder diskutiert [28, 29]. Erste Vereinbarungen mit der russischen Staatsgesellschaft Rosatom über den Bau von vier WWER-1200-Reaktoren [30] wurden 2015 und 2017 getroffen [31, 32, 33]. Ägypten ist nicht der Gemeinsamen Übereinkunft beigetreten; andernweitige Informationen zu einem zukünftigen Entsorgungsprogramm sind nicht vorhanden.
- Jordanien plant die Errichtung zweier russischer WWER-1000-Reaktoren in Qasr Amra [34, 35] und ist ebenfalls 2016 der Gemeinsamen Übereinkunft beigetreten [21].
- Kuba begann ab 1982 mit sowjetischer Finanzierung den Bau des Kernkraftwerkes Juragua mit 2 von ursprünglich 4 geplanten WWER-440-Blöcken [36]. Nach dem Zusammenbruch der Sowjetunion und dem Finanzierungsstopp des Projektes 1992 wurden weitere Bautätigkeiten ausgesetzt [37]. 2000 wurde das Projekt für beendet erklärt [38].
- Kuwait hat Planungen für einen in Abstimmung mit anderen Golfstaaten zu errichtenden Leistungsreaktor nach den Ereignissen in Fukushima-Daichii vorerst ausgesetzt; Pläne für den Bau eines Forschungsreaktors mit Option auf die spätere Errichtung eines Leistungsreaktor in Zusammenarbeit mit Russland waren davon nicht betroffen [39, 40].
- Das bereits auf den Philippinen errichtete Kernkraftwerk Bataan wurde nach dem Reaktorunglück von Tschernobyl nie in Betrieb genommen [41]. Wesentliche Gründe für diese Entscheidung waren die Errichtung in einer seismisch aktiven Zone nahe einem aktiven Vulkan [42] und Korruptions- und Misswirtschaftsvorwürfe gegen die an der Planung und Errichtung beteiligten Instanzen. Wiederkehrende Pläne, das Kraftwerk – als konventionelles oder als Kernkraftwerk – in Betrieb zu setzen [43, 44] stoßen auf erheblichen Widerstand [45, 46, 47] und wurden von russischer Seite als „nicht machbar“ bezeichnet [48]. Alternativ wird der Bau neuer Kraftwerke in Betracht gezogen [49].
- Saudi-Arabien beabsichtigt die Errichtung von Kernkraftwerken zur Elektrizitätserzeugung und Meerwasserentsalzung; Planungen für bis zu 16

Kernkraftwerke mit insgesamt ca. 17 GW_e bestehen, die Konzepte basieren auf Kooperationen mit der Republik Korea, der VR China, Argentinien, Russland oder Japan; derzeit laufen Machbarkeitsstudien für Errichtung und Betrieb [50, 51].

- Thailand plant im Zeitraum 2015-2036 zwei Kraftwerke [52] zu errichten, eines mit russischer, eines mit japanischer Hilfe [53].
- Der geplante Bau von bis zu drei Kernkraftwerken (jeweils in Kooperation mit Russland, der Republik Korea [54] und Japan [55]) mit je vier 1000-MW_e-Reaktoren in Vietnam wurde 2016 aus energiewirtschaftlichen Erwägungen aufgegeben [56, 57].

Albanien [58, 59], Algerien [31], Ghana [60, 61, 62], Kenia [63, 64, 65], Malaysia [66, 67, 68], Namibia [69, 70, 71, 72, 73], Nigeria (Planung für vier russische 1000-MW_e-Reaktoren [74]), Sambia [75], der Sudan [27] und Tunesien [76, 77, 78] beabsichtigen mittel- oder langfristig die Errichtung von eigenen Kernkraftwerken [79, 80]. Myanmar beabsichtigt den Bau eines Forschungsreaktors, mit dem Ziel Fachkräfte für den Umgang mit Kernreaktoren zu schulen [81]. Von diesen 19 Ländern sind 7 – Nigeria 2007, Ghana, Saudi-Arabien und Albanien 2011, Vietnam 2013, Jordanien 2016 und Kuba 2017 – der Gemeinsamen Übereinkunft beigetreten [21], was implizit die Etablierung eines Entsorgungsprogrammes gleichzeitig zum Atomprogramm bedeutet [82]. Die Philippinen sind seit 1998 Signatarstaat, haben die Gemeinsame Übereinkunft allerdings noch nicht ratifiziert [21].

Weitere 5 Länder haben nach aktuellen Informationen bestehende Aktivitäten, teilweise aus wirtschaftlichen oder politischen Gründen, eingestellt und werden auf absehbare Zeit keine nationalen Anstrengungen auf dem Gebiet der Kernenergienutzung und der damit zusammenhängenden Entsorgung radioaktiver Abfälle unternehmen: Die Atomprogramme Libyens [83] und Venezuelas [84, 85] wurden zwischenzeitlich eingefroren oder eingestellt. Seit den 1970er-Jahren unternommene Bestrebungen Syriens zur Errichtung eines Kernkraftwerkes, u.a. mit französischer, chinesischer, indischer, argentinischer und russischer Kooperation, wurden nicht weiterverfolgt; abgesehen von einem Forschungsreaktor sind bislang keine Anlagen bekannt. Die derzeitige Situation ist bürgerkriegsbedingt unübersichtlich [86]. Marokko [87] und Sri Lanka [88] behalten sich die Nutzung von Kernenergie als zukünftige Option vor.

Über die bestehenden Atomprogramme, deren technischen Stand oder Existenz, und daher auch über mögliche Entsorgungsprogramme Israels und der KDVR („Nord-Korea“) liegen keine Informationen vor.

Die teilweise unvollständigen Informationen über die Atomprogramme dieser 26 Länder beziehen sich auf Planungen, Machbarkeitsstudien und multinationale Abkommen; detaillierte Informationen zu den Kernkraftwerken selbst – die projektierten Reaktoren tauchen auch nicht (mehr) in Kategorie „under construction“ der IAEA-Datenbank PRIS auf (vergleiche Tabelle 4) – oder zu möglichen Entsorgungsprogrammen sind aufgrund des wenig fortgeschrittenen Standes dieser Programme nicht verfügbar. Daher wurden diese 26 Länder nicht in die Übersicht aufgenommen. Eine Zusammenfassung des internationalen Standes zur Kernenergienutzung und zu Endlagerprogrammen ist in Tabelle 3 dargestellt.

Tabelle 4 zeigt die in der IAEA-PRIS-Datenbank aufgeführten Leistungsreaktoren, gruppiert nach verschiedenen Reaktortechnologien (Leichtwasser-, Schwerwasser-, gasgekühlte sowie Hochtemperaturreaktoren sowie Schnelle Brüter). Die absoluten Zahlen beinhalten dabei auch Versuchsanlagen für die kommerzielle Energieversorgung, wie z.B. den AVR Jülich (HTR) oder den KNK II des Kernforschungszentrums Karlsruhe/KIT (SBR). Reine Forschungsreaktoren wie z. B. der Mainzer TRIGA-Mk.-II-Reaktor oder der FRM II in Garching bei München sind wiederum nicht vertreten.

Wie aus dieser Zusammenstellung deutlich hervorgeht, sind Leichtwasserreaktoren weltweit am verbreitetsten, gleichermaßen unter den aktiven (85%), den inaktiven (61%) und den konzipierten (90%) Reaktoren. Den überwiegenden Anteil hierbei bilden Druckwasserreaktoren (65% der aktiven, 30% der abgeschalteten und 83% der neuen Reaktoren) und Siedewasserreaktoren (jeweils 17%, 24% und 7%), was die überwiegende Zahl internationaler ziviler Kernenergieprogramme und resultierender Abfallströme grundsätzlich vergleichbar zur deutschen LWR-Reaktorflotte macht. Zwar gibt es geringe Unterschiede in Geometrie oder Materialauswahl z. B. zwischen westlichen Systemen und den in Osteuropa und Asien verbreiteten sowjetisch-/russischen WWER-Anlagen, aber die wesentlichen Abfallcharakteristika und -mengen sind übertragbar.

Forschungs- und Versuchsreaktoren, die im IAEA-PRIS nicht aufgeführt werden, haben in der Regel eine von großen Leistungsreaktoren stark abweichende Kernausslegung z. B. mit Optimierung auf hohe Neutronenflussdichten in bestimmten Bereichen des Neutronenspektrums. Die für diese Spezialreaktoren zum Einsatz kommenden Brennelementen haben von Leistungsreaktorbrennstoffen teilweise stark abweichende Materialzusammensetzungen (z.B. Uran-Silizium-Verbindungen auf Aluminium im Falle der Forschungsneutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz (FRM II) in Garching [89]) und Anreicherungen (oft hochangereichertes Uran), sind aber allgemein Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle und müssen als solche entsorgt werden. Für Sonderbrennelemente aus deutschen Versuchs-, Prototyp- und Forschungsreaktoren existieren Konzeptbetrachtungen zur Endlagerung parallel zu den Brennelementen der Leistungsreaktoren in mit entsprechenden Inneneinbauten ausgerüsteten Brennelementelagerbehältern [90]; allerdings gibt es derzeit noch offene Fragen hinsichtlich der Gewährleistung der dauerhaften Unterkritikalität über einen Zeitraum von einer Million Jahren [91], insbesondere angesichts der von Leistungsreaktorbrennelementen unterschiedlichen chemischen Zusammensetzung der Abfälle (z. B. silizium- oder carbidhaltige Brennstoffe) und sich daraus ergebenden Unterschiede im geochemischen Langzeitverhalten, etwa bei Zutritt salinarer Lösungen [92]. Die anfallenden geringen Mengen der verglichen mit modernen Leistungsreaktoren kleinen Forschungsreaktoren machen in Ländern mit Kernenergienutzung nur einen sehr geringen Teil der endzulagernden Wärme entwickelnden radioaktiven Abfälle aus. Gegenüber einer aus deutschen Leistungsreaktoren insgesamt entladenen Schwermetallmasse von 15.155 t_{SM} (Stand 31.12.2016, siehe Tabelle 6) machen die insgesamt aus den 8 bis dahin stillgelegten Forschungs- und Versuchsreaktoren entladenen 189,9 t_{SM} nur 1,2% der Gesamtmenge aus. An den noch bestehenden Forschungsreaktoren wurden zum gleichen Zeitpunkt etwa 2,64 t_{SM} gelagert [93]. Eine Übersicht über die insgesamt endzulagernden Brennstoffbestände (Gesamtmasse ca. 12 t_{SM}) aus deutschen Versuchs-, Prototyp- und Forschungsreaktoren findet sich in Tabelle 7.

Kernenergienutzung und Endlagerprogramme international					
Endlagerprogramm	ja		• Indonesien • <i>Kasachstan</i> • Lettland (<i>kein Atomprogramm!</i>) • Polen • Weißrussland	• Argentinien • Armenien • Belgien • Brasilien • Bulgarien • VR China • Deutschland • Finnland • Frankreich • Indien • Italien • Japan • Kanada • Republik Korea • Kroatien • Litauen • Mexiko • Niederlande	• Rumänien • Russland • Schweden • Schweiz • Slowakei • Slowenien • Spanien • Südafrika • Rep. China (Taiwan) • Tschechische Republik • Ukraine • Ungarn • Vereinigtes Königreich • Vereinigte Staaten von Amerika
	geplant		• <i>Albanien^{JC}</i> • <i>Ghana^{JC}</i> • <i>Jordanien^{JC}</i> • <i>Nigeria^{JC}</i> • <i>Philippinen^{JC}</i> • <i>Saudi-Arabien^{JC}</i> • <i>Vereinigte Arab. Emirate^{JC}</i> • <i>Vietnam^{JC}</i>		
	k. A.	• <i>Israel</i> • <i>KDVR</i>	• <i>Ägypten</i> • <i>Algerien</i> • <i>Bangladesch</i> • <i>Kenia</i> • <i>Kuba</i> • <i>Kuwait</i> • <i>Malaysia</i> • <i>Namibia</i> • <i>Sambia</i> • <i>Sudan</i> • <i>Thailand</i> • <i>Tunesien</i> • <i>Türkei</i>	• <i>Iran</i> • <i>Pakistan</i>	
IAEA		k. A.	geplant	ja	
OECD-NEA		Kernenergienutzung (seit 1954)			

Tabelle 3: Übersicht über Kernenergienutzung und nationale Endlagerprogramme in 62 Ländern. Länder, zu denen keine relevanten Informationen zusammengetragen werden konnten, sind kursiv geschrieben und ausgegraut.
JC – Endlagerprogramm beabsichtigt qua Beitritt zum *Gemeinsamen Übereinkommen*.

2.2 Internationaler Stand der zivilen Kernenergienutzung

Im Informationssystem der IAEA [8] sind derzeit 674 Kernreaktoren erfasst (Tabelle 4). Dabei werden Druck- und Siedewasserreaktoren als Leichtwasserreaktoren (LWR) zusammengefasst. Aufgrund der ähnlichen Gesamtfunktionsweise sind auch zwei abgeschaltete schwerwassermoderierte Leichtwasserreaktoren (HWLWR) hier einsortiert. Die (graphitmoderierten) Druckröhrenreaktoren der sowjetischen RBMK-Serie wurden ebenfalls hier aufsummiert, da der Brennstoff Uranoxid trotz der eher mit CANDU- (*HWR*) und MAGNOX-Reaktoren (*GR*) vergleichbaren Fahrweise zu einer LWR-artigen Abfallcharakteristik führt [94, 95]. Als Schwerwasserreaktoren (*heavy water reactor*, *HWR*) sind hier vorwiegend CANDU-Reaktoren sowie der schwerwassermoderierte Dampferzeugerreaktor (SGHWR) vertreten. Gasgekühlte Reaktoren sind maßgeblich die britischen MAGNOX- und AGR-Modelle, sowie vier abgeschaltete schwerwassermoderierte gasgekühlte Reaktoren (HWGCR). Die weiteren Abkürzungen beziehen sich auf Schnelle Brutreaktoren (SBR, flüssigmetallgekühlte schnelle Brutreaktoren) sowie Hochtemperaturreaktoren (HTR).

Stand Mai 2018 [8]	aktiv					abgeschaltet					Im Bau				
Land	LWR	HWR	GR	SBR	HTR	LWR	HWR	GR	SBR	HTR	LWR	HWR	GR	SBR	HTR
Argentinien		3									1				
Armenien	1					1									
<i>Bangladesch</i>											1				
Belgien	7					1									
Brasilien	2										1				
Bulgarien	2					4									
VR China	36	2		1							17				1
Deutschland	7					24	1	1	1	2					
Finnland	4										1				
Frankreich	58					1		9	2		1				
Großbritannien	1		14				1	27	2						
Indien	4	18									2	4		1	
<i>Iran</i>	1														
Italien						3		1							
Japan	42					16		1	1		2				
Kanada		19				1	5								

Stand Mai 2018 [8]	aktiv					abgeschaltet					Im Bau				
Land	LWR	HWR	GR	SBR	HTR	LWR	HWR	GR	SBR	HTR	LWR	HWR	GR	SBR	HTR
<i>Kasachstan</i>									1						
Rep. Korea	20	4				1					4				
Litauen						2									
Mexiko	2														
Niederlande	1					1									
<i>Pakistan</i>	4	1									2				
Rumänien		2													
Russland	35			2		6					6				
Schweden	8					4	1								
Schweiz	5							1							
Slowakei	4					2		1			2				
Slowenien	1														
Spanien	7					2		1							
Südafrika	2														
Taiwan	6										2				
Tschechien	6														
<i>Türkei</i>											1				
Ukraine	15					4					2				
Ungarn	4														
USA	99					28	3		1	2	2				
<i>VAE</i>											4				
Weißrussland											2				
Σ_{PRIS}	384	49	14	3		101	11	42	8	4	53	4		1	1

Tabelle 4: Reaktoren in der PRIS-Datenbank der IAEA [8], Stand Mai 2018. Über Länder mit ausgegrautem Namen fehlen Informationen zum Endlagerprogramm; sie werden daher in diesem Bericht nicht weiter behandelt.

2.3 Kernenergienutzung und Abfallmengen in Deutschland

Entsprechend den Informationen des IAEA-PRIS [96] setzen sich die vorhandenen Leistungsreaktoren in Deutschland wie folgt zusammen:

	Reaktortyp	Anzahl	Relative Anteile an...		
			Installierter Leistung ¹	Produktion ²	akkumulierter Laufzeit ³
LWR	Siedewasserreaktor	11	28,59%	28,29%	30,62%
	Druckwasserreaktor ⁴	20	69,59%	71,52%	64,79%
HTR	Hochtemperaturreaktor	2	1,16%	0,08%	2,43%
HWR	Schwerwasser-Druckreaktor	1	0,20%	0,10%	1,79%
SBR	Schneller Brüter	1	0,08%	0,01%	0,37%
GCR	Schwerwassermoderierter Gasgekühlter Reaktor	1	0,38%	0,00%	0,00%
Summe absolut		36	27.862 MW_e	5.027,60 TWh_e	588,11 fpy

Tabelle 5: Aus Kernenergie erzeugte Elektrizität in Deutschland. Werte berechnet nach den Angaben in [96].

Von diesen Anlagen sind im Jahre 2018 noch sechs Druckwasserreaktoren und ein Siedewasserreaktor mit einer installierten Leistung von 10.013 MW_e (netto 9.515 MW_e) in Betrieb. Abgesehen von Versuchsanlagen sind 98,2% der jemals installierten elektrischen Gesamtkapazität in Leichtwasserreaktoren (28,6% Siedewasserreaktoren und 69,6% in Druckwasserreaktoren inkl. 8% WWER) installiert, mit direkt vergleichbaren Anteilen an der Gesamtelektrizitätsproduktion und den generierten Abfallmengen.

Eine vollständige Aufstellung des bis zum 31.12.2016 aus Leistungsreaktoren entladenen Brennstoffes beläuft sich auf 15.155 t_{SM} [93] (siehe Tabelle 6). Davon wurden 41,85% in die Wiederaufarbeitungsanlagen nach La Hague und Sellafield (sowie ein kleiner Teil von etwa 0,6% nach Karlsruhe und Mol) geliefert. An endzulagernden Abfällen waren zum Stichtag 31.12.2014 für die Standortzwischenlager (BE-Lagerbecken und Behälterlager) sowie die Behälterzwischenlager Ahaus, Gorleben und Lubmin (ZL Nord) 8.379 t_{SM} ausgedienter Brennelemente und 3.164 Kokillen aus der Wiederaufarbeitung aufgeführt. Die Gesamtprognose des zuständigen Bundesumweltministeriums extrapoliert etwa 10.500 t_{SM} ausgedienter Brennelemente aus Leistungsreaktoren sowie 7.979 Kokillen aus der Wiederaufarbeitung, davon 3.735 mit hochradioaktiven, Wärme entwickelnden Abfällen [97]. Unter den Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Abfällen sind 3.024 CSD-V-Kokillen aus

¹ Als installierte Leistung wird hier die Gesamtkapazität (*gross capacity*) entsprechend IAEA-PRIS angegeben, die i. A. größer ausfällt als die Auslegungs- und die Nettokapazität.

² Für die 7 derzeit noch am Netz befindlichen Anlagen sind die Werte für Elektrizitätsproduktion und Laufzeit bis zum 31.12.2017 angegeben [96].

³ Die effektive Laufzeit in Vollastjahren (*full power years, fpy*) ergibt sich rechnerisch aus der anlagenspezifischen Nettoleistung und der erzeugten Energie und bilden daher eine untere Grenze für die Abschätzung realer Betriebszeiten; Laufzeitangaben der 7 noch aktiven Anlagen gehen bis zum Stichtag 31.12.2017 ein.

⁴ Inklusive des WWER-70 des KKW Rheinsberg und der 5 WWER-440-Reaktoren in Greifswald.

La Hague, 571 britische Kokillen (UK-HAW) und 140 Kokillen aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (HAW-WAK) zu erwarten [97]. Unter den weiteren Kokillen entfallen 140 Kokillen auf französische Gebinde des Typs CSD-B mit verglasten mittelaktiven Verdampferkonzentraten und Prozesslösungen [98] und 4104 Kokillen auf französische Gebinde des Typs CSD-C mit kompaktierten metallischen Strukturelementen [99].

Den größten Anteil an endzulagernden AWA machen französische CSD-Kokillen aus. Ebenfalls endzulagernde britische HLW-Kokillen sind nach Angabe vergleichbarer schweizerischer Quellen in ihren äußeren Abmessungen identisch [100]. Eine Besonderheit des deutschen Entsorgungsprogrammes stellt die Klassifizierung der verschiedenen Abfallarten dar: Die in Deutschland in Form der CSD-B-Kokillen vorhandenen verglasten Prozesslösungen und die in den CSD-C-Kokillen enthaltenen kompaktierten Strukturelemente werden in Frankreich und Großbritannien als langlebige mittelaktive Abfälle betrachtet und dementsprechend getrennt von den hochradioaktiven, Wärme entwickelnden Abfällen (*HA* in Frankreich, *HLW* in Großbritannien) entsorgt [101, 102, 103, 104]. Demgegenüber sind in Deutschland sämtliche dieser Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (als Überbegriff hier: AWA) gemeinsam mit ausgedienten Brennelementen als Wärme entwickelnde Abfälle endzulagern.

Die Prognose endzulagernder Brennelemente hat sich zwischen 2008 (10.678 t_{SM}, davon 6.746 t_{SM} aus DWR, 3.347 t_{SM} aus SWR und 585 t_{SM} aus WWER) [105] und 2014 (insgesamt ca. 10.500 t_{SM}) im Wesentlichen nicht verändert.

Art	Ort	Menge [t _{SM}]	Summe [t _{SM}]
Zwischenlager	Beckenlagerung	3.609	8.485
	Behälterlager ZLN	583	
	Standort-Behälterlager	4.201	
	Behälterlager Ahaus und Gorleben	92	
Wiederaufarbeitung	La Hague	5.393	6.343
	Sellafield	851	
	WAK	85	
	EUROCHEMIC (Belgien)	14	
Ausfuhr	in die UdSSR (WWER-Brennstoff)	283	327
	nach Schweden (CLAB)	17	
	nach Ungarn (KKW Paks)	27	
Summe gesamt [t_{SM}]		15.155	

Tabelle 6: Verbleib der aus deutschen Leistungsreaktoren entladenen Brennelemente zum 31.12.2016, nach [93]

Sonderbrennelemente aus Versuchs-, Prototyp- und Forschungsreaktoren werden im *Nationalen Entsorgungsprogramm* [106] mit einer insgesamt anfallenden Schwermetallmasse von 10...12 t_{SM} abgeschätzt und sind, soweit für die verwendeten Brennstoffe keine Rückführung in andere Länder (z. B. die Vereinigten Staaten von Amerika) vorgesehen ist, als Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle gemeinsam mit den Brennstoffen der Leistungsreaktoren endzulagern. Neben den Brennelementkugeln der Hochtemperaturreaktoren AVR in Jülich und THTR-300 in Hamm-Uentrop sind hier die Brennstäbe oder Brennelemente der Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage (KNK) Karlsruhe, der Forschungsreaktoren München (FRM II), Mainz (FRMZ) und Berlin (BER II),

des Rossendorfer Forschungsreaktors (RFR) und des Nuklearschiffes „Otto Hahn“ zu betrachten. Eine Zusammenstellung des Inventars dieser Sonderbrennelemente ist in Tabelle 7 gegeben. In einem entsprechenden Vorhaben wurde aufgrund der vergleichsweise geringen Wärmefreisetzung dieser Abfälle die Einlagerung in mit speziellen Innenstrukturen ausgestatteten regulären Endlagerbehältern als möglich befunden. Hierbei wurde der Fokus auf die Möglichkeit einer Beladung der betrachteten Behältertypen (Brennstabkockille und Transportbehälter der CASTOR®-Serie) gesetzt. Aussagen zu Dosisleistung, Neutronenquelltermen, Verhalten der Abfälle bei Zutritt wässriger Lösungen etc. werden nicht gemacht. Ein Nachweis zur Kritikalitätssicherheit liegt lediglich für die Lagerung der HTR-Brennelementkugeln in Transportbehältern des Typs CASTOR®-THTR/AVR vor [90].

Herkunft der Brennelemente	„Status Quo [2011] der Zwischenlagerung ausgedienter Brennelemente [...] aus Forschungsreaktoren“ [90]		Verzeichnis radioaktiver Abfälle 2015 und Prognose [97]	
	Inventar	Masse ^B [kg _{SM}]	Inventar	Masse [kg _{SM}]
AVR Jülich	288.033 BE	≤ 2.092,44	≈ 290.000 BE	≈ 2.000
THTR-300	617.606 BE	≈ 6.935,72	617.606 BE	≈ 7.000
KNK II	2.484 BS	≈ 412,28	2.413 ^{KNK} BE	≈ 500 ^{KNK}
„Otto Hahn“	52 BS	5.122,00		
RFR	951 BE	381,63	951 BE	< 2.000*
FRM II	190 BE	≤ 1.555,34	35 BE	243,5
BER II	287 BE	59,41...480,15 ⁵	57 BE	77,4
FRMZ	89 BE	17,89	4 BE	0,764
Gesamtmasse		< 16.997,45		< 11.822

Tabelle 7: Inventar endzulagernder Sonderbrennelemente aus Versuchs-, Prototyp- und Forschungsreaktoren. Der Asterisk (*) kennzeichnet die Angabe von Gesamtmassen anstatt der Schwermetallmasse und ist daher eine obere Grenze für die Abschätzung. **B** – aus verschiedenen Angaben berechnet; **KNK** – Identifizierung durch die in beiden Quellen genannte Einlagerung in 4 Behältern des Typs CASTOR®-KNK im Zwischenlager Nord.

2.4 Entsorgungs- und Endlagerprogramme: Länderübersichten

Im Rahmen der Literaturrecherche wurden die Entsorgungs- und Endlagerprogramme jener 36 Länder untersucht, für die aus internationalen Berichten entsprechende Informationen vorliegen (siehe Abschnitt 2.1). Anhand der jeweiligen Veröffentlichungen wurden für jedes Land folgende Informationen zusammengetragen und zwecks einer genauen Beurteilung des aktuellen Standes der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten im Bereich der Endlagerung hochradioaktiver bzw. Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Entwicklungsstufen gruppiert⁶:

⁵ Die große Bandbreite ergibt sich aus der Angabe von „207...1.673 g_{SM}/BE“ für HEU- bzw. LEU-BE. Die Gesamtmasse der Brennelemente selbst wird mit „maximal 7,0 kg/BE“ angegeben [90].

⁶ Alle Zahlenwerte entsprechen dem Stand vom Mai/Juni 2018

- Kernenergienutzung: Das Vorhabenziel der Erarbeitung von Anforderungen und Konzepten für Behälter zur Endlagerung hochradioaktiver und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle bedingt durch die notwendigerweise vergleichbare Abfallcharakteristik (insbesondere Wärmefreisetzung, Form/Konditionierung und Aktivität) einen Fokus auf Länder mit Leistungsreaktoren, vorzugsweise LWR. Dabei wird die vorhandene Reaktorflotte eingeteilt in **aktive** (d. h. in Betrieb befindliche), **abgeschaltete** (inklusive im Rückbau begriffene oder bereits rückgebaute) und **im Bau befindliche** Reaktoren. Die Anzahl abgeschalteter und aktiver Reaktoren erlaubt eine grobe qualitative Einschätzung des vorhandenen Abfallvolumens und der Zuwachsrates an Abfällen; künftige Reaktoren vergrößern die zu erwartende Abfallmenge entsprechend.
- Abfallform: Die Abfallströme eines Kernkraftwerkes lassen sich anhand verschiedener Kriterien wie Wärmefreisetzung, Aktivität oder Gehalt an bestimmten Strahlungsemittern (z. B. α -Strahler) in verschiedene Kategorien einteilen. Im Rahmen des Vorhabens „KoBrA“ sind gemäß der deutschen Systematik ausgediente Brennelemente und Wärme entwickelnde Abfälle von Interesse. Dies umfasst einerseits die abgebrannten bzw. bestrahlten Brennelemente als Primärabfall aus den Reaktoren. Jedoch werden nicht in allen Staaten diese Brennelemente (**BE**) als Abfall angesehen; mit chemischen Verfahren der Wiederaufarbeitung lassen sich aus ihnen Uran und Plutonium für die Herstellung neuer Uranoxid-(UOX-) oder Mischoxidbrennstäbe (MOX) zurückgewinnen. Solche Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (**AWA**) umfassen unter anderem hochradioaktive Lösungen von Spalt- und Zerfallsprodukten und minoren Actiniden, die anschließend verglast und in Stahlkokillen eingegossen werden (in den meisten Entsorgungsprogrammen dem internationalen Sprachgebrauch entsprechend als HLW – eng. „high-level waste“ bezeichnet). In Deutschland kommen aufkonzentrierte und ebenfalls in Stahlkokillen verglaste Lösungen aus den Prozessen und kompaktierte metallische Strukturbauteile der aufgearbeiteten Brennelemente hinzu. In Ländern, in denen ein geschlossener Brennstoffkreislauf angestrebt wurde oder wird (z. B. Frankreich, Großbritannien, Russland, USA) sind diese **AWA**-Kokillen (oder zumindest die Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Abfällen) endzulagernder Abfall. Eine umfassende Auflistung von international vorhandenen Abfallinventaren findet sich im Abschnitt 3.2.2 in Tabelle 13 und Tabelle 14.
- Geologie: Die durch die Lage der betrachteten Länder bestimmte jeweilige geologische Situation bestimmt die Möglichkeiten für die Erkundung geeigneter Wirtsgesteinsformationen und die Errichtung eines Endlagerbergwerkes. Im Rahmen der Literaturrecherche wurden die potenziellen Wirtsgesteine der Länder miterfasst und der Stand der Standortauswahl entsprechend in vier Gruppen unterteilt: In **vorhandene** potenzielle Wirtsgesteine, die durch Kartierung oder Beprobung ermittelt worden sind; in **erwogene** Wirtsgesteine, die für ein Endlager in Betracht gezogen werden; in **erkundete** Wirtsgesteine, die für die Errichtung und den Betrieb eines Endlagers hinsichtlich ihrer geologischen, hydrogeologischen, geochemischen und mechanischen Eignung für die Aufnahme eines Endlagerbergwerkes hin untersucht werden oder worden sind und schließlich in **beschlossene** Wirtsgesteine, also Gesteinsformationen oder genaue Standorte, auf die das Endlagerprogramm spezifisch optimiert wird. Eine zusammenfassende Darstellung der beabsichtigten Wirtsgesteintypen für die untersuchten Länder findet sich in Abbildung 39 auf Seite 88.

- Behälter: Parallel zur Konzeptionierung des Endlagerbergwerkes im Wirtsgestein verläuft die Konzeptionierung und Entwicklung des dafür ausgelegten Behälters. Im Rahmen der universellen Funktionsprinzipien eines Endlagersystems für radioaktive Abfälle – Isolation, Konzentration und Rückhaltung der Abfälle fern der Biosphäre – und der sich daraus und aus nationalen und übernationalen Regelwerken ergebenden Randbedingungen (z. B. bestimmte Lebensdauern, Grenzen für Nuklidfreisetzung oder Oberflächendosisleistung etc.) beeinflussen sich Endlagerbergwerk (Wirtsgestein, Lagerkonzept und *buffer*) und Behälter gegenseitig. Um einige Beispiele aufzuführen: Größere Behälter mit mehr Inventar erhöhen die Wärmedichte und bedingen entsprechende Anpassungen in der eingesetzten Technik (z. B. Auslegung der Schachtförderanlagen oder Rampen). Kleinere Behälter sind im Allgemeinen mechanisch stabiler, verändern aber dementsprechend die Endlagerauslegung. Die Abstände zwischen den Behältern beeinflussen das Temperaturfeld, dem das Gestein, die geotechnischen Barrieren und der Behälter selbst ausgesetzt sind. Das zu erwartende chemische Nahfeld (z. B. organische Schwebstoffe in wässrigen Lösungen im Ton, Salzlösungen mit hohen Ionenkonzentrationen im Kristallingestein) und mikrobielle Faktoren bestimmen die Lebenszeit des Behälters als Barriere. In diesem Zusammenhang werden die für das Vorhaben „KoBrA“ maßgeblich interessanten Informationen zur Behälterforschung als Teil der nationalen Endlagerprogramme aufgeteilt in Programme, die (noch) **keine Aussagen** zu Behältern treffen, sowie weiterhin in Programme, in denen die **Anforderungen an endlagerfähige Behälter** erfasst worden sind, in Programme, die aus diesen Anforderungen ein **Behälterkonzept** abgeleitet haben und schließlich in Programme, die bereits ein **spezifisches Behältermodell** für die Entsorgung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle entwickelt haben. Die wichtigsten Behälterkonzepte werden in Abschnitt 3.6 ab Seite 112 zusammengefasst.

Für diese Eckdaten der nationalen Kernenergie- und Entsorgungsprogramme wurden in der nachfolgenden Zusammenstellung aus Übersichtsgründen Symbole verwendet, die neben piktographischen Darstellungen für Reaktoren, Wirtsgesteine und Behälter auch eine farbliche Kennzeichnung des Standes der letzteren beiden Kategorien erlaubt: weiß für noch nicht begonnene, grau für beginnende, blau für fortgeschrittene und grün für abgeschlossene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten.

Aus den aufgeführten 36 Ländern werden im Kapitel 3 dieses Berichtes ab Seite 68 für 11 Länder detailliertere Informationen insbesondere zu Behälterkonzepten und -entwicklungen präsentiert. Diese Länder sind in den Länderübersichten durch ihren **fettgedruckten Landesnamen** hervorgehoben. Diese Länder sind im Einzelnen:

- **Belgien** (Länderübersicht auf Seite 25; Behälterkonzepte ab Seite 153),
- **Deutschland** (Länderübersicht auf Seite 28; Behälterkonzepte ab Seite 183),
- **Finnland** (Länderübersicht auf Seite 31; Behälterkonzepte ab Seite 120),
- **Frankreich** (Länderübersicht auf Seite 33; Behälterkonzepte ab Seite 156),
- **Großbritannien** (Länderübersicht auf Seite 35; Behälterkonzepte ab Seite 198),
- **Kanada** (Länderübersicht auf Seite 39; Behälterkonzepte ab Seite 133),
- die **Republik Korea** (Länderübersicht auf Seite 41; Behälterkonzepte ab Seite 138),
- **Schweden** (Länderübersicht auf Seite 50; Behälterkonzepte ab Seite 120),

- die **Schweiz** (Länderübersicht auf Seite 52; Behälterkonzepte ab Seite 163),
- die **Tschechische Republik** (Länderübersicht auf Seite 59; Behälterkonzepte ab Seite 147)
- und die **Vereinigten Staaten von Amerika** (Länderübersicht auf Seite 63; Behälterkonzepte ab Seite 192)

Übersicht der Symbole in den Länderübersichten

Leistungsreaktoren

(nach IAEA-PRIS; vgl. Tabelle 1)

aktiv



abgeschaltet



im Bau



Einzulagernde Abfallform (BE oder AWA-Kokille)

Ungewiss

BE

Optional/
möglich

BE

Vorhanden/
beschlossen

BE

Wirtsgestein

vorhanden

erwogen

erkundet

beschlossen

Kristallin



Tonstein



Salz



Vulkanisch



Kalkstein/Sediment



flache oder Oberflächenlagerung



Behälter

ohne

Anforderung

Konzept

Modell



2.4.1 Argentinien



Argentinien betreibt derzeit drei schwerwassermoderierte Reaktoren mit zusammen ca. 1600 MW_e; einen CANDU-Reaktor in Embalse und zwei Reaktoren deutscher Bauart in Atucha [107]. Ein weiterer kleiner Druckwasserreaktor (25 MW_e) wird gebaut. Die in Argentinien anfallenden radioaktiven Abfälle sollten daher qualitativ mit dem kanadischen Inventar (siehe Abschnitt 2.4.15) vergleichbar sein.

Eine erste Standortsuche in geeigneten Granitformationen zwischen 1980 und 1990 wurde von der argentinischen Atomenergiekommission CNEA aufgrund öffentlichen Dissens abgebrochen. In Zusammenarbeit mit Universitäten und ausländischen Experten sind seitdem umfangreiche geologische Untersuchungen und Kartierungen des gesamten Landes durchgeführt worden, um geeignete Zonen und auszuschließende Bereiche zu erfassen. Eine öffentliche Aufklärungskampagne zur Information der Bevölkerung ist beabsichtigt [108].

Neben den in den 80er-Jahren bereits untersuchten Granitformationen werden in Argentinien vornehmlich Tonsedimente oder vulkanogene Gesteine als potenzielle Wirtsgesteine betrachtet.

2.4.2 Armenien



Das KKW in Mezamor mit zwei WWER-400-Reaktoren ist von großer Wichtigkeit für die Energieversorgung Armeniens. Auch nach der Abschaltung des ersten Reaktors 1989 trägt der zweite, zwischen 1989 und 1995 nach einem Erdbeben überholte Reaktor etwa ein Drittel der nationalen Elektrizitätsversorgung [109].

Zur Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente wurde ein übertägiges modulares Zwischenlager am Kraftwerk errichtet. Eine Untersuchung des Staatskomitees für Kernenergienutzung der ehemaligen UdSSR zur Endlagerung armenischer Abfälle in Salzformationen wurde wegen Verfahrensmängeln vonseiten Armeniens verworfen. Die armenische Atomaufsichtsbehörde ANRA führt daher seit den 90er-Jahren zusammen mit der Nationalen Akademie der Wissenschaften (NASA) geologische Erkundungen durch [110].

Entsprechend der geographischen Lage Armeniens werden geeignete Gesteinsformationen vorrangig auf tektonische und vulkanische Ausschlusskriterien untersucht; die weiter zu untersuchenden Gebiete liegen in vulkanischen Gesteinen (Pyroklaste, Basalt, Andesit, Tuff und Tuff-Sandstein), in Sedimenten (Gips/Salz, Ton und Ton-Carbonat) und Granitoiden.

2.4.3 Belgien



Auf die Kernkraftwerke Tihange und Doel mit zusammen 7 Druckwasserreaktoren entfällt die Hälfte der belgischen Elektrizitätsproduktion [111]. Es werden keine neuen Reaktoren errichtet und die bestehenden Anlagen werden zwischen 2022 und 2025 stillgelegt. Als Abfallform werden größtenteils ausgediente Brennelemente vorliegen, nachdem die Wiederaufarbeitung abgebrannten Brennstoffes 2003 eingestellt wurde [112].

Die Entsorgung radioaktiver Abfälle ist in Belgien der *Nationalen Einrichtung für Radioaktive Abfälle und angereicherte Spaltmaterialien* (ONDRAF/NIRAS) übertragen, die vom *Studienzentrum für Kernenergie* (SCK • CEN) beraten wird. Letzteres unterhält auch seit 1974 das Untergrundlabor HADES bei Mol. Die Endlagerforschung wurde bereits frühzeitig auf eine Wirtsgesteinsformation (den Boom-Ton) festgelegt, ohne bisher einen genauen Standort zu

bestimmen. Abschätzungen für die Errichtung und den Betrieb eines Endlagers für Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Abfällen und für Brennelemente gingen von einem Betriebsbeginn zwischen 2040 und 2050 und einem Verschluss zwischen 2070 und 2080 aus [113]. In neueren Quellen finden sich solche Abschätzungen nicht wieder [114].

Die belgischen Tonformationen –der Boom-Ton in der Mol-Dessel-Region sowie in jüngerer Zeit der Yprische Ton – werden vom SCK • CEN seit 1976 untersucht und hinsichtlich ihrer Eignung für die Errichtung eines Endlagers charakterisiert. Im Untergrundlabor HADES und der dazugehörigen obertägigen OPHELIE-Anlage werden maßstäbliche Versuche zu Korrosion und Materialverhalten sowie zur Auswirkung der vom Endlagergebäude abgegebenen Wärmeleistung auf die geologischen und geotechnischen Barrieren durchgeführt [113].

Das belgische Entsorgungskonzept sieht die horizontale Streckenlagerung von *Supercontainern* im Ton vor, Abfallgebinden, die in sich bereits mehrere technische Barrieren umfassen (siehe Abbildung 4). Dabei wird der eigentliche Abfallkanister (mit Kokillen oder Brennelementen) in einem Überbehälter aus selbstkompaktierendem Beton (siehe Tabelle 38) mit einer (optionalen) äußeren Stahlummantelung verpackt. Nach dem Verfüllen des Zwischenraumes mit Zement wird der entstandene *Supercontainer* mit einem Betondeckel verschlossen (siehe Abbildung 5). Das System ist darauf ausgelegt, dass die *Supercontainer* identische äußere Abmessungen haben (Höhe 7 m; Durchmesser 2,1 m), unabhängig von der

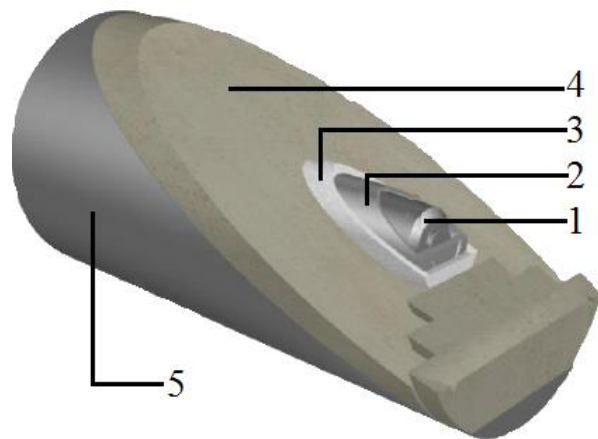


Abbildung 4:
Der belgische Supercontainer, nach [115].
1 - Abfallkanister;
2 - Stahlumverpackung; 3 - Füllmaterial;
4 - Betonkörper;
5 - Stahlummantelung

eingeschlossenen Abfallform, deren Stahlkanister Außendurchmesser zwischen 54 und 75 cm haben [115]. Die Strecken um die *Supercontainer* werden schließlich mit Zement verfüllt [116]. Jede der Barrieren – Stahlummantelung, Beton, Zementfüllung und Stahlkanister – erfüllt dabei spezifische Funktionen: Die äußere (optionale) Stahlummantelung dient der Formgebung und Handhabung des Betonkörpers (Überverpackung). Dieser wiederum dient der Abschirmung des Strahlungsfeldes zum Schutze des im Endlager eingesetzten Personals. Der Beton selbst dient der mechanischen Stabilität und als chemischer Puffer, da er durch seine Zusammensetzung ein konstant alkalisches Milieu im Inneren garantiert. Der langfristig hohe pH-Wert an den Stahlkanistern als zentralen gegen den Zutritt wässriger Lösungen zur Abfallmatrix wirksamen Barrieren des Gesamtsystems sorgt für konstant niedrige und uniforme Korrosionsraten [115]. Das Gesamtsystem wurde in maßstäblichen Versuchen (1:2) 2009 und 2014 erprobt und hinsichtlich seines mechanischen, thermischen und chemischen Verhaltens hin untersucht. Dabei wurden für verschiedene Füllmaterialien Kompressionsmodule bis ca. 30 MPa und Zugfestigkeiten bis zu 5 MPa gemessen. Die Temperaturen lagen bei durchgeführten Heiztests in der Mitte des Betons bei ca. 150 °C [117, 118].



Abbildung 5: Fertigungsphasen des belgischen Supercontainers, aus [115].
V. l. n. r.: Stahlmantelung und Betonkörper; Einsetzen des Abfallkanisters; Gießen des Füllmaterials; Eingießen des Deckels.

2.4.4 Brasilien		2		1		1	BE AWA	
-----------------	---	---	---	---	--	---	-----------	---

Im Kernkraftwerk Angra (Bundesstaat Rio de Janeiro) befinden sich zwei Druckwasserreaktoren, ein dritter Block befindet sich im Bau [119]. Abgebrannte Brennelemente werden nicht als Abfall angesehen, da eine Entscheidung über die mögliche spätere Wiederaufarbeitung nicht getroffen wurde [120]. Die entladenen Brennelemente lagern daher zentral im Brennelementelagerbecken in Angra [121].

Die Entsorgung radioaktiver Abfälle ist in Brasilien in Bundesverantwortung Aufgabe der brasilianischen Kernenergiekommission CNEN. Sicherheitskriterien, Gesetze und Verordnungen für die Lagerung von radioaktiven Abfällen wurden erlassen, aber es gibt noch (2016) keine Kriterien und Richtlinien für eine Standortauswahl. Die grundlegenden internationalen Anforderungen – Modellierbarkeit, seismische Stabilität, Abstand zu Anlagen mit negativer Sicherheitseinwirkung und Schutz des Grundwassers – dienen als Ausgangspunkt künftiger Überlegungen. Zu erstellende Sicherheitsnachweise sollen einen Zeitraum von 10.000 Jahren (nächste erwartete Vergletscherung) abdecken [120].

2.4.5 Bulgarien		2		4	BE		
-----------------	---	---	--	---	----	---	---

Ein Drittel der in Bulgarien erzeugten Elektrizität wird von den zwei noch im Betrieb befindlichen Reaktoren des Kernkraftwerks Kosloduy erzeugt [122].

Die radioaktiven Abfälle sollen in einem Endlager in tiefen geologischen Formationen entsorgt werden; vorher ist eine überwachte oberflächennahe Langzeitzwischenlagerung von 100 Jahren vorgesehen. In diesem Zeitraum anfallende neue technische Erkenntnisse und Daten für die Optimierung des Endlagers sollen dem Gesamtprogramm zugutekommen.

Für die Errichtung eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle in tiefen geologischen Formationen wurde ein mehrphasiges Standortauswahlverfahren eingeleitet, das, basierend auf geologischen Auswahl- und Ausschlusskriterien, vier mögliche Standortkandidaten ergab: Kosloduy, Komarevo, Dekov und Varbitza. Sämtliche Standortkandidaten befinden sich in der nordbulgarischen Moesischen Plattform, und die potenziellen Wirtsgesteine bestehen entsprechend aus Tonstein (Kosloduy) oder Marl. Zielstellung für die Konzipierung des Endlagersystems ist eine Lebensdauer von 100.000 Jahren, mit der Möglichkeit einer Rückholung der Abfälle [123].

2.4.6 VR China		42		0		15	AWA BE			
----------------	---	----	---	---	---	----	-----------	---	---	---

Die Volksrepublik China erzeugt derzeit nur 4% ihrer Elektrizität in den Kernkraftwerken des Landes; gleichwohl ist China (hinter den Vereinigten Staaten, Frankreich und Japan) mit einer installierten Nettoleistung von 38,331 GW_e der viertgrößte Kernenergieproduzent der Welt und mit weiteren 15,199 GW_e im Bau der mit Abstand schnellstwachsende Standort [124]. China strebt die Implementierung eines geschlossenen Brennstoffkreislaufes an und plant daher die Endlagerung verglaster hochradioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung [125].

Die Entsorgung verglaster hochradioaktiver Abfälle in einem Endlager in tiefen geologischen Formationen wird seit 1985 erforscht; die chinesische Atomenergiebehörde (CAEA) koordiniert die in drei Phasen angelegten Arbeiten: Laborstudien und Standortauswahl 2006-2020, untertägige Tests und Erkundungen 2021-2040 und die Errichtung eines Endlagerbergwerkes 2041-2050. Ein erstes Konzept für untertägig in dichten Bohrlochgalerien angeordnete HLW-Container mit einem Bentonit-*buffer* wurde erstellt (siehe Abbildung 6) [125]. Der Nachweiszeitraum für einen sicheren Einschluss der Radionuklide wird mindestens 10.000 Jahre umfassen [114].

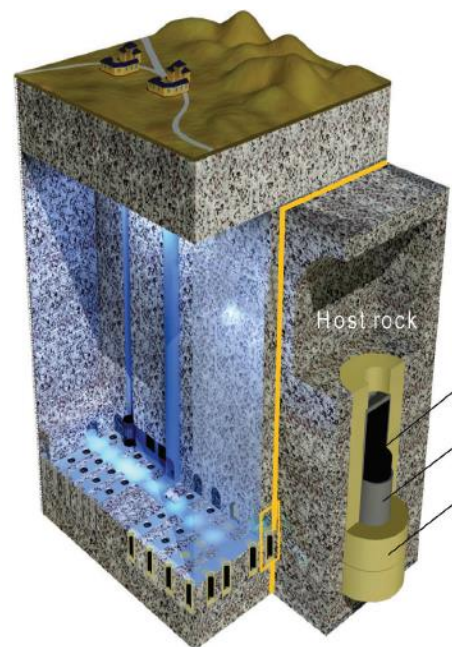


Abbildung 6:
Chinesisches Konzept eines HLW-
Endlagers im Granit [125]

Die Zielvorgabe war seit 1985 die Errichtung eines nationalen Endlagers für die Entsorgung von verglasten HLW-Abfällen, Transuranabfällen und weiteren Abfällen aus der Wiederaufarbeitung im Granit. Dementsprechend wurde seitdem die Einrichtung eines „ortsspezifischen“ Untergrundlabors in den potenziellen Standortregionen betrieben. Die Standortauswahl fand zunächst auf nationaler, danach auf regionaler und örtlicher Ebene statt. Geologische Erprobungen fanden in der Provinz Gansu (Beishan-Areal) sowie seit 2011 auch in den autonomen Regionen Xinjiang und der Inneren Mongolei statt. Seit 2014 wird die Erkundung von Tonformationen in Betracht gezogen [125].

2.4.7 Deutschland		7		29	BE AWA					
-------------------	---	---	---	----	-----------	--	---	---	---	---

In Deutschland werden zur Stromerzeugung abgesehen von einigen bereits stillgelegten Versuchsanlagen (z. B. dem Hochtemperaturreaktor THTR-300 [126] in Hamm-Uentrop) ausschließlich LWR-Anlagen gefahren. Der erste Versuchsreaktor in Kahl nahm 1961 seinen Betrieb auf, der erste Leistungsreaktor in Rheinsberg (ebenfalls ein Prototyp) lieferte ab 1966 Strom [96]. Bedingt durch die deutsche Teilung 1949-1990 wurde die Kernenergieentwicklung

von beiden deutschen Staaten getrennt forciert. Die Pläne der ehemaligen DDR für den weiteren Ausbau des Kernkraftwerks Lubmin (1990 waren 5 WWER-440-Blöcke in Betrieb) und für ein neues Kraftwerk in Stendal wurden nach der Wiedervereinigung eingestellt [127, 128] und die DDR-Anlagen aus sicherheitstechnischen Erwägungen stillgelegt [129, 130]. Die weiteren deutschen Anlagen – 11 Siede- und 20 Druckwasserreaktoren – wurden zwischen 1966 und 1989 angefahren. Im Jahre 2000 wurde der Ausstieg aus der Kernenergienutzung beschlossen [131] und mit Novelle zum Atomgesetz 2002 gesetzlich verankert [132]. Eine Verschiebung des Atomausstieges durch eine Laufzeitverlängerung der in Betrieb befindlichen Kraftwerke (12. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes [133]) wurde unter dem Eindruck der Reaktorunfälle in Fukushima-Daichii im März 2011 ausgesetzt; nach einem Moratorium für eine umfassende Sicherheitsüberprüfung deutscher Anlagen hinsichtlich deren Widerstandsfähigkeit gegenüber Naturereignissen wurden 7 Reaktoren unmittelbar stillgelegt und die Restlaufzeit der verbliebenen Anlagen begrenzt. Derzeit sind noch 7 Leistungsreaktoren in Betrieb; die letzten 3 Anlagen werden spätestens zum 31.12.2022 abgeschaltet [134]. Als endzulagernde Abfälle sind ausgediente Brennelemente und Abfälle aus den bis 2005 [131] für eine Wiederaufarbeitung nach Sellafield oder La Hague transportierten Brennelementen vorhanden (siehe Tabelle 6). Von aus deutschen Reaktoren entladenen Brennstoffmengen, bis einschließlich 2016 15.155 t_{SM} [93], liegen als nach 2022 endzulagernde Abfallformen nach Prognose des zuständigen *Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit* von 2015 insgesamt 10.500 t_{SM} an Brennelementen und 7.979 AWA-Kokillen vor, davon 3.735 Kokillen des Typs CSD-V mit verglasten hochradioaktiven Abfällen [97]. Derzeit lagern ausgediente Brennelemente in Zwischenlagern an den Kraftwerksstandorten sowie in (zentralen) Zwischenlagern in Gorleben, Ahaus und Jülich. Abfälle aus der Wiederaufarbeitung lagern ebenfalls in Gorleben [93, 97, 114].

Die Überwachung kerntechnischer Einrichtungen einschließlich des zukünftigen Endlagers für hochradioaktive Abfälle obliegt dem *Bundesamt für Strahlenschutz* (BfS) bzw. dessen Nachfolger im Bereich der nuklearen Entsorgung, dem *Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung* (BASE)⁷ als Aufsichts- und Genehmigungsbehörde, die technische Realisierung und der Betrieb der *Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH* (BGE) als Vorhabenträger [135]. Die bisherigen Aktivitäten in der Frage nach einem Endlagerstandort für hochradioaktive Abfälle in Deutschland ist dabei eng mit dem Erkundungsstandort Gorleben verbunden, der 1977 als möglicher Standort für ein Endlager mit Konditionierungsanlage benannt worden ist. In Verbindung mit dem Entschluss zum Ausstieg aus der friedlichen Nutzung der Kernenergie 2000 wurde auch ein Moratorium über eine weitere Erkundung von bis zu 10 Jahren verkündet [131]. Nach Ablauf des Moratoriums 2010 wurden die Erkundungsarbeiten 2012 endgültig ausgesetzt. Zwischen 1999 und 2002 erarbeitete der Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd) wissenschaftlich-technische Grundanforderungen und Kriterien für die Auswahl geeigneter Endlagerstandorte [136]. Aufbauend auf den Empfehlungen der vom Deutschen Bundestag eingesetzten *Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe* wurde schließlich 2013 mit dem Standortauswahlgesetz [135] die Standortsuche in Deutschland neu begonnen. Die 2010 vom verantwortlichen *Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit* (BMU) vorgelegten *Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle* definierten erstmals auch Anforderungen an eine spätere Rückholbarkeit und Bergbarkeit der Gebinde. Diese *Sicherheitsanforderungen* werden gegenwärtig (2020) in eine *Endlagersicherheitsanforderungsverordnung* [7] überführt, die voraussichtlich im Verlaufe des Jahres 2020 in Kraft tritt. In mehreren Phasen sollen potenzielle Standorte unter Beteiligung

⁷ Firmierte 2014-2019 als *Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit* (BfE)

der Öffentlichkeit evaluiert, und eine qualifizierte Auswahl später obertägig und schließlich untertägig erkundet werden. Nach Gesetz ist die Bestimmung des die bestmögliche Sicherheit über eine Million Jahre hinweg gewährleistenden Endlagerstandortes bis 2031 abzuschließen. Verbunden mit dem Neubeginn der Standortsuche ist auch eine Ausweitung der potenziellen Wirtsgesteine, die Kristallingesteine und Tonstein gleichberechtigt neben das bislang bevorzugte Steinsalz stellt.



Abbildung 7:
Die obertägigen Anlagen in Gorleben mit Pilot-Konditionierungsanlage (PKA), Transportbehälterlager (TBL) und Abfalllager (AL) [93].

In Deutschland kommen für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen drei potenzielle Wirtsgesteine infrage: Kristallingestein, Tonformationen sowie Steinsalzvorkommen. Aufgrund der mehrere Jahrzehnte andauernden Erkundungsarbeiten im Salzstock Gorleben (entsprechende hydrogeologische Erkundungen begannen 1979, untertägige Erkundungsarbeiten 1986 [137, 114]) sowie geologische und hydrogeologische Untersuchungen in der Schachtanlage Asse II [138] liegen für das Wirtsgestein Salz umfangreiche Informationen vor [137]. Für untertägige Untersuchungen an den

Wirtsgesteinen Ton und Kristallin werden Kooperationen und Gemeinschaftsprojekte in Untergrundlaboren der Schweiz (siehe Abschnitt 2.4.26; im Felslabor Grimsel seit 1983, in Mt. Terri seit 1996), des belgischen SCK•CEN (Abschnitt 2.4.3; in Mol seit 1997), der französischen Andra (Abschnitt 2.4.9; in Tournemire seit 1997) und der schwedischen SKB (Abschnitt 2.4.25; im Äspö seit 1995) genutzt. Auf Grundlage der erhobenen Daten wurden in verschiedenen Forschungsvorhaben Betrachtungen über generische Endlagerkonzepte in den potenziellen Wirtsgesteinen durchgeführt. Im Ergebnis wurde aus Gründen der zu erwartenden Temperaturen sowie unter geologischen und technischen Gesichtspunkten für Tonformationen eine Endlagertiefe von 600 bis 800 m vorgeschlagen [139], für Steinsalz 500 bis 1500 m [140] und im Kristallingestein 500 bis 1.000 m [141].

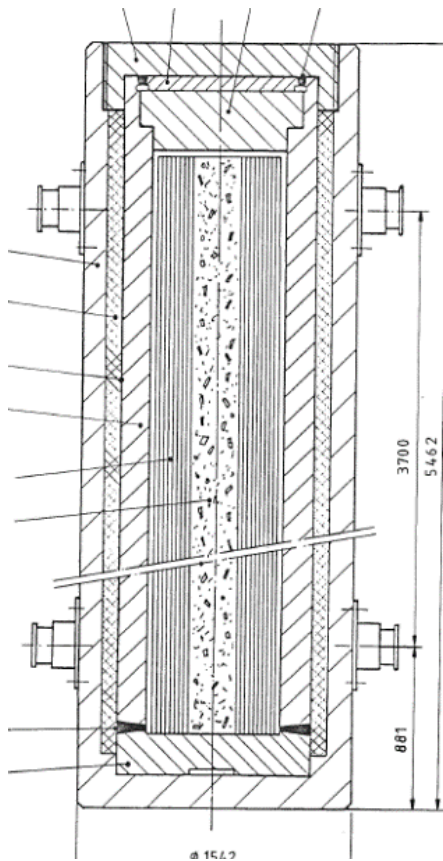
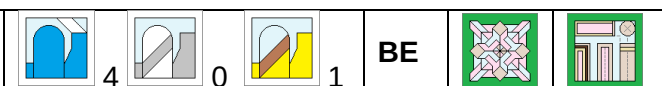


Abbildung 8:
Das ursprüngliche POLLUX®-System von 1987. Dargestellt ist der POLLUX®-Behälter für 8 zerlegte DWR-BE [143].

Für die Endlagerung von ausgedienten Brennelementen im Wirtsgestein Salz wurde ab 1986 das POLLUX®-System entwickelt [142], bestehend aus einem Endlagerbehälter für Brennelemente (siehe Abschnitt 3.6.4.2), der für die horizontale Streckenlagerung vorgesehen war [143] und einem nicht weiter verfolgten Konzept für eine Kokille für die vertikale Bohrlochlagerung zerteilter gezogener Brennstäbe [144]. Der Behälter (äußere Abmessungen ca. 5,4 m Höhe x 1,54 m Durchmesser) bestand aus einem inneren dichten Endlagerbehälter aus Stahl mit einer Korrosionsschutzschicht und einem äußeren Abschirmbehälter aus Gusseisen mit innenliegender Neutronenmoderator-schicht. Für die Streckenlagerung ausgedienter Brennelemente wurde der POLLUX®-Behälter zum Typ POLLUX®-10 weiterentwickelt [145], der eine höhere Brennstoffmasse aufnehmen kann als die Vorgängermodelle (siehe Abbildung 98). Die Option einer Streckenlagerung von AWA-Kokillen wurde durch die Modifikation (angepasster Innenausbau und geringfügige Vergrößerung des Durchmessers) des POLLUX®-10 zum POLLUX®-9 erschlossen [145]. Die Option der Bohrlochlagerung ausgedienter Brennstäbe analog zur Bohrlochlagerung von AWA-Kokillen wurde durch die Entwicklung der Brennstabkokille (BSK) betrachtet [105], in der gezogene Brennstäbe endgelagert werden können (siehe Abbildung 99). Die POLLUX®-Behälter wurden als Prototyp hergestellt und entsprechend den vorgegebenen Anforderungen getestet [146]. Die Möglichkeit einer

direkten Endlagerung der gegenwärtig für eine begrenzte Zwischenlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle zugelassenen Transport- und Lagerbehälter wurde im Rahmen einer Machbarkeitsstudie der Industrie ebenfalls konzeptionell betrachtet. Im Ergebnis wurde ein Einlagerungskonzept erstellt und die Machbarkeit der Schachtförderung und eines Transportes untertage gezeigt. Die Erfüllung der vorgegebenen Schutzziele oder das Verhalten der Gebinde im Endlagersystem wurden hingegen nicht thematisiert [147]. Bis zu einer im Rahmen des Standortauswahlverfahrens erfolgenden Festlegung auf eines der drei potenziellen Wirtsgesteine sollen parallel Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu generischen Endlagerkonzepten einschließlich entsprechender Behälterkonzepte in allen drei Wirtsgesteinsformationen durchgeführt werden, um bestehende Wissenslücken zu schließen und hinreichende Entscheidungsgrundlagen bereitzustellen. Die weitere Entwicklung geeigneter Behälterkonzepte soll parallel zur Weiterentwicklung der zugrunde zu legenden Anforderungen erfolgen.

2.4.8 Finnland



Finnland betreibt zwei Siedewasserreaktoren und zwei Druckwasserreaktoren russischer Bauart. Ein EPR-Reaktor am Standort Olkiluoto befindet sich seit 2005 im Bau. Derzeit deckt Finnland ein Drittel seines Elektrizitätsbedarfs aus Kernenergie [148]. Eine direkte Endlagerung der ausgedienten Brennelemente ist vorgesehen.

Die bereits in den 1970er-Jahren begonnenen Forschungsaktivitäten wurden ab 1989 in einem vom Ministerium für Handel und Industrie zentral koordinierten Programm vorangetrieben. 1999 beantragte Posiva Oy, die 1995 für die Verwaltung und Koordinierung der nuklearen Endlagerungsbestrebungen gegründete Entsorgungsfirma [149], die Prüfung einer Grundsatzentscheidung für das schwedische KBS-3-Konzept, um festzustellen, ob ein entsprechendes Endlagersystem den geltenden Richtlinien und Zielen entspricht [150]. Nach einer mehrjährigen Standortsuche [151] wurde 2001 die Errichtung eines Endlagers für radioaktive Abfälle am Standort Olkiluoto in der westfinnischen Gemeinde Eurajoki beschlossen. Zur Charakterisierung der lokalen Geologie und Hydrologie wurde 2004 damit begonnen vor Ort ein Untertagelabor (ONKALO) zu errichten [114], das 2010 die Zieltiefe von 420 m erreichte und 2014 bis auf 455 m vertieft wurde. Entsprechend der bereits am Anfang der Arbeiten beschlossenen Adaptation des schwedischen KBS-3-Konzeptes (siehe auch Abschnitt 2.4.25) führt Posiva Oy ihre Arbeiten in enger Abstimmung und Kooperation mit der schwedischen SKB durch. Die fortgeschrittenen Erkundungs- und Charakterisierungsarbeiten im ONKALO mündeten 2012 in die Beantragung einer Baugenehmigung für ein nukleares Endlager. Die finnische Strahlenschutz- und Sicherheitsbehörde STUK erteilte die Baugenehmigung im November 2015. Der Beginn des Lizenzierungsverfahrens für eine Betriebsgenehmigung ist für 2020 geplant [152]. Eine Rückholbarkeit der Abfälle ist seit 2008 nicht mehr vorgeschrieben, muss aber im Rahmen des Baugenehmigungsverfahrens vom Betreiber Posiva Oy betrachtet werden [114].

Die finnische Geologie ist vom Granit des Skandinavischen Schildes bestimmt und stimmt weitestgehend mit der Schwedens überein. Hauptgesteine sind Granit, Gneiss, Granodiorit und Migmatit [114]. Die bereits 2001 getroffene Entscheidung für das schwedische KBS-3-Konzept und die enge Zusammenarbeit mit der schwedischen Entsorgungsfirma SKB sind ein direktes Resultat dieser Kongruenz [152]. Zur Charakterisierung der lokalen Geologie, Hydrogeologie und Mikrobiologie werden Untersuchungen im bis zur Errichtung des Endlagers als Untergrundlaboratorium betriebenen ONKALO durchgeführt [153].

Analog zu den geplanten oder bereits vorhandenen schwedischen Anlagen soll in Olkiluoto obertägig eine Behälterkonditionierungsanlage für den Einschluss der Brennelemente in endlagerfähigen Kupferbehältern entstehen. Das schwedische Behälterkonzept wird übernommen (siehe Abschnitt 3.6.2.2 ab Seite 120); allerdings werden, den 3 unterschiedlichen im Einsatz befindlichen Reaktortypen (WWER-440, SWR und EPR) entsprechend, 3 den jeweils verwendeten Brennelementtypen angepasste Behältermodelle Verwendung finden, die sich in der Gesamtlänge und in

der Belegung des Brennelementkorbes unterscheiden. Alle Behälter bestehen aus einem gusseisernen Innenbehälter für die Aufnahme der Brennelemente und für die Gewährleistung

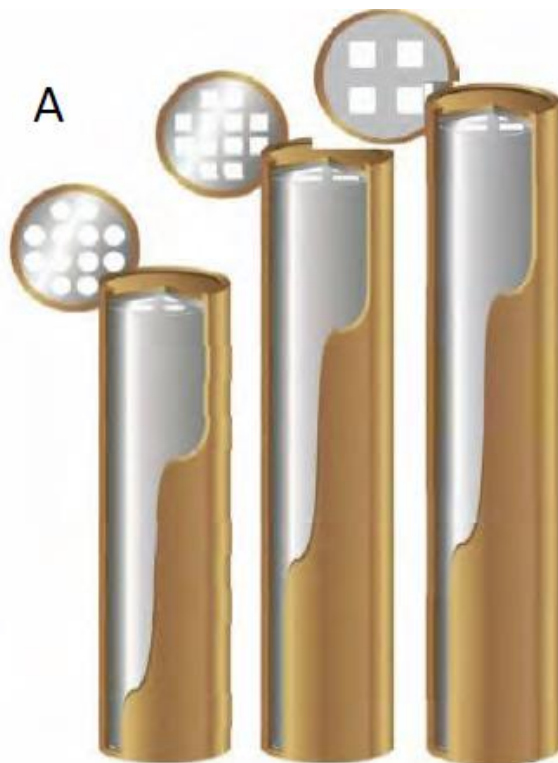


Abbildung 9:
Die drei finnischen KBS-3-Behältervarianten, für
(v.l.n.r.) 12 WWER-440, 12 SWR- und 4 EPR-BE
[154]

der mechanischen Stabilität und einem 50 mm dicken Außenbehälter aus sauerstofffreiem phosphordotiertem Kupfer (OFPCu) als Korrosionsbarriere. Neben einer aktiven Beteiligung an den schwedischen Forschungen zum Rührreisschweißen (*friction stir welding*, FSW) wurde in Finnland auch zum Elektronenstrahlschweißen (*electron beam welding*, EBW) im Hochvakuum geforscht, letztlich aber das FSW als bevorzugte Methode adaptiert. Gemeinsam mit der SKB wird zudem auch alternativ zum KBS-3-Konzept eine horizontale Streckenlagerung von mit einem Bentonit-*Supercontainer* umgebenen KBS-3-Behältern (KBS-3H-Konzept) untersucht (siehe Abschnitt 3.6.2.2.3); allerdings ist auch weiterhin das KBS-3V-Konzept für die Einlagerung der Behälter in vertikalen Bohrlöchern mit Bentonitauskleidung im Boden der Strecke Referenz [152]. Die Behälterlebensdauer wird analog dem schwedischen Konzept mit mindestens 100.000 Jahren angegeben [154].

2.4.9 Frankreich	 58	 12	 1	AWA BE		
------------------	--	--	---	-----------	---	---

Die französischen Kernkraftwerke mit derzeit 58 Druckwasserreaktoren erzeugen fast drei Viertel der Elektrizität in Frankreich, das nach den Vereinigten Staaten von Amerika der weltweit zweitgrößte Kernenergieproduzent ist [155]. Zwischen 1959 und 1972 wurden 8 gasgekühlten Reaktoren gebaut, und die Schnellen Brutreaktoren Phénix (1973-2010) und Super-Phénix (1986-1998) dienten neben der Erforschung schneller Reaktoren auch der Energiegewinnung. Ein HWGCR-Demonstrationsreaktor (schwerwassermoderierter gasgekühlter Reaktor) lief zwischen 1968 und 1985. Sämtliche dieser Anlagen sind stillgelegt. Die 58 heute aktiven Druckwasserreaktoren wurden zwischen 1977 und 1999 in Dienst gestellt [155]. Frankreich verfügt über eine gut ausgebaute nukleare Infrastruktur und mit den Wiederaufarbeitungsanlagen am normannischen Cap de la Hague und in Marcoule über die technischen Möglichkeiten für einen geschlossenen Brennstoffkreislauf. Daher werden im Entsorgungskonzept Brennelemente nicht als Abfall und die Entsorgung von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung prioritär betrachtet. Für den Fall eines zukünftigen Ausstieges aus der Wiederaufarbeitung und für die Allokation von derzeit zwischengelagerten Brennelementen im Abfallstrom wird die Endlagerung ausgedienter Brennelemente zusätzlich zur Endlagerung von AWA-Kokillen als Option betrachtet [156]. Verschiedene Szenarien für die zukünftige Entwicklung sowohl der französischen Reaktorflotte als auch der genutzten WAA-Kapazität wurden untersucht die errechneten Abfallströme (u.a. bis zu 64.300 t_{SM} ausgedienter Brennelemente) für das Entsorgungskonzept ermittelt [157]. Militärische und zivile sowie Forschungsabfälle werden gemeinsam endgelagert [156].

Nach erfolgloser Suche nach möglichen Standorten für die weitere Erkundung auf Eignung zur Errichtung eines Endlagers wurde 1990 ein Moratorium für die Standortauswahl verhängt, das Ende 1991 in einem Gesetz zur Erforschung der Endlagerung radioaktiver Abfälle (sogenanntes „Loi Bataille“) [158] mündete. Neben Forschungsaktivitäten im Bereich der Transmutation und der Langzeitlagerung wurden dadurch vor Allem geologische Erkundungen zur Errichtung eines Endlagers in tiefen geologischen Formationen für hochradioaktive, Wärme entwickelnde und langlebige radioaktive Abfälle forciert. 1993 wurden 3 potenzielle Standorte im Ton und im Kristallingestein benannt. Die aus dem ab 1998 errichteten Untergrundlabor gewonnenen Erkenntnisse wurden zentral im *Dossier 2005* veröffentlicht. Dieser Abschlussbericht wurde anschließend nach einem internationalen *peer review* seitens der OECD/NEA zur Grundlage eines öffentlichen Diskurses aufgrund dessen die weiteren Aktivitäten geplant wurden. Die Andra stellte 2009 ihr Endlagerkonzept (Cigéo) vor und erkundete nachfolgend die Umgebung des geplanten Standortes. Parallel dazu wurde auch die Anforderung einer Rückholbarkeit der Abfälle in einer Reihe von Untersuchungen in Anforderungen an die Einlagerungstechnik übersetzt [101, 102]. Nach einer weiteren öffentlichen Debatte 2013/2014 wurde das finalisierte Konzept 2015 eingereicht und der

Lizenzierungsprozess begonnen. Nach der Evaluation der Sicherheitsnachweise und Rückholoptionen soll bis 2021 eine Baugenehmigung für das Endlager erwirkt werden. Der Betrieb des Endlagers, beginnend mit einer Pilotanlage im Endlagerbereich, ist nach 2025 vorgesehen [159]. Ein Pilotbetrieb „ohne Aktivität“ ist bis 2029 geplant, danach sollen Kontrollbereiche eingerichtet sein. Ab 2030 soll der Einlagerungsbetrieb beginnen, bis 2035 der Zwischenbericht der Pilotanlage mit Empfehlungen zum fortschreitenden untertägigen Ausbau der Anlage fertiggestellt werden. Um 2070 sollen die ersten hochradioaktiven Abfälle im Hauptlager eingelagert werden. Um das Jahr 2150 beginnen die Verschlussarbeiten einzelner Bereiche, gefolgt vom Verschluss der Gesamtanlage [160]. Das Endlagerkonzept soll für einen Zeitraum von bis zu 100 Jahren vor dem Gesamtverschluss „umkehrbar“ sein, was eine Rückholbarkeit der eingelagerten Abfälle und der technischen Einrichtungen in diesem Zeitraum impliziert. Der Gesamtzeitraum, für den das Freisetzungsverhalten des Endlagersystems durch die vorgegebenen Dosisleistungsgrenzwerte an der Oberfläche beschränkt sein soll, beträgt 10.000 Jahre [114].

Die drei 1993 zur weiteren Erkundung ausgewählten Standorte waren eine Granitformation in der Vienne, eine verhärtete Tonformation im Grenzgebiet zwischen dem Département Obermarne und dem Maas-Departement sowie eine verhärtete Tonformation im Département Gard (Languedoc/Okzitanien). Die Granitformation wurde als nicht mächtig genug für die Aufnahme der zu erwartenden Abfallvolumina befunden und die okzitanische Tonformation aufgrund von Unsicherheiten in der Prognostizierbarkeit der langzeitgeologischen Entwicklung sowie nach lokaler Opposition verworfen. Für den untersuchten Kristallin-Standort Vienne wurde festgestellt, dass durch Perforationen des Deckgebirges ein sicherer Einschluss des Endlagersystems nicht gewährleistet ist [161]. Die callovo-oxfordische Tonformation im Maas-Obermarne-Gebiet wurde 1998 für die Errichtung eines Untergrundlabors zur weiteren Erkundung des Wirtsgesteins freigegeben [159]. Es handelt sich um ausgedehnte Tonschieferformationen mit einem Alter von etwa 155 Millionen Jahren, die zwischen 400 und 600 m Tiefe liegen [162]. Erste Experimente zur Gesteinsmechanik in Tiefen zwischen 450 und 500 m konnten bereits 1999 angesetzt werden [159]. Die Errichtung des Untergrundlaboratoriums in Bure begann 2000 und wurde 2005 mit der Komplettierung der Versuchseinrichtungen beendet [162]. Die Ergebnisse der Erkundungen vor Ort wurden gesammelt im *Dossier 2005 Argile* veröffentlicht [162, 163, 164, 165]. Parallele Anstrengungen einen möglichen Standort im Granit als Alternative zur Endlagerung im Tonstein zu finden [166, 167, 168] endeten erfolglos [159], (siehe Abbildung 10).



Abbildung 10:
Die Geologie Frankreichs [166]. In Rottönen die Kristallinformationen, insbesondere des Zentralmassivs und des Armorikanischen Massivs, in grün/braun Sedimente, insbesondere des Pariser Beckens und des Aquitanischen Beckens.

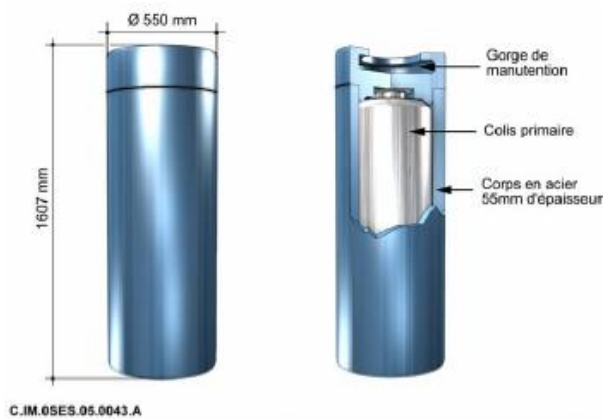


Abbildung 11:
Kokillenbehälter der Andra aus unlegiertem Stahl [168]. Die Version für die Endlagerung im Ton ist mit keramischen Gleitkufen bestückt (siehe Abbildung 81).

Die Primärverpackung französischer hochradioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung besteht aus einer in eine Edelstahlkokille eingegossenen Abfall-Glas-Matrix. Aufgrund der sehr guten Rückhalteeigenschaften des callovo-oxfordischen Tonsteins wird im Endlagerkonzept auf ein mehrstufiges technisches Barrierensystem verzichtet; die Kokille (sowohl HLW als auch verpreßte Metallabfälle und verglaste konzentrierte Lösungen aus der Wiederaufarbeitung) wird lediglich mit einer ca. 56 mm starken Hülle aus unlegiertem Stahl als Umverpackung ausgestattet. Mehrere Abfallgebinde werden dann in von den Strecken abgehenden Querschlägen eingelagert [159]. Ein

alternatives Konzept für einen keramischen HLW-Behälter wird ebenfalls erforscht (siehe Abschnitt 3.6.5.3). Für die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente hat die Andra ein auf ihrem AWA-Behälterkonzept beruhendes Design erarbeitet (Abbildung 11), das einen Stahlbehälter mit Innenkörper aus Gusseisen vorsieht. Wahlweise vier UOX- oder ein MOX-Brennelement sollen so analog zu den WA-Abfällen coaxial in langen Lagerstrecken eingelagert werden. Sowohl Behälterprototypen als auch die zu Einlagerung und Rückholung notwendigen Manipulatoren wurden als Demonstratoren gefertigt und getestet [169].

2.4.10 Groß-britannien				AWA BE		
-------------------------------	--	--	--	-------------------	--	--

Die britische Reaktorflotte besteht mit Ausnahme der DWR-Anlage am Standort Sizewell B aus gasgekühlten Reaktoren, deren Entwicklung 1956 mit der Inbetriebnahme von Calder Hall als weltweit zweitem Leistungsreaktor begann. Gegenwärtig wird ein Fünftel der nationalen Elektrizitätsproduktion von den aktiven Reaktoren geleistet [170]. Da Großbritannien über eine entwickelte nukleare Infrastruktur mit eigener Wiederaufarbeitung in der WAA Sellafield verfügt, werden ausgediente Brennelemente nicht als Abfall klassifiziert. Primär endzulagern sind Abfälle aus der Wiederaufarbeitung, abgebrannter Brennstoff ist jedoch für eine Einlagerung in einem Endlager grundsätzlich freigegeben. Dabei wird die Endlagerung von Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Spaltproduktlösungen (HLW) gemeinsam mit Brennelementen aus DWR- oder AGR-Anlagen betrachtet. Für den Rückbau kerntechnischer Anlagen ist die *Nuclear Decommissioning Authority* NDA verantwortlich, deren Tochtergesellschaft RWM (Radioactive Waste Management) die Endlagerung radioaktiver Abfälle obliegt [114]. Eine Besonderheit im Vereinigten Königreich ist die durch die Devolution der Legislative bedingte territoriale Aufspaltung der Kompetenzen verschiedener Behörden; so haben England (mit Wales), Schottland und Nordirland jeweils eigene Naturschutzbehörden, die gemeinsam mit dem zentralen *Office of Nuclear Regulations* ONR als staatliche Regulierungsbehörden in Erscheinung treten [114]. Zudem hat Schottland ein eigenes nukleares Entsorgungsprogramm verabschiedet, das eine Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in Schottland ausschließt [171].

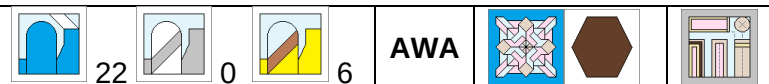
Die Grundlage des Endlagerprogrammes ist auch in Großbritannien die Endlagerung in einer tiefen geologischen Formation. Um die Auswirkungen auf die Umwelt sowie die zu veranschlagenden Kosten zu minimieren wird ein einziges Endlagerbergwerk für sämtliche

radioaktive Abfälle (Wärme entwickelnd und schwach bzw. vernachlässigbar Wärme entwickelnd) als Lösung angestrebt, aber für den Fall, dass sich keine ausreichend massive geeignete Wirtsgesteinsformation in einer der Errichtung eines Endlagers gegenüber positiv eingestellten Gemeinde findet, können auch mehrere Endlager angelegt werden [172]. Zwischen 2008 und 2013 wurde ein auf freiwilliger Bewerbung verschiedener Regionen um die Errichtung eines Endlagers basierendes Standortsuchverfahren eingeleitet, das mit dem Rückzug der Grafschaft Cumbria schließlich erfolglos beendet wurde [173].

Als Grundlage für die Entsorgungskonzepte der RWM für Wärme entwickelnde hochradioaktive Abfälle in verschiedenen Wirtsgesteinen wurden die entsprechenden Studien verschiedener Länder adaptiert, so das schwedisch-finnische KBS-3-Konzept (Abschnitt 3.6.2.2.2) für hartes Gestein, das schweizerische Konzept (Abschnitt 3.6.3.3) für weiches Sediment und das für Gorleben vorgesehene Konzept einer Streckenkagerung von Behältern für Evaporitgestein [172].

Zur Erarbeitung generischer Anforderungen an Endlagerbehälter wurde ein generischer Entsorgungssicherheitsnachweis erarbeitet. Jedes konzipierte Abfallgebinde wird mit den Behälterspezifikationen und den generischen Anforderungen abgeglichen [172]. Aus generischen Behälteranforderungen wurde ein generisches Behälterkonzept mit zwei Varianten (KBS-3-Behälter für hartes Gestein, Nagra-Behälter für weiches Sediment oder Steinsalz) und je drei möglichen Beladungen (HLW, DWR-BE, AGR-BE) erstellt (siehe Abschnitt 3.6.6.2) [174].

2.4.11 Indien



Die indische Reaktorflotte besteht, bezogen auf die installierte Leistung, zu zwei Dritteln aus CANDU-ähnlichen schwerwassermoderierten Druckreaktoren. Das verbliebene Drittel wird durch zwei amerikanische Siedewasserreaktoren und bislang zwei russische WWER-1000-Druckwasserreaktoren gebildet [175]. Die Absicht einen geschlossenen Brennstoffkreislauf zu etablieren führt zu verglasten HLW-Abfällen als primärem Abfall. Es gibt umfangreiche Forschungsanstrengungen für eine künftige Nutzung thoriumbasierter Brennstoffe [176, 177, 178], was die Abfallcharakteristika (siehe Abschnitt 3.2.4) weiter verändern könnte.

Das indische Referenzmodell für ein Endlager in geologischen Formationen in 500...600 Metern Tiefe sieht insgesamt etwa 10.000 HLW-Abfallgebinde vor, die um Transportstrecken herum positioniert werden. Die Abfallgebinde bestehen aus jeweils einer AWA-Kokille und einer metallischen Überverpackung mit Außendurchmesser 35 cm bei einer Höhe von 205 cm. Hochverdichteter Ton dient als buffer-Material; die gesamte Lagerstelle soll 5 m tief sein und einen Durchmesser von 85 cm haben (siehe Abbildung 12). Heiztests im Untergrundlabor sowie Modellrechnungen ergaben, dass die Temperaturen im Wirtsgestein dauerhaft unterhalb von 100 °C bleiben. Die gemessenen wie auch

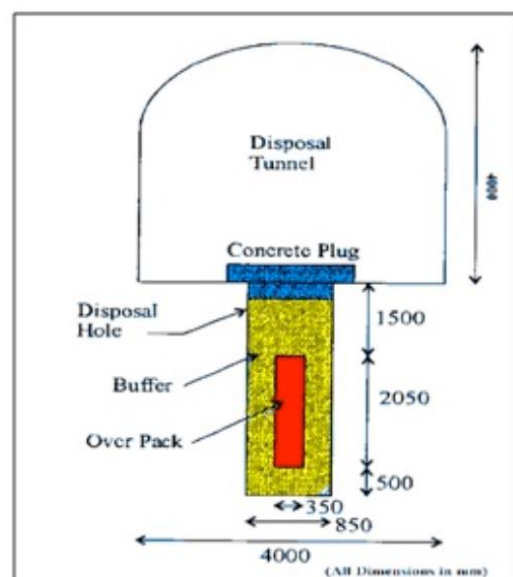


Abbildung 12:
Vertikale Lagerposition eines HLW-Gebindes (indisches Konzept) [179]

berechneten mechanischen und thermischen Spannungen liegen unterhalb von 32 MPa bei einer Druckfestigkeit des umliegenden Gesteins von 102 bis 150 MPa [179].

Zur Identifikation geeigneter Wirtsgesteine wurden etwa 100.000 km² granitischer Formationen untersucht und vielversprechende Standorte geologisch erkundet. Basaltischen Strukturen der Dekkan-Hochebene wurde eine geringere Bedeutung als mögliches Wirtsgestein beigemessen. Vorhandene Tonvorkommen (Na-Smektite) in Rajastan werden als Quelle für *buffer*-Materialien untersucht. Natürliche Analoga wie basaltische Schockgläser (Meteoriteneinschlag, 50 ka), Obsidiane (vulkanisch, 65 Ma), sowie cäsium- und uranhaltige Thermalquellen dienen der Erforschung des Langzeitverhaltens der verglasten HLW-Abfälle und des Transportverhaltens verschiedener Isotope [179].

2.4.12 Indonesien



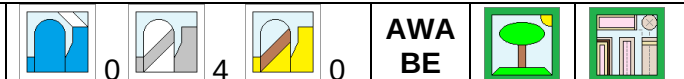
Nach vorliegenden Informationen von 1996 beabsichtigte Indonesien den Bau von Kernkraftwerken und begann infolgedessen auch Forschungen zur künftigen Planung eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle [180]. Im Entwicklungsplan für den Zeitraum 2015-2019 wird eine „erste versuchsweise Einführung“ der Kernenergie am Rande erwähnt [181]; der Status des Programms ist ungewiss.

Staatliche Anstrengungen hinsichtlich eines Endlagerprogrammes sind nicht ersichtlich; die vorhandenen Quellen sind akademischen Ursprungs.

Als potenzieller Standort wurde die Insel Genting untersucht, eine flache, „fast unbewohnte“ Vulkaninsel im Karimunjawa-Archipel [182] unweit der Hauptinsel Java. Geologische Untersuchungen ergaben eine ca. 35 m dicke alkalische Basaltschicht unter etwa 3 m Alluvium.

Der hohe Grundwasserspiegel, die hohen Ionenkonzentrationen und das Einsickern von Meerwasser sowie die hohe Erdbebenhäufigkeit stellen Herausforderungen an ein mögliches Behälterdesign dar. Der Verdünnungseffekt der umliegenden Java-See wurde in den Freisetzungsberechnungen berücksichtigt [180].

2.4.13 Italien



Italien hat nach einer Volksabstimmung 1987 seine noch aktiven Reaktoren bis 1990 abgeschaltet. Bei den stillgelegten Anlagen handelt es sich um einen MAGNOX-Reaktor sowie einen Druck- und zwei Siedewasserreaktoren [183].

Die nationale Agentur für Energie und Umwelt (ENEA) überwacht die Konditionierung der vorhandenen radioaktiven Abfälle für die Endlagerung. Dabei sollen die schwachaktiven Abfälle oberflächennah gelagert werden; ein Langzeitlager für aus der Wiederaufarbeitung in Sellafield zurücktransportierte AWA-Kokillen und ausgediente Brennelemente entsteht am selben Ort [184].

Für die Standortsuche wurde ein geographisches Informationssystem (GIS) erstellt, mit dem nach geologischen, hydrologischen und tektonischen Ausschlusskriterien geeignete Regionen für das zentrale Lager ermittelt werden.

Die Wärme entwickelnden radioaktiven Abfälle werden in CASTOR®-Behältern gelagert (20 Behälter für abgebrannten Brennelemente und 10 für die AWA-Kokillen) [184].



Japan ist nach den Vereinigten Staaten von Amerika und Frankreich der drittgrößte Kernenergieproduzent der Welt, mit einer installierten Leistung von 53,72 GW_e (aktive und inaktive Reaktoren; 11% der weltweit installierten Leistung) in 24 Druckwasserreaktoren und 33 Siedewasserreaktoren, von denen 42 (installierte Leistung 39,752 GW_e) auch nach der Katastrophe im KKW Fukushima Daiichi (12.-15. März 2011) wieder in Betrieb sind [185]. Des Weiteren verfügt Japan über eine ausgebaute Infrastruktur im Bereich des nuklearen Brennstoffkreislaufes und verfolgt einen geschlossenen Brennstoffzyklus mit mehrfacher Verwendung des aus der Wiederaufarbeitung extrahierten Plutoniums in Leichtwasserreaktoren, wobei die Wiederaufarbeitung derzeit in Japan technisch ausgesetzt ist, da die Anlage in Tōkaimura 2006 stillgelegt wurde [186] und die Inbetriebnahme der Anlage in Rokkasho noch aussteht [187]. Neben einheimischer Wiederaufarbeitung wurden bis 2001 auch 7.100 t_{SM} ausgediente Brennelemente zur Wiederaufarbeitung nach Frankreich und Großbritannien verschickt und die entstandenen HLW-Abfälle rückgeführt. Zwischen 1995 und 2007 wurden 1.310 Behälter mit verglasten HLW-Abfällen aus Frankreich zurückgeführt; der Transport der 770 HLW-Behälter aus Großbritannien begann 2010 und soll 2019 abgeschlossen werden [188, 189]. Ausgediente Brennelemente werden derzeit an den Kraftwerksstandorten in Lagerbecken sowie vereinzelt in Behälterlagern zwischengelagert [188]. Ein zentrales Zwischenlager für ausgediente Brennelemente befindet sich in Mutsu (Präfektur Aomori) [114].

Für die Entsorgung radioaktiver Abfälle und für die Koordination der dahingehenden Forschungs- und Entwicklungsarbeiten wurde 2000 die *Organisation für das Management von Nuklearabfällen* (NUMO) als Tochterunternehmen der japanischen Kernkraftwerksbetreiber gegründet [190]. Zu ihren Aufgaben zählt die Standortsuche, die in Abstimmung mit dem Ministerium für Wirtschaft, Technologie und Industrie (METI) in drei Phasen (Vorauswahl eines zu untersuchenden Gebietes, Untersuchung des Gebietes und Errichtung des Endlagerkomplexes) aufgeteilt ist [188]. Das Standortauswahlverfahren wurde 2002 mit einem Bewerbungsauftrag an alle Gemeinden eröffnet, parallel dazu wurde ein Katalog mit Standortkriterien erarbeitet. Nach dem Scheitern des Standortauswahlverfahrens wurden von der Regierung 2013 Arbeitsgruppen eingerichtet, die eine Erfassung geologisch geeigneter Standorte und eine periodische Re-Evaluation des Standes von Wissenschaft und Technik sowie eine transparente Informationspolitik gegenüber der Öffentlichkeit empfohlen. Dementsprechend werden in einem ersten Schritt „wissenschaftlich präferierte Standortregionen“ identifiziert, in denen dann durch Einbindung und Information der Öffentlichkeit die Akzeptanz für die Errichtung eines Endlagers für verfestigte HLW-Abfälle in tiefen geologischen Formationen zu schaffen. Ein generisches Endlagerkonzept sieht ein Multibarrierensystem aus technischen, geotechnischen und geologischen Barrieren in einem Endlagerbergwerk vor. Die Möglichkeit einer Rückholung der Abfälle soll explizit gegeben sein, um künftigen Generationen alternative Optionen offenzuhalten. Insgesamt soll ein Inventar von mehr als 40.000 HLW-Behältern und 19.000 m³ Transuranabfällen endgelagert werden [190]. Als Einschlusszeitraum wurden „mindestens 100.000 Jahre“ angegeben [191]; eine generische Leistungsbewertung erfasste 1999 einen Lagerzeitraum von 100 Millionen Jahren [114].

Es gibt noch keine Standortauswahl in Japan, und auch ein potenzielles Wirtsgestein ist noch nicht bestimmt. Die derzeitigen Aktivitäten beschränken sich auf die generische Modellierung von Endlagerbergwerken in den Wirtsgesteinen Ton und Kristallin auf Basis aktueller geowissenschaftlicher Erkenntnisse. Für weitergehende Studien wurden von der Japanischen Kernenergiebehörde JAEA in Mizunami (500 m Tiefe [192], Kristallin) und Horonobe (350 m

Tiefe, Sediment) [193] zwei Untergrundlaboratorien angelegt, in denen der Wassertransport im Gestein sowie das Verhalten von Füllmaterial und Verschlussbauwerken erprobt werden. Auch Transport und Einlagerung von *buffer*-Material sowohl für vertikale als auch horizontale Behälterpositionen wurde in Honorobe erprobt, ebenso wie die maßstäbliche Entfernung des *buffer*-Materials zwecks Rückholung der Abfallgebinde [190].

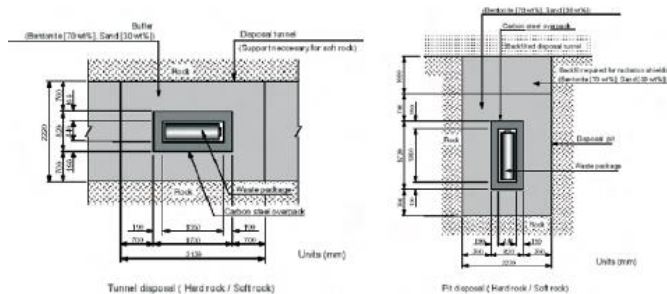


Abbildung 13:
Darstellung eines japanischen Einlagerungskonzeptes für Kokillen von 1999 [166].

in einem Überbehälter aus Gussstahl eingelagert werden. Eine *buffer*-Schicht um den Überbehälter, mutmaßlich aus Bentonit, ist vorgesehen [194]. Technologien für das Verschweißen und Prüfen der Überbehälter wurden entwickelt [190].

Über ein japanisches Behälterkonzept ist wenig bekannt, da das gesamte Endlagerkonzept derzeit noch generisch erarbeitet wird. Ein Konzept von 1999 (H12-Bericht) sah die Einlagerung von mit Stahlbehältern und einer Tonschicht (*buffer*) umgebenen Kokillen einzeln in flachen vertikalen Bohrlöchern unter einer Einlagerungskammer oder koaxial in horizontalen Strecken vor [166, 162].

Die verfestigten HLW-Abfälle sollen in

2.4.15 Kanada		19		6		0	BE		
---------------	--	----	--	---	--	---	----	--	--

Anstelle der weltweit verbreiteten Leichtwasserreaktoren betreibt Kanada seit 1962 Reaktoren eigener Entwicklung, die sogenannten CANDU-Reaktoren, schwerwassermodierte und -gekühlte Druckröhrenreaktoren, die derzeit etwa ein Siebtel der nationalen Elektrizitätsproduktion darstellen [195]. Die Verwendung von schwerem Wasser als Neutronenmoderator ermöglicht dabei die Nutzung von niedrigangereichertem oder Natururan als Brennstoff, was eine Anreicherung unnötig macht. Das Reaktordesign ist auf sogenanntes *online refueling*, also eine Ent- und Beladung der in Druckröhren befindlichen Brennelemente während des laufenden Reaktorbetriebes, ausgelegt. Die Nutzung von Natururan als Brennstoff und der im Vergleich zu Leichtwasseranlagen generell niedrigere Abbrand bedeuten eine geringere spezifische Wärme- und Strahlungsfreisetzung der endzulagernden Brennelemente (vergleiche Abschnitt 3.2.4).

Die für die Handhabung und Entsorgung bestrahlten Brennstoffes verantwortliche kanadische *Organisation für Radioaktive Abfälle (Nuclear Waste Management Organization, NWMO)* führt seit 2007 ein mehrstufiges Technologie- und Verwaltungsprogramm (*Adaptive Phased Management, APM*) für die Standortsuche und -charakterisierung sowie für die Errichtung eines Endlagers für radioaktive Abfälle durch. Die politisch-administrativen Grundlagen dieses Programms wurden in mehrjährigem Dialog mit Bevölkerungsgruppen und Gemeinden etabliert und basieren auf den Prioritäten Sicherheit, Umweltschutz, Gemeinwohl, Fairness und wirtschaftlicher Machbarkeit. Ziel des Programmes ist die Errichtung eines Endlagerbergwerks in tiefen geologischen Formationen, entsprechend der Landesgeologie kristallinem oder Sedimentgestein, zur dauerhaften Endlagerung des bestrahlten Brennstoffes. Die Option einer zentralen oberflächennahen Zwischenlagerung [196] während der Standortsuche wird ebenso berücksichtigt wie eine Langzeitnachsorge u.a. durch die Überwachung des eingelagerten Inventars und eine mögliche Rückholung der eingelagerten Abfälle. Die Standortsuche läuft transparent und unter Beteiligung sämtlicher betroffener Gemeinden sowie der indigenen Bevölkerung und interessierten Bürgern ab. Dabei liegt die

Initiative bei den Gemeinden, deren Interesse Ausgangspunkt für sämtliche Arbeiten der NWMO – Information wie auch Erkundungsarbeiten – bildet. In einem neunstufigen Prozess, der jeweils mit der Zustimmung der beteiligten Körperschaften initiiert wird, werden dann aus den potenziellen Standorten ein bestmöglicher Standortkandidat für die Genehmigung zu Errichtung und Betrieb eines Endlagerbergwerkes ausgesucht. Von 22 interessierten Gemeinden wurden neun Standorte für eine detailliertere Evaluation und Machbarkeitsstudie (Stufe 3 des APM, siehe Tabelle 8) ausgewählt [197]. Unter diesen werden derzeit noch fünf mögliche Standorte – Hornepayne, Huron-Kinloss, Ignace, Manitouwadge und South Bruce – untersucht. Der 2010 begonnene Prozess ist zeitlich nicht begrenzt [114]. Entsprechend den gesetzlichen Vorgaben kann ein Sicherheitsnachweis über eine Rahmenstudie (original „*scoping assessment*“), eine Grenzbetrachtung („*bounding assessment*“), realistische Leistungsabschätzungen („*realistic best estimates of performance*“), konservative Berechnungen oder deterministische oder probabilistische Berechnungen erfolgen. Der Antragsteller bzw. Auftraggeber des Sicherheitsnachweises entscheidet dabei, welche Methodik angewendet wird [114].

#	Inhalt	Stand
1	Beginn der Standortsuche: Informationsprogramm der NWMO (ganz Kanada)	Start 2010 Ende offen
2	Interessierte Gemeinden erhalten detaillierte Informationen. Erste Selektion möglicher Gebiete.	22 Gemeinden 2011-2013
3	Für interessierte und geeignete Gemeinden wird eine zweiphasige vorläufige Machbarkeitsstudie erstellt.	9 Gemeinden 5 laufend
4	Detaillierte Evaluation eines besonders gut geeigneten Standortkandidaten ist beendet.	offen
5	Akzeptanz eines Endlagers am gewählten Standort ist bestätigt.	offen
6	Formelle Vereinbarung mit der Gemeinde zur Errichtung eines Endlagers ist ratifiziert; regulatorische Anforderungen werden erfüllt.	offen
7	Eine unabhängige formelle, öffentliche Untersuchung stellt sicher, dass die Sicherheitsanforderungen der kanadischen Atomsicherheitskommission erfüllt sind.	offen
8	Errichtung und Inbetriebnahme einer unterirdischen Demonstrationsanlage beginnen	offen
9	Errichtung und Inbetriebnahme des Endlagerbergwerkes	offen

Tabelle 8: Das kanadische APM-Programm [197, 114]

Die Grundanforderungen an Wirtsgesteinsformationen sind 1.) die Möglichkeit, zusammen mit den geotechnischen und technischen Barriersystemen den sicheren Langzeiteinschluss des radiotoxischen Inventars zu gewährleisten, auch unter Berücksichtigung von Störungen durch den Menschen oder Naturereignisse, 2.) die Langzeitstabilität der entsprechenden Gesteinsformation gegenüber geologischen und klimatischen Veränderungen, 3.) die Bedingungen, die sich für die Errichtung und den Betrieb eines Endlagerbergwerkes ergeben, 4.) der weitgehende Ausschluss zukünftiger menschlicher Aktivitäten im betroffenen Areal (insbesondere hinsichtlich Bodenschätzen), 5.) eine ausreichende Modellierbarkeit für die Evaluation der Langzeitsicherheit und 6.) (gegebenenfalls zu errichtende) obertägige Transportinfrastruktur. Entsprechend der geologischen Situation des mehr als 2,6 Mia. Jahre alten kanadischen Schildes kommen dafür ausschließlich harte Gesteine in Frage, hauptsächlich Granit oder Sedimente. Unter den derzeit als potenzielle Standorte untersuchten Gemeinden sind Hornepayne [198], Ignace [199] und Manitouwadge [200] Kristallin-Standorte (Granit; 2,7-Ga-alte Batholite und Granitoide) und Huron-Kinloss [201] sowie South Bruce [202] Sediment-Standorte (paläozoische Sedimente über dem präkambrischen Kristallin des Schildes; insbesondere zweiphasigen Lagen aus dem oberen Ordovizium mit einer schieferhaltigen oberen und einer carbonathaltigen unteren Schicht). Ein Untergrundlaboratorium am Lac de Bonnet wurde zwischen 1983 und 1990 eingerichtet;

zwischen 1989 und 2004 wurden dort Versuche zum Wirtsgesteinverhalten, zu geotechnischen Barrieren und zum Stofftransport durchgeführt. 2003 begannen der Rückbau und Verschluss der Anlage, der schließlich 2015 beendet wurde [203].

Das ursprüngliche Einlagerungskonzept [204] sah für die Endlagerbehälter entweder eine horizontale Einlagerung in Sedimentgestein [205] oder eine vertikale Einlagerung in Bohrlöchern analog dem KBS-3V-Konzept (siehe Abschnitt 3.6.2.2) vor [206]. In beiden Fällen sollten die Behälter von einem *buffer* aus hochkompaktiertem Bentonit umgeben werden. Die

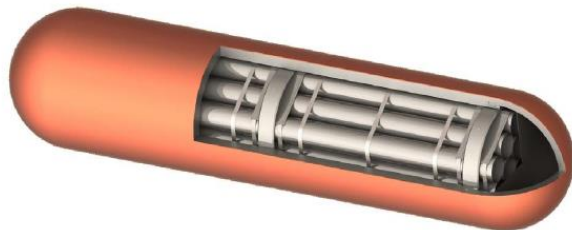
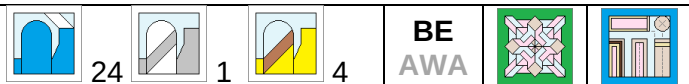


Abbildung 14:
Der kanadische UFC-Mk.-II-Behälter für die
Endlagerung von 48 CANDU-Bündeln [210]

Lebensdauer des auf Korrosionsfestigkeit und mechanische Stabilität optimierten Behälters soll über 100.000 Jahre betragen. Das Behälterkonzept wurde im Laufe der Entwicklung angepasst. Den kanadischen Behälterkonzepten (siehe Abschnitt 3.6.2.3) gemein ist das auf dem schwedischen KBS-3-Konzept basierende Muster eines inneren Behälters für die mechanische Festigkeit und einer äußeren Kupferschicht als Korrosionsschutz. In einer Konzeptstudie für

ein Endlagersystem im Kristallingestein in einer Tiefe von 1.000 m wird ein analog dem KBS-3-Konzept vertikal zu lagernder Endlagerbehälter (*Used Fuel Container, UFC*) für 324 CANDU-Bündel beschrieben, der zur mechanischen Stabilität aus einem inneren Behälter aus Gusstahl (Wandstärke 96 mm) und einem äußeren Behälter aus sauerstofffreiem, phosphordotierten Kupfer (Wandstärke 25 mm) als Korrosionsschutz besteht [207, 150]. Später wurde die Wand des inneren Behälters auf 102,5 mm verstärkt [208, 209], ehe 2015 ein kleinerer Behälter für 48 CANDU-Bündel mit aufgesprühter Kupferschicht (*UFC Mk. II*) für die horizontale Lagerung eingeführt wurde [210, 211, 212].

2.4.16 Korea (Republik Korea)



Mehr als ein Viertel der Elektrizitätsversorgung der Republik Korea wird durch die 24 aktiven Reaktoren, 4 CANDU-Reaktoren und 20 Druckwasserreaktoren geleistet [213]. Der gesamte Brennstoff (DWR und CANDU) wird von den Vereinigten Staaten von Amerika geliefert, die eine Wiederaufarbeitung oder den Export entsprechender Technologie nach Korea aus Gründen der Proliferationssicherheit ablehnen [114, 214, 215, 216]. Dementsprechend werden die ausgedienten Brennelemente als endzulagernder Abfall betrachtet. Die Gesamtmenge endzulagernder Brennelemente wird, abhängig von möglichen Laufzeitverlängerungen, auf 35.300 bis 52.000 t_{SM} geschätzt [217]. Als Alternative zur „klassischen“ Wiederaufarbeitung wird die Pyroprozessierung bestrahlter Brennstoffe (siehe Abschnitt 3.6.2.4 ab Seite 138) untersucht, und das KRS-Entsorgungskonzept dementsprechend erweitert [218].

Die Betreibergesellschaft der koreanischen Kraftwerke, *Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd.* (KHNP) ist als Abfallproduzent gemäß Verursacherprinzip auch verantwortlich für die Entsorgung der anfallenden Abfälle. Sie wird dabei vom koreanischen Kernenergieforschungsinstitut KAERI beraten; die staatliche Aufsicht als Genehmigungsbehörde obliegt der koreanischen Atomenergiekommission AEC. Die fünf Grundlagen des nationalen Entsorgungsprogrammes sind 1.) direkte Kontrolle durch die Regierung, 2.) Sicherheit als oberste Priorität, 3.) Minimierung der Abfallmengen, 4.) das Verursacherprinzip und 5.) ein transparentes Standortauswahlverfahren. Basierend auf logistischen, sozialen und Naturschutzüberlegungen wurden vier mögliche Gebiete für ein Endlager ausgewählt (je 2 an der Ost- und der Westküste), aus denen sich die Provinz Buan

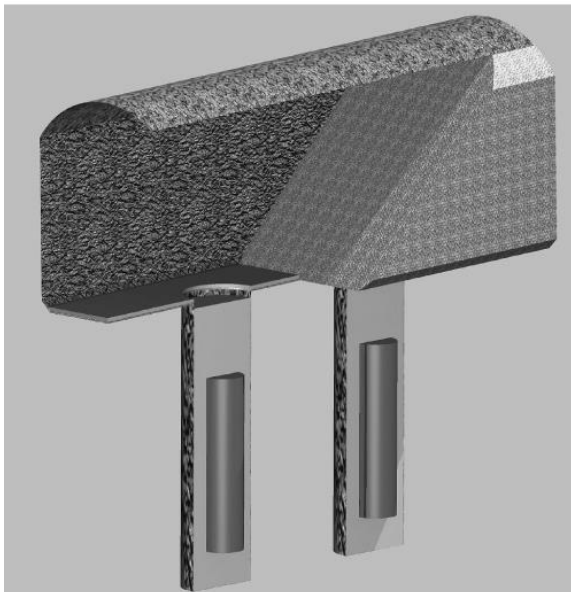


Abbildung 15:
Darstellung eingelagerter KDC-1-Behälter mit Bentonit-buffer in vertikalen Bohrlöchern, mit teilverfüllter Einlagerungsstrecke [217].

als Standort bewarbt. Nach Einrichtung eines Standortbewertungskomitees und öffentlichen Ausschreibungen wurden 2004 aus 10 Gemeinden Bewerbungen eingereicht, jedoch nie finalisiert. Der Standortauswahlprozess wurde 2005 nach der Entscheidung, Brennelemente und schwach aktive Abfälle getrennt voneinander zu lagern, angepasst. In einem zehnjährigen Forschungsprogramm des KAERI wurde ab 1997 das Koreanische Referenz-Entsorgungssystem (KRS) erarbeitet, das als generisches Entsorgungskonzept im Granit angelegt ist und parallel zur schrittweise geplanten geologischen Erkundung infragekommender Standorte weiterentwickelt werden soll. Die Schwerpunkte liegen dabei auf dem Funktions- und Sicherheitsnachweis, der geologischen Untersuchung des umgebenden Gebirgskörpers sowie der Validierung des Endlagersystems [219]. Eine Standortentscheidung steht noch aus. Ein

sicherer Einschluss soll für eine Dauer von 10.000 Jahren quantitativ nachgewiesen werden können [114]. Eine Rückholbarkeit der Abfälle ist derzeit nur vor dem Verschluss der Strecken vorgesehen, kann aber im Falle neuer wissenschaftlich-technischer Erkenntnisse zu Abfallentsorgung oder zur Langzeitsicherheit des Endlagersystems neu evaluiert werden [220].

Die geologische Situation der südlichen koreanischen Halbinsel führte schnell zu einer Festlegung auf kristalline Gesteinsformationen und speziell Granit, der im KRS als Wirtsgestein dient. Ohne fortgeschrittene Standortauswahl sind derzeit keine Details zur voraussichtlichen Standortgeologie vorhanden. Im Forschungstunnel KURT (*KAERI underground research tunnel*) am KAERI-Standort Daejeon wird Granit untertägig erforscht [114, 219, 221]. Das Endlagerbergwerk selbst wird auf einer Ebene in 500 m Tiefe im Granit errichtet werden. Analog zum KBS-3V-Konzept sollen die Behälter in Bohrlöchern unter den Strecken eingelagert werden, die mit einem *buffer* aus koreanischem Ca-Bentonit [222]

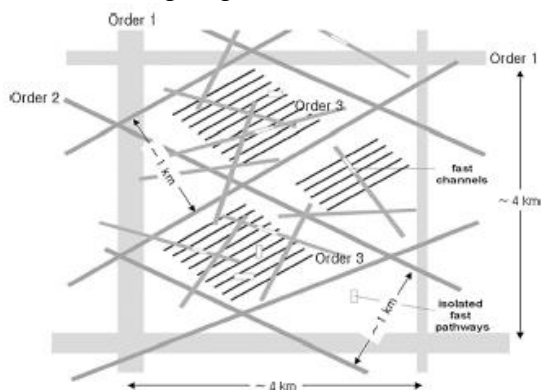


Abbildung 16:
Anlage des koreanischen Referenz-Endlagersystems KRS zwischen Frakturen verschiedener Größe im Wirtsgestein Granit (Schema multipler ewG) [220]

ausgekleidet werden [221]. Die Strecken werden anschließend mit einer 7:3-Mischung aus Bruchsteinen und Calcium-Bentonit verfüllt. Um die Kontrollbereiche klein zu halten, sollen dabei Errichtung, Einlagerung und Verschluss schrittweise erfolgen, mit einer parallelen Einlagerung in jeweils ca. 2 Strecken gleichzeitig. Annahmen seismischer Störungen beinhalten Beschleunigungen von bis zu 0,2 g horizontal und 0,13 g vertikal [220].

Zum Endlagersystem des KRS gehört obertägig eine Behälterfabrik, in der eintreffende Brennelemente in die Endlagerbehälter verpackt werden. Unter der Behälterfabrik befindet sich dann der Zugang zum Endlagerbergwerk [220]. Der Endlagerbehälter,

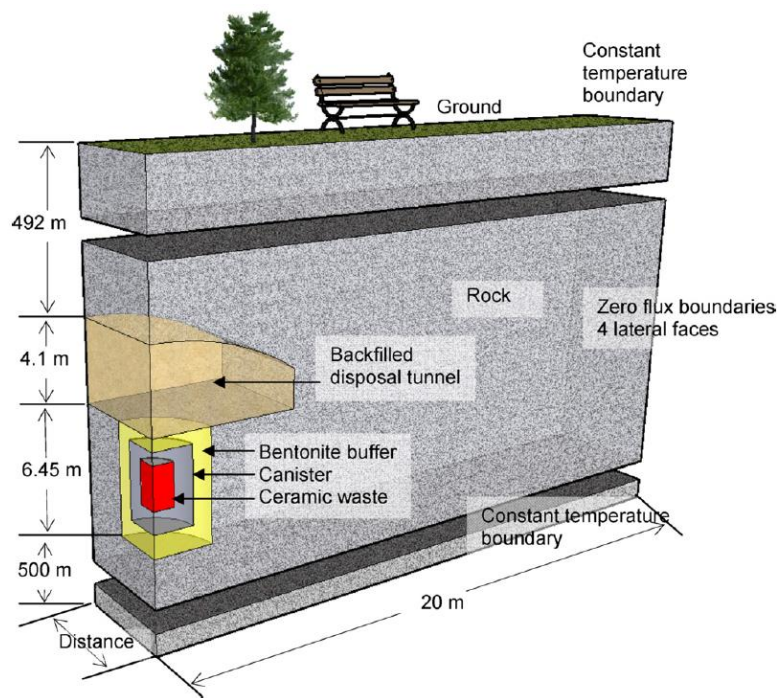
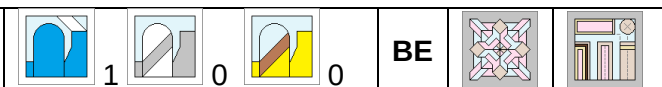


Abbildung 17:
Koreanisches KRS-Design, hier die vertikale Lagerung von Abfallgebinden für HLW-Abfälle aus der Pyroprozessierung in Bohrlöchern unterhalb der Einlagerungsstrecke [218].

der *Korean reference spent fuel Disposal Canister* (KDC), ähnelt ebenfalls dem KBS-3-Behälter (siehe z. B. Abbildung 15 und Abbildung 61). Der Behälter besteht aus einem inneren Behälter aus Gusseisen oder Stahl mit einer minimalen Wanddicke von 5 cm, der für mechanische Stabilität und die Abschirmung des Strahlungsfeldes sorgt sowie einer 5 cm starken Außenhülle aus korrosionsbeständigem Kupfer [217]. Ein KDC-1-Behälter fasst 4 DWR-Brennelemente, die Variante KDC-CANDU ist für 297 CANDU-Bündel (vgl. Abschnitt 3.2.4) ausgelegt. Eine Weiterentwicklung für den CANDU-Behälter, der A-KDC-CANDU, fasst 240 CANDU-Bündel und hat

eine dünnere Kupfer-Korrosionsschutzschicht von 1 cm Stärke. Durch die Stapelung von mehreren Behältern in jeweils einem Bohrloch soll das Endlagervolumen reduziert werden [221]. Ebenfalls der Verringerung des Abfall- und damit des Endlagervolumens dient das Konzept der Pyroprozessierung. Hier anfallende Abfälle werden als keramische Blöcke in Edelstahlbehälter gefüllt (analog Kokillen) und anschließend mehrere dieser Gefäße in einem Überbehälter aus Gusseisen mit Kupferüberzug wieder vertikal in Bohrlöchern unterhalb der Strecken oder horizontal in von den Strecken abgehenden Querschlägen eingelagert (A-KRS, *advanced KRS*) [218, 223]. Eine genauere Betrachtung der koreanischen Behälterkonzepte sowie der Arbeiten zur Pyroprozessierung befindet sich in Abschnitt 3.6.2.4 ab Seite 138.

2.4.17 Kroatien und Slowenien



Der Druckwasserreaktor in Krško wird gemeinschaftlich von Kroatien und Slowenien betrieben. Aus der veröffentlichten Literatur ist ersichtlich, dass Kroatien die Endlagerung der mittel- und schwachaktiven Abfälle übernimmt, während Slowenien die hochradioaktiven und Wärme entwickelnden Abfälle entsorgt [224, 225]. Aufgrund der vorausgesehenen Betriebsdauer des Reaktors in Krško bis 2043 wird die zu entsorgende Abfallmenge auf 2282 ± 20 Brennelemente, entsprechend 927 t_{SM}, geschätzt [226]. Eine mögliche zukünftige Wiederaufarbeitung und anschließende Endlagerung der daraus entstehenden Abfälle wird explizit nicht ausgeschlossen [225].

Der geringe Umfang des slowenisch-kroatischen Atomprogramms macht multinationale oder internationale Ansätze attraktiv, entbindet beide Staaten aber nicht von der Notwendigkeit der Planung und Implementierung nationaler Entsorgungsprogramme; beide Wege werden aktiv verfolgt („zweigleisiger Ansatz“) [225]. Grundlagen für ein slowenisches nationales Entsorgungsprogramm wurden bereits kurz nach der Unabhängigkeit 1991 geschaffen. Der

gesamte bestrahlte Brennstoff befindet sich im Brennelementelagerbecken des Reaktors. Zwischen 2024 und 2030 sollen mit einem Behälterlager zusätzliche Lagerkapazitäten geschaffen werden. Der Beginn der Einlagerung abgebrannter Brennelemente in ein Endlagerbergwerk wird für die Zeit zwischen 2070 und 2075 prognostiziert [227]. Als Referenzkapazität des Endlagers werden 1.600 Brennelemente (ca. 620 t_{SM}) und „ein kleines zusätzliches Volumen von ca. 16 m³ hochaktiver Abfälle“ angegeben [228].

Geologische Untersuchungen für einen künftigen Endlagerstandort wurden nicht durchgeführt. Basierend auf der allgemeinen geologischen Lage Sloweniens wird ein generisches „hartes“ Kristallingestein als Wirtsgestein angenommen, was sowohl vulkanogene als auch stark metamorphe Gesteine miteinschließt. Hydrogeologische wird dieses Gestein mit dem granitischen Wirtsgestein des schwedischen Endlagerprogramms verglichen. Ein künftiges Endlagerbergwerk soll, dem KBS-3V-Design folgend, in 500 m Tiefe angelegt werden [226].

Entsprechend dem direkten Bezug zum KBS-3V-Konzept sollen nach derzeitigem Stand auch die vorerst generischen slowenischen Endlagerbehälter den KBS-3-Behältern nachempfunden sein. Es wird ein Innenbehälter aus Gusseisen für vier

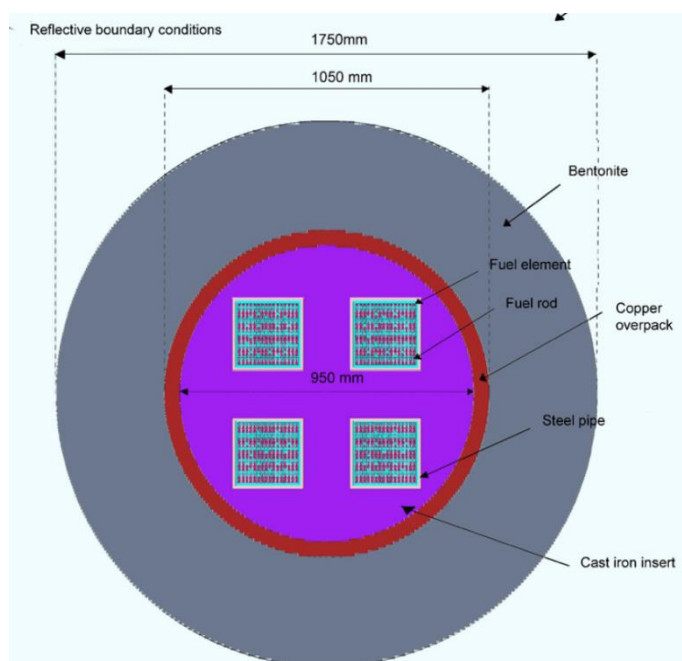
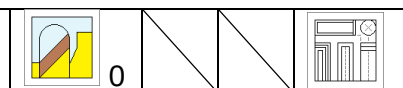


Abbildung 18: Slowenisches MCNP5-Modell eines KBS-3-Behälters. Zu sehen sind 4 DWR-BE in einem • Gusseisenbehälter mit einer äußeren • Kupferhülle. Der Gesamtbehälter steht, umgeben mit • Bentonit, im Wirtsgestein • Granit [229].

nachempfunden sein. Es wird ein Innenbehälter aus Gusseisen für vier Westinghouse-DWR-Elemente (Referenz WH16x16-21, Gesamtlänge 3,85 m) mit einem korrosionsbeständigen Außenbehälter aus 5 cm Kupfer kombiniert; der Gesamtbehälter hat einen Durchmesser von 1,05 m, eine Höhe von 4,83 m und beladen ein Gewicht von 25 Tonnen (vergl. Abschnitt 2.4.25. „Schweden“) [226, 229]. Nach vorliegenden Kritikalitätsauslegungen werden die Behälter vertikal in Bohrlöcher mit jeweils 1,75 m Durchmesser eingelagert und mit gesättigtem Bentonit umgeben werden (siehe Abbildung 18). Der Abstand der Bohrlöcher zueinander wird mit 6 m angegeben, was auf schwedischen Studien beruht, da es für das slowenische Endlagerkonzept noch keine dahingehenden Betrachtungen gibt [229].

2.4.18 Lettland



Lettland nimmt in dieser Zusammenstellung eine Sonderstellung ein, da es keine Leistungsreaktoren besaß, besitzt oder plant und lediglich geringe Mengen radioaktiver Abfälle – meist Strahlungsquellen aus Forschung und Medizin – zu entsorgen hat. Im Rahmen eines Abkommens mit den Vereinigten Staaten und Russland wurden 2005 sowohl frischer als auch bestrahlter Brennstoff des Forschungsreaktors in Salaspils aus Lettland ausgeführt [230].

Für die exemplarische Situation kleiner Staaten mit geringen Abfallmengen wird daher die Beteiligung an einem transnationalen oder internationalen Endlager angestrebt [230] (siehe Abschnitt 2.4.36).

2.4.19 Litauen	 0	 2	 0	BE				
----------------	---	---	---	----	---	---	---	---

Das Kernkraftwerk Ignalina mit zwei RBMK-1500-Einheiten ist seit 2009 endgültig stillgelegt [231]. Eine Wiederaufarbeitung der ausgedienten Brennelemente außerhalb Litauens wurde nie verfolgt, da Einsatzmöglichkeiten für MOX-Elemente nicht gegeben waren und die Entsorgung der AWA-Abfälle gegenüber einer Brennelemente-Entsorgung keine Vorteile gebracht hätte. Derzeit werden von 21.571 vorhandenen ausgedienten Brennelementen 6.018 in trockenen Lagerbehältern (Typen CASTOR® und CONSTOR®) am Standort Ignalina zwischengelagert; die verbleibenden 15.553 Elemente befinden sich bis zur Verpackung in Behälter weiterhin im Brennelementlagerbecken des Kraftwerkes [232]. Die Zusammensetzung des auf 2.436 t_{SM} bezifferten Inventars ist detailliert bekannt [150]. Zum Ausgleich der mit Ignalina weggefallenen Stromerzeugung wurde die Errichtung eines neuen Kernkraftwerkes (KKW Visaginas) am Standort Ignalina geplant [233], aber nach einer Volksbefragung und einem Regierungswechsel nicht weiter verfolgt [234].

Die Planung eines Endlagers in tiefen geologischen Formationen und die Suche nach einem geeigneten Standort wird vom Litauischen Energieforschungsinstitut LEI im Auftrag der nationalen Behörde für den Umgang mit radioaktiven Abfällen RATA durchgeführt. Bereits seit 2001 wird mit Unterstützung der schwedischen SKB (siehe Abschnitt 2.4.25, „Schweden“) personelle und infrastrukturelle Kompetenz für die Errichtung eines Endlagers für ausgediente Brennelemente aufgebaut [235, 232]. Das Ziel ist die Errichtung eines Endlagers, das den Eintritt von Radionukliden aus eingelagerten radioaktiven Abfällen in die Biosphäre aufhält, bis deren Radiotoxizität unterhalb der natürlichen Uranerzes gesunken ist, also gegebenenfalls mehrere Millionen Jahre lang [236]. Die Möglichkeit einer vorzeitigen Rückholung oder Bergung wird ebenfalls betrachtet [150].



Abbildung 19:
Litauisches Referenz-
konzept für einen KBS-3-
basierten Behälter [150]

Die Geologie Litauens wurde, ebenfalls in Zusammenarbeit mit schwedischen Experten, umfassend untersucht und die vorhandenen Gesteinsinformationen auf ihre Eignung als mögliches Wirtsgestein hin geprüft. Anhydritablagerungen und Steinsalz aus dem Oberperm im Südwesten Litauens liegen zu vereinzelt, sind nicht stabil genug und werden als potenzielle künftige Ressource angesehen. Aufgrund der umfangreichen vorhandenen Informationen und der auch internationalen Erfahrung wurde das kristalline Grundgebirge im Osten und im Süden des Landes als präferiertes Wirtsgestein festgelegt. Die vorhandenen Granitoide bilden vielfach seismisch stabile Monolithen, die als endlagergeeignet eingestuft werden. Untertriassischer Tonstein im Südwesten und unterkambrische Tonformationen im Osten wurden ebenfalls erfasst. Ersterer wird als sekundäres potenzielles Wirtsgestein betrachtet [235].

Ein spezifisches Konzept für die Endlagerung der RBMK-Brennelemente liegt noch nicht vor; basierend auf dem schwedischen KBS-3H-Konzept wurde jedoch ein generisches Endlagersystem (mit Behälterkonzept) für die Endlagerung im Kristallingestein erstellt, das für zukünftige Entwicklungen als Referenz dienen soll [150]. Entsprechend dem KBS-3-System sieht es für die mechanische Stabilität einen Innenbehälter aus Gusseisen vor, mit Kanälen für 32 Halbelemente pro Behälter (siehe Abbildung 20). Bei einer Mindestwandstärke des Innenbehälters von 50 mm und einer Außenwand aus 50 mm (sauerstofffreiem und Phosphordotiertem) Kupfer als Korrosionsschutz ergibt sich ein Gesamtdurchmesser von 105 cm bei einer Behälterhöhe von 407 cm. Für eine mögliche, aber bislang nicht priorisierte Einlagerung in Tonstein, werden statt der Kupferhülle eine Außenschale von 15 cm Stahl und eine Gesamtbehälterhöhe von 427 cm als Referenz angegeben. Kritikalitätsanalysen und thermische FE-Berechnungen zeigen, dass die Referenzbehälter auch bei Wassereintritt dauerhaft Unterkritikalität gewährleisten und dass bei einer Auslegungsdistanz der Behälterpositionen (*centre-to-centre*) im Endlager von 1,2 m (3 m bei Stahlbehältern im Ton) die Temperaturen an der Behälteroberfläche unter 100 °C bleiben. Die berechnete Oberflächendosisleistung nach 50 Jahren Zwischenlagerung liegt bei 500 mSv/h [150, 233, 237]. Langzeitprozesse wie z. B. die Korrosion der äußeren Kupferwand werden für das Referenzkonzept unter Nutzung von schwedischen Daten [238] betrachtet; unter entsprechend konservativen Annahmen wird eine Behälterlebensdauer von 1,6 Millionen Jahren prognostiziert, während für vorgeschädigte Behälter ein Versagen nach 200.000 Jahren angenommen wird [236].

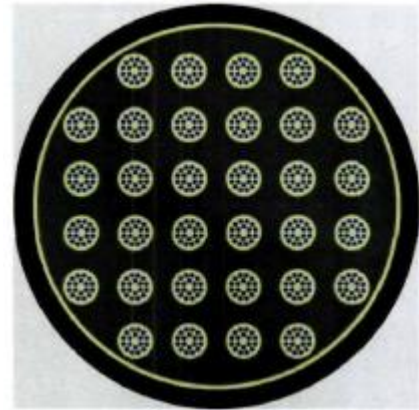


Abbildung 20:
RBMK-1500-Belegung des
litauischen Referenzbehälters [150]

2.4.20 Mexiko		2		0		0	BE AWA					
---------------	---	---	---	---	---	---	-----------	--	---	---	---	---

Im Kernkraftwerk Laguna Verde betreibt Mexiko zwei Siedewasserreaktoren amerikanischer Bauart [239]. Die ausgedienten Brennelemente werden in den Brennelementlagerbecken der Reaktoren zwischengelagert; ein Behälterlager für Stahlbehälter mit Betonabschirmung befindet sich am gleichen Standort. Zukünftige Energieszenarien umfassen neben dem bestehenden KKW Laguna Verde den Bau von 8 weiteren ABWR⁸-Reaktoren; darauf basierende erste Abschätzungen gehen von etwa 90.000 insgesamt endzulagernden Brennelementen aus, entsprechend einem Abfallinventar von 16.130 t_{SM}. Es gibt derzeit keine Entscheidung hinsichtlich einer Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstäbe [240].

Der Zeitplan für ein nationales Endlagerprogramm sieht einen Beginn des Lizenzierungsprozesses ab 2045 vor, die Errichtung des Endlagers ab 2055 und den Betrieb ab 2065. Gegenwärtig werden unter Federführung des Energieministeriums (SENER) die rechtlichen und administrativen Rahmenbedingungen untersucht, die für diesen Prozess notwendig sind [240].

⁸ Der fortschrittliche Siedewasserreaktor (*advanced boiling water reactor*) wurde Ende der 1970er-Jahre von japanischen, amerikanischen, italienischen und schwedischen Betreiber- und Herstellerfirmen entwickelt und sollte eine Standardentwicklungslinie mit verbesserten wirtschaftlichen, operativen und Sicherheitseigenschaften darstellen [624].

Mexiko hat aufgrund seiner Größe und Geologie potenziell mehrere geeignete Wirtsgesteine; in Anlehnung an die mögliche Nutzung international vorhandener Erfahrungen auf diesem Gebiet werden Granit, Salz, Tuff und Tonformationen genannt. Eine erste Erfassung tatsächlich vorhandener Gesteinsformationen steht noch aus [240].

2.4.21 Niederlande		1		1		0	AWA BE				
--------------------	---	---	---	---	---	---	-----------	---	---	---	---

Es gibt zwei Reaktoren in den Niederlanden, Borssele und Dodewaard (1997 abgeschaltet) [241] und das Volumen hochradioaktiver Abfälle bis zum Jahr 2130 wird auf 400 m³ geschätzt, wovon ein Drittel als Wärme entwickelnd eingestuft wird [242]. Ein bedeutender Anteil dieser Abfälle (abgebrannte Brennelemente; ca. 30%) stammt aus den Forschungsreaktoren des Landes und hat daher eine andere Zusammensetzung, während der LWR-Brennstoff nach der Wiederaufarbeitung im Ausland in Form von Kokillen gelagert wird.

Das niederländische Entsorgungsprogramm priorisiert eine langfristige Rückholbarkeit der hochradioaktiven Abfälle, um zukünftige Technologien zur Risiko- und Volumenverringerung anwenden zu können. Die Kommission für die Entsorgung radioaktiver Abfälle (CORA) hat daher die Erforschung einer obertägigen Langzeitlagerung als Option neben die Erforschung einer untertägigen Lagerung in Tonstein und Salzformationen mit langfristiger Rückholbarkeit gestellt [243].

Alle drei Optionen – obertägige Langzeitlagerung und untertägige Lagerung in Tonstein oder Salz – wurden bezüglich einer möglichen Freisetzung von Radionukliden (z. B. nach einer Flutung mit Meerwasser), dem Sicherheitsverhalten und der Auflage langfristiger Rückholbarkeit untersucht und verglichen, wobei die obertägige Lagerung in der COVRA-Anlage in Borssele als vorläufige Lösung besteht [243].

2.4.22 Polen		2?	BE				
--------------	---	----	----	---	---	---	---

Nachdem die Errichtung von vier geplanten WWER-440-Reaktoren im pommeranischen Zarnowiec 1990 abgebrochen und Komponenten verkauft wurden, beabsichtigt Polen seit den 2010er-Jahren die Errichtung eines Kernkraftwerkes zur Deckung und Diversifizierung seiner Elektrizitätsversorgung. Nach mehreren Projektstudien u. a. zusammen mit den baltischen Staaten soll Anfang 2018 die Entscheidung über die verwendete Reaktortechnologie getroffen werden [244]. Die zu errichtende Kapazität soll einen großen Anteil der Elektrizitätsversorgung umfassen [245].

In Vorbereitung der zu erwartenden Abfallströme hat die polnische Nationale Atomenergiebehörde (PAA) mit der Evaluation der geologischen Strukturen in Polen und einem Auswahlverfahren für Regionen begonnen, die für die Errichtung eines Endlagers in tiefen geologischen Formationen infrage kommen. Dafür wurde ein Anforderungskatalog hinsichtlich Teufenlage und Schichtdicke definiert.

Neben den wegen nicht ausreichender Informationen vorerst nicht weiter in Betracht gezogenen (aber auch nicht ausgeschlossenen) Kristallinformationen im Nordosten Polens werden insbesondere die Schiefervorkommen im Südwesten des Landes sowie die Salzkissen der zentralpolnischen Zechstein-Formation untersucht. In letzterer ist die Errichtung eines Untergrundlabors beabsichtigt [246].

2.4.23 Rumänien

	2		0		0	BE			
---	---	---	---	---	---	----	---	---	---

Rumänien betreibt zwei CANDU-Reaktoren kanadischer Bauart (Inbetriebnahme jeweils 1996 und 2007) mit je 650 MW_e in Cernavoda [247].

In Zusammenarbeit mit europäischen und deutschen Partnern wurden generische Modelle für ein Endlager in Steinsalz oder Kristallingestein erstellt. Für die Errichtung eines Endlagerbergwerkes im Salzstock und dessen Langzeitentwicklung unter Berücksichtigung verschiedener Szenarien (kurzfristig Zutritt von Sole in das Lager, mittelfristig möglicher menschlicher Zugriff auf das Lagerfeld oder langfristig unterirdisches Auslaugen des Salzstockes) und derer Kombination wurden Freisetzungsrechnungen durchgeführt, die eine Aktivitätsfreisetzung in die Biosphäre unterhalb der deutschen Grenzwerte ergaben [248].

2.4.24 Russland

	37		6		6	AWA			
---	----	---	---	---	---	-----	---	---	---

Die Elektrizitätsversorgung aus Kernenergie hat in Russland eine lange Tradition; 1954 ging in Obninsk das weltweit erste Kernkraftwerk in Betrieb, und zur Zeit des Kalten Krieges wurden in der gesamten Einflusszone der ehemaligen Sowjetunion Kernkraftwerke eigener Entwicklungslinien, insbesondere WWER-Druckwasserreaktoren und RBMK-Druckröhrenreaktoren errichtet, von denen viele noch in Betrieb sind (s. z. B. Abschnitte 2.4.2 „Armenien“, 2.4.5 „Bulgarien“ oder 2.4.32 „Ukraine“). Auch die Anlagen in Rheinsberg (WWER-70) und Lubmin (5 Blöcke WWER-V-230) in der ehemaligen DDR wurden von der Sowjetunion geliefert, wie auch das nie fertiggestellte „Großbauprojekt Stendal“ (vorgesehen für 2 WWER-1000). Die derzeit aktiven russischen Reaktoren erzeugen etwa 18% der Elektrizität [249]. Während der Aufbau der russischen Reaktorflotte (95% LWR; 54% DWR, vergl. Tabelle 4) eine Vergleichbarkeit der Primärabfälle mit denen der deutschen Anlagen nahelegt, zielt das russische Entsorgungsprogrammes auf einem geschlossenen Brennstoffkreislauf mit Wiederaufarbeitung bestrahlten Brennstoffes ab. Als Abfallform für die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen sind daher verglaste HLW-Abfälle aus der Wiederaufarbeitung vorgesehen [250]. Der entladene Brennstoff stammt aus den russischen Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren sowie aus der nuklearen Eisbrecherflotte und aus ausländischen Reaktoren und Einrichtungen [20]. V. A. aus der Ukraine und aus Forschungsreaktoren in Polen, Kasachstan und Usbekistan [20]; die Brennstoffrücknahme aus Forschungsreaktoren in Tschechien, Lettland, Bulgarien, Ungarn, Rumänien, Libyen, Weißrussland, Serbien und Vietnam wurde bereits abgeschlossen. Die Abnahme bulgarischen Brennstoffes endete laut Quellenlage zwischen 2014 und 2017 [19].

Als Besonderheit in Verbreitung und Betrieb nuklearer Anlagen im ehemaligen RGW-Raum ist die zentralistische Brennstoffver- und -entsorgung hervorzuheben; die Sowjetunion besaß das Kernbrennstoff- und Wiederaufarbeitungsmonopol, daher wurden die verbrauchten bzw. abgebrannten Kernbrennstoffe aus ihrer Einflussphäre wieder in die UdSSR zurückgeführt (siehe z. B. die Abschnitte 2.4.27 „Slowakei“ und 2.4.33 „Ungarn“). Es ist in vielen Quellen nicht ersichtlich, wo die Grenze zwischen schwach- und mittelaktiven bzw. hochradioaktiven Abfällen verläuft, da z. B. die Abfälle aus der Wiederaufarbeitung meist gesammelt als „flüssige Abfälle“ kategorisiert werden. Die Nuklidzusammensetzung verschiedener Abfallströme ist daher oft unbekannt [251, 252]. Für die Entsorgung der radioaktiven Abfälle ist seit 2007 die staatliche Betreibergesellschaft *Rosatom* verantwortlich, die auch die großen Anlagen (Wiederaufarbeitung/Konditionierung und Zwischenlagerung) in Majak und Schelesnogorsk (zentrale (Zwischen-)Lagereinrichtung mit Becken- und Behälterlagern) betreibt. In der Vergangenheit wurden verschiedene Endlagerkonzepte und mögliche

Standorte erforscht, darunter die Verdünnung in Gewässern (u. a. Flüssen und Stauseen bei Majak), Injektion in tiefe geologische Reservoirs und die Einlagerung verfestigter Abfälle im Permafrostboden Novaja Zemlyas oder in einer Mine oder einem Endlagerbergwerk, aus logistischen Gründen in unmittelbarer Nähe zu den Wiederaufarbeitungsanlagen. Das in Zusammenarbeit mit dem belgischen Forschungszentrum SCK•CEN (siehe Abschnitt 2.4.3) erstellte generische Endlagerkonzept für den Raum Kola sieht eine unterirdische trockene Endlagerung verfestigter HLW-Abfälle in einem Mehrfachbarrierensystem auf Metall- und Betonbasis vor. In Schelesnogorsk wird eine Bohrlochlagerung von Kokillen mit hochradioaktiven Abfällen konzipiert. Als einzuhaltender Grenzwert für die in die Biosphäre freigesetzte Strahlendosis ist durch die geltenden Strahlenschutzrichtlinien 1 mSv/a/Person vorgegeben; durch den Betrieb des Endlagers soll die Bevölkerung nicht mehr als 10 μ Sv/a/Person sowie für unwahrscheinliche Störfälle (Wahrscheinlichkeit $\leq 2,5 \cdot 10^{-6}$ /a) nicht mehr als 0,1 mSv/a/Person ausgesetzt werden [251]. Nach gegenwärtigem Stand soll nahe Schelesnogorsk (Standort Nischnikansk) die Errichtung eines Endlagers betrieben werden. Dazu sollen zwischen 2017 und 2021 Vorbereitungen für die Errichtung eines Untergrundlaboratoriums am Standort getroffen werden, in dem dann Untersuchungen der Geologie, der Hydrologie und des Verhaltens der beabsichtigten technischen Barriere- und Hilfssysteme direkt im Wirtsgestein stattfinden können. Nach 2030 wird die Entscheidung über die Errichtung eines Endlagers (Lizenzierung) angestrebt. Ein möglicher Endlagerbetrieb über mehr als 30 Jahre wird ab etwa 2050 geplant [253, 254].

Geologische Untersuchungen für die Errichtung eines Endlagers für verfestigte HLW-Abfälle wurden seit den 1990er-Jahren betrieben. Neben den dem skandinavischen Schild zugehörigen Graniten der Halbinsel Kola wurden hier auch Tonformationen nahe Sankt Petersburg betrachtet. Die bevorzugte Nähe zu den Anlagen in Majak und Schelesnogorsk führte zu einer Eingrenzung auf die Region Majak (Oblast Tscheljabinsk) im Südural (Metamorphite, vulkanogene Gesteine, hauptsächlich Tuff und porphyritische Breccias) sowie das bergbaulich genutzte Areal um Schelesnogorsk (Oblast Krasnojarsk) im Süden Mittelsibiriens (Granitoide). Hier wurden auch untertägige Erkundungsarbeiten begonnen. Auch im fernen Osten (Krasnokamensk) sollen verglaste oder mineralisierte HLW-Abfälle u. A. aus militärischen Quellen in einer erschöpften Uranmine gelagert werden [251]. Der Standort Schelesnogorsk wird auch als mögliche Option für die Errichtung eines internationalen Endlagers für hochradioaktive und langlebige Abfälle bzw. für HLW-Abfälle aus der Wiederaufarbeitung internationaler Bestände abgebrannter Brennelemente betrachtet [255].



Schweden begann früh mit der Errichtung nuklearer Infrastruktur; bereits 1947 wurde ein Entwicklungsprogramm begonnen, das schließlich 1954 in einem Versuchskraftwerk (Schwerwasserreaktor) in Ågesta mündete [256]. Derzeit erzeugen in Schweden 5 Siedewasser- und 3 Druckwasserreaktoren mit einer installierten Leistung von zusammen 8.984 MW_e etwa 40% der landesweiten Elektrizität [257]. Nach einer Volksabstimmung 1980 sollten die maximal 12 Reaktoren des Landes bis 2010 dauerhaft heruntergefahren werden, aber eine Regierungsentscheidung ermöglichte 2009 den weiteren Betrieb und den Neubau von Kraftwerken bis zu einem Maximum von 10 Reaktorblöcken [258, 259]. Derzeit wird bis 2040 eine ausschließlich auf erneuerbaren Energien basierende Elektrizitätsgewinnung angestrebt, explizit ohne dabei die Kernenergienutzung zu beenden [260]. Die ausgedienten Brennelemente aus den Reaktoren werden per Schiff zum zentralen Beckenlager Clab nahe Oskarshamn transportiert, wo sie bis zum Transport in ein Endlager verbleiben [256]. Insgesamt wird ein endzulagerndes Inventar von ca. 12.100 t_{SM} erwartet [261].

Das schwedische Entsorgungsprogramm begann im April 1977 mit dem sogenannten „Bestimmungsgesetz“ („*stipulation act*“), in dem bestimmt wurde, dass die Beladung bestehender und die Errichtung neuer Reaktoren an den Nachweis einer sicheren Entsorgung aller anfallenden Abfälle durch den Kraftwerkseigentümer gebunden ist [262]. Das hierzu von den kernenergieerzeugenden Energieversorgern begründete Forschungsprogramm zur Entwicklung von Entsorgungstechnologien und zur Standortfindung, KBS (*Kärnbränslesäkerhet*), führte bereits im November 1977 zum KBS-1-Programm [263]. Entsprechend den damaligen Entsorgungsaufgaben an die Kraftwerksbetreiber, entweder eine Wiederaufarbeitung ihres Brennstoffes im Ausland oder die sichere Entsorgung ihrer hochradioaktiven Abfälle nachzuweisen, fokussierte sich das KBS-1-Programm auf die Endlagerung verglaster HLW-Abfälle. 1978 folgte mit dem zweiten Bericht (KBS-2) die Betrachtung einer direkten Endlagerung bestrahlter Brennstäbe [264]. Mit der Revision des KBS-2-Konzeptes wurde schließlich 1983 das aktuelle KBS-3-Konzept begründet [265].



Abbildung 21:
Der schwedische
KBS-3-Behälter, hier
die Ausführung für
12 SWR-BE [275]

Grundlage des KBS-3-Konzeptes ist ein Doppelmantelbehälter mit einem Innenbehälter aus Gusseisen für die mechanische Stabilität und die kritikalitätssichere Brennelementkonfiguration und ein äußerer Kupferbehälter als Korrosionsschutz. Das als Multibarriersystem angelegte Endlagersystem soll nach dem Verschluss der unterirdischen Anlagen keiner Überwachung bedürfen und allein durch passive Sicherheitswirkungen über geologische Zeiträume den Zutritt von Radionukliden in die Biosphäre verhindern. Die wichtigste Barriere ist dabei der Behälter, der in vertikalen Bohrlöchern im Boden der Strecken in einer Tiefe von ca. 500 m im Granit eingelagert wird. Umgeben ist er von einem *buffer* aus hochkompaktiertem Bentonit. Die Errichtung des Endlagers ist dabei in zwei Phasen geteilt; in der ersten Phase sollen ca. 200 bis 400 Behälter eingelagert werden. Nach einer Feinabstimmung basierend auf den während dieser Phase gewonnenen Erkenntnisse sollen anschließend in Phase II die verbliebenen 90 bis 95% der vorhandenen Behälter eingelagert werden. Die gesamte Betriebszeit wird auf 20 bis 30 Jahre geschätzt [150]. Die Strecken



Abbildung 22:
Geologische Kartierung Schwedens mit
● wahrscheinlich geeigneten,
● wahrscheinlich ungeeigneten und
● ungeeigneten Wirtsgesteinformationen
[620].

werden nach Abschluss der Einlagerung verfüllt. Das KBS-3-Konzept wurde auch gegen alternative Entsorgungskonzepte wie z. B. Kavernenlagerung und die Lagerung in tiefen Bohrlöchern abgewogen und in den Bereichen Langzeitsicherheit, Technologie und Kosten als vorteilhafter befunden [266]. Die für die Behandlung, Lagerung und Entsorgung aller radioaktiven Abfälle Schwedens verantwortliche gemeinsame Tochter der Kernkraftwerksbetreiber SKB (*Svensk Kärnbränslehantering AB*) hat zur Absicherung des Gesamtkonzeptes langjährige Forschungsaktivitäten unternommen und betreibt ein Behälterlabor in Oskarshamn, ein Bentonitlabor und Einrichtungen für die Erforschung von Nuklidtransport und thermomechanischen Langzeiteffekten und Material- und Komponentenverhalten unter den Bedingungen eines geologischen Endlagers [267]. Dazu steht nahe Oskarshamn das Untertagelabor Äspö (Abbildung 23) zur Verfügung, das auch von internationalen Forschergruppen genutzt wird. In einem Sicherheitsnachweis für drei generische Endlagerstandorte (genannt „Aberg“, „Beberg“ und „Ceberg“) wurde der generelle Nachweis für die Anwendbarkeit des KBS-3-Konzeptes erbracht [268, 269]. Ein erstes Standortauswahlverfahren, das parallel zum KBS-Konzept 1977 begonnen wurde, musste 1988 aufgrund von Widerständen in Politik und Öffentlichkeit ausgesetzt werden [173]. Nach

landesweiten geologischen Untersuchungen (siehe Abbildung 22) stimmte die Regierung 2001 einem Standortauswahlverfahren zu [114], das im Wesentlichen auf die Gemeinden Oskarshamn und Östhammar beschränkt war [270]. Die abschließende Entscheidung für einen Endlagerstandort fiel 2009 für Forsmark in Östhammar [271]. Der standortspezifische Sicherheitsnachweis bildet die Grundlage für den Antrag auf Genehmigung zur Errichtung eines nuklearen Endlagers in Forsmark, der im März 2011 eingereicht worden ist [261, 114]. Aufgrund verfahrenstechnischer Fragen, aber auch wegen eines Forscherdisputes zu den konzeptrelevanten Korrosionsraten von Kupfer in sauerstofffreiem Wasser (siehe Fußnote 18 auf Seite 126) wurde der Lizenzierungsprozess im Januar 2018 unterbrochen und weitere Unterlagen angefordert [272]. Gleichzeitig hat die schwedische Strahlenschutzbehörde SSM ihre Zustimmung gegeben [273].

Die schwedische Geologie ist durch den Skandinavischen Schild bestimmt, einer der ältesten geologischen Großformationen des Planeten. Die hier vorkommenden kristallinen Gesteine sind hauptsächlich Granite, Gabbro und Gneiss. Damit fiel die Wahl des Wirtsgesteins für ein in tiefen geologischen Formationen zu errichtendes Endlager bereits zu Beginn des KBS-Programmes auf Granit. Die Anforderungen für einen potenziellen Endlagerstandort sind maßgeblich ein Ausschluss zukünftiger wirtschaftlicher Nutzung (niedriger Erzgehalt), geomechanische Stabilität (ausreichender Abstand zu lokalen plastischen Zonen und größeren Frakturen; begrenzte Felsfestigkeit, Frakturgeometrie und Eigenspannungen) und eine nicht zu aggressive Wasserchemie (insbesondere niedrige Salinität <100 g/l und

sauerstofffreies Wasser). Bevorzugte Eigenschaften sind ebenfalls methodischer (bekannte, möglichst homogene, modellierbare Gesteinstypen), hydrogeologischer (Wasserleitfähigkeit $<10^{-8}$ m/s) und chemischer Natur (pH-Wert 6...10). Die standortspezifischen Untersuchungen sind dabei organisatorisch und thematisch in mehrere Forschungsbereiche aufgeteilt: Oberflächige Ökosysteme, Geologie, Hydrogeologie, Hydrogeochemie, Gesteinsmechanik sowie thermische Eigenschaften und Transporteigenschaften des Wirtsgesteins [150]. Als zentrales Untergrundlaboratorium dient das Äspö nahe Oskarshamn, das in eine Tiefe von 450 m in den Granit vordringt, und in dem neben der geologischen und hydrogeologischen Charakterisierung des schwedischen Grundgebirges auch internationale Experimente u. a. zum Transportverhalten oder zum Vorkommen und Verhalten mikrobieller Populationen im und am Granit durchgeführt werden. Das Gestein in Östhammar wurde vor etwa 1,9 Milliarden Jahren geformt und war während der vergangenen Eis- und Warmzeiten vielfach Belastungen unterworfen, die zur Ausbildung geologisch stabiler tektonischer Linen im Gesteinskörper führten. In Forsmark soll das Endlager innerhalb einer solchen tektonischen Linse entstehen [261].

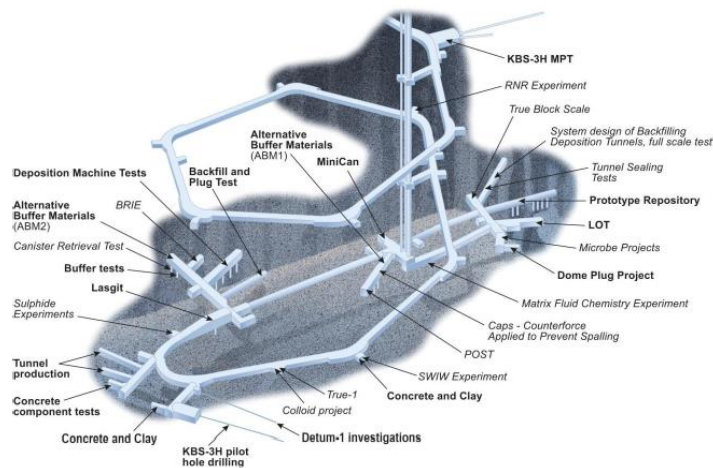
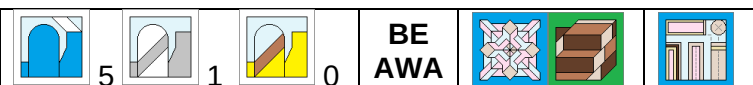


Abbildung 23:
Layout des schwedischen Untergrundlabors Äspö [256]

Der schwedische KBS-3-Behälter (Abbildung 21, siehe Abschnitt 3.6.2.2.2 ab Seite 125) ist die Hauptbarriere für in den eingelagerten Brennelementen enthaltene Radionuklide. Da die Rückhaltungswirkung der geologischen Barrieren im Granit durch wasserführende Risse und Frakturen eingeschränkt ist, besteht seine Hauptfunktion daher im sicheren Einschluss des Inventars über einen Zeitraum von mindestens 100.000 Jahren. Die lebensdauerbestimmende Komponente des Behälters ist eine Außenhülle aus sauerstofffreiem, phosphordotiertem Kupfer (OFPCu), die aufgrund der Korrosionsresistenz des Kupfers und der günstigen Krieeigenschaften dieser Materialvariante unter im Endlager anzunehmenden Lasten ausgewählt wurde. Entsprechend den von der SKB ermittelten Korrosionsraten wurde unter konservativer Annahme paralleler Effekte wie lokaler Korrosion und Lochfraß eine Mantelstärke von 50 mm veranschlagt. Die angesichts der äußeren Last von hydrostatischem und möglichem glazialen Aufdruck sowie dem Schwelldruck des umgebenden Bentonit-*buffers* notwendige mechanische Festigkeit wird durch einen inneren Gusseisenbehälter gewährleistet, der auch die Brennelemente aufnimmt und für deren mechanischen Schutz, die Wärmeableitung und die Aufrechterhaltung einer kritikalitätssicheren Konfiguration sorgt [274, 275, 154].

2.4.26 Schweiz



In der Schweiz wird ein Drittel der Elektrizität in den 3 Druck- und 2 Siedewasserreaktoren der Kernkraftwerke Beznau, Mühleberg, Gösgen und Leibstadt [276] erzeugt. Ein Ausstieg aus der Kernkraftnutzung wurde diskutiert aber schließlich nicht beschlossen; die schweizerischen

Reaktoren haben eine unbefristete Betriebsgenehmigung solange sie die Sicherheitsauflagen des *Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorates* (ENSI) erfüllen [277]. Bis 2006 wurden 1.139 t bestrahlten Brennstoffes in Frankreich und Großbritannien wiederaufgearbeitet; die dabei angefallenen und verglasten HLW-Abfälle sind vollständig in die Schweiz rückgeführt worden (siehe Tabelle 14). Ein 2003 beschlossenes zehnjähriges Moratorium für die Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente ab 2006 wurde 2016 um weitere 4 Jahre verlängert; ein generelles Verbot ist abzusehen. Bis zum Transfer in ein Endlager werden die Brennelemente in Nasslagern an den Kraftwerksstandorten sowie in Behälterlagern in Würenlingen (ZZL) und am KKW-Standort Beznau (ZWIBEZ) zwischengelagert; zurückgeführte WAA-Abfälle lagern ebenfalls im ZZL [277].

Zur Verwaltung und Lagerung der radioaktiven Abfälle und für die Koordinierung der Endlagerforschung wurde 1972 von Bundesrat und Kernenergiebetreibern die *Nationale Genossenschaft für die Lagerung Radioaktiver Abfälle* (Nagra) gegründet [150]. Das 1978 begonnene „Projekt Gewähr 1985“ wurde 1985 vom Bundesrat angenommen; darin wurden die für den weiteren Betrieb der Kernkraftwerke erforderlichen Entsorgungsnachweise für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) sowie der Sicherheitsnachweis für die Entsorgung von hochradioaktiven Abfällen (HAA) und langlebigen α -toxischen Abfällen (ATA) erbracht. Zentrale Leitsätze des

Entsorgungsprogrammes sind der grenzüberschreitende, für künftige Generationen lastenfreie, durch ein Mehrfachbarrierensystem (siehe Abbildung 27) gewährleistete Schutz von Mensch und Umwelt vor den Auswirkungen des Radionuklidinventares über lange Zeiträume [278]. Explizite Schutzkriterien sind ein Grenzwert für die zusätzliche Individualdosis von 0,1 mSv/a und für das zusätzliche gesundheitliche Risiko einer Einzelperson von 10^{-6} /a [278, 114]. Dabei ist grundsätzlich eine Entsorgung in einem geologischen Tiefenlager in der Schweiz vorgesehen [279]. In einem dreistufigen Standortauswahlprozess [278] sollen die bestgeeigneten Standorte für die beiden Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle einerseits und für hochradioaktive und langlebige mittelradioaktive Abfälle (LMA; enthalten die ATA) andererseits ermittelt werden, wobei die Option, beide Endlager als „Kombiniertes Endlager“ an einem Standort zu errichten, offengehalten wird. Die erste Stufe begann 2008 mit einer „weißen Landkarte“ der Schweiz und dem Ziel, anhand der vom ENSI vorgegebenen Sicherheitskriterien geologisch geeignete Standortregionen für ein Endlagerbergwerk zu finden. Nach öffentlichen Diskussionen wurden schließlich 2011 die von der Nagra angestellten Untersuchungen durch das ENSI begutachtet und die vorgeschlagenen drei potenziellen HAA- und sechs potenziellen SMA-Endlagerstandortregionen vom Bundesrat bestätigt. Als Vorbedingung für den Beginn der zweiten Stufe wurde eine auf den vorangegangenen Untersuchungen basierende geologische Datenbank der Schweiz zusammengestellt, um in der zweiten Stufe die einzelnen potenziellen Standortareale in vorläufigen Sicherheitsnachweisen miteinander vergleichen zu können. Die Nagra reichte dafür noch fehlende Informationen und Untersuchungen bis 2012 nach. Die zweite Stufe, an deren Ende jeweils zwei potenzielle Standorte für die zu errichtenden Endlagerbergwerke sowie für die obertägigen Anlagen stehen, wurde 2011 begonnen. Ergebnisse der erstellten Berichte wurden auf Regionalkonferenzen öffentlich diskutiert und auch überregional

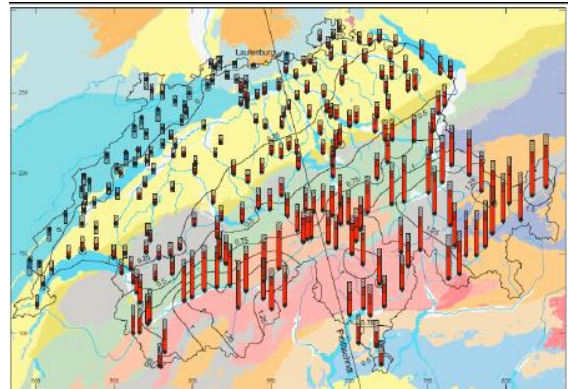


Abbildung 24: Hebungen (rot) und Senkungen (blau) des Deckgebirges in der Schweiz. Die hohen Hebungsraten in der Südschweiz sind Ausschlusskriterium für die Errichtung eines geologischen Tiefenlagers [285].

eingegangene Stellungnahmen ausgewertet. Im Ergebnis wurden die drei Standortareale Jura-Ost, Zürich-Nordost und Nördlich Lägern nahe der deutschen Grenze für vertiefte geologische Untersuchungen in der dritten Stufe ausgewählt, die 2018 eingeleitet wurde. Ziel ist hier der detaillierte Vergleich sämtlicher Standorte und die Auswahl des sicherheitstechnisch bevorzugten Standortes. Die weiteren drei Standortregionen der zweiten Stufe, Jura-Südfluss, Wellenberg und Südranden, bleiben als Reserveoptionen bestehen. Etwaige Vor- und Nachteile eines kombinierten Endlagers gegenüber der Errichtung von zwei getrennten Endlagerbergwerken sind in der dritten Stufe zu evaluieren [280, 277]. Etwa Ende 2024 will die Nagra dann Rahmenbewilligungsgesuche einreichen, die nach Prüfung und öffentlicher Vernehmung um das Jahr 2030 zur Bestimmung der Endlagerstandorte (oder eines Standortes für ein kombiniertes Endlager) führen. Vor dem eigentlichen Endlagerbergwerk wird ein untertägiges Felslabor eingerichtet, in dem die Wirtsgesteinsinformation weiter untersucht und charakterisiert wird, um weitere Informationen für die Errichtung des Endlagerbergwerkes zu erhalten. Nach den zu stellenden Gesuchen um Bau- und Betriebsbewilligung soll nach derzeitigem Stand ein SMA-Endlager um 2050, ein HAA-Endlager um 2060 in Betrieb gehen können [280]. Dabei wird in einem Teil des Endlagers neben dem Hauptlager ein „Pilotlager“ betrieben, das die Untersuchung des Verhaltens von

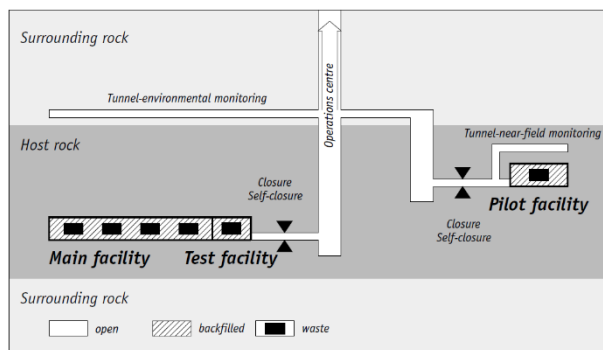


Abbildung 25:
Schema des Schweizer Endlagerkonzeptes mit Pilotlager (r.) sowie einer Teststrecke (m.) im Hauptlager (l.). Für das Pilotlager soll das geologische Nahfeld überwacht werden können; die Überwachung des Hauptlagers erfolgt für das Fernfeld, um die Integrität der geologischen Barriere möglichst nicht zu beeinflussen [625].

Wirtsgestein und Barrieren *in situ* ermöglicht und repräsentativ für das eigentliche Hauptlager angelegt werden soll [281]. Insbesondere soll eine Überwachung des Pilotlagers Rückschlüsse auf den Zustand des Hauptlagers liefern, auch Rückholverfahren sollen hier getestet werden können [282]. Diese Beobachtungsphase schließt sich an den Einlagerungsbetrieb an und ist für 50 Jahre vorgesehen. Bereits nach 10 Jahren Beobachtung soll das Hauptlager verschlossen werden, während die Beobachtung im Pilotlager fortgesetzt wird. Der Verschluss des Gesamtlagers 50 Jahren nach dem Einlagerungsbetrieb beendet dann die Beobachtungsphase [283]. Die einzuhaltenden Grenzwerte für eine

Freisetzung von Radioaktivität in die Biosphäre betragen 0,1 mSV/a für wahrscheinliche Szenarien; unwahrscheinliche Entwicklungen mit größerer Freisetzung sollen eine maximale Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-6} /a haben. Der Einschluss der radioaktiven Abfälle muss „permanent“ sein, aus praktischen Gründen wird die Charakterisierung des Sicherheits- und Freisetzungsverhaltens für maximal 10 Millionen Jahre durchgeführt [114].

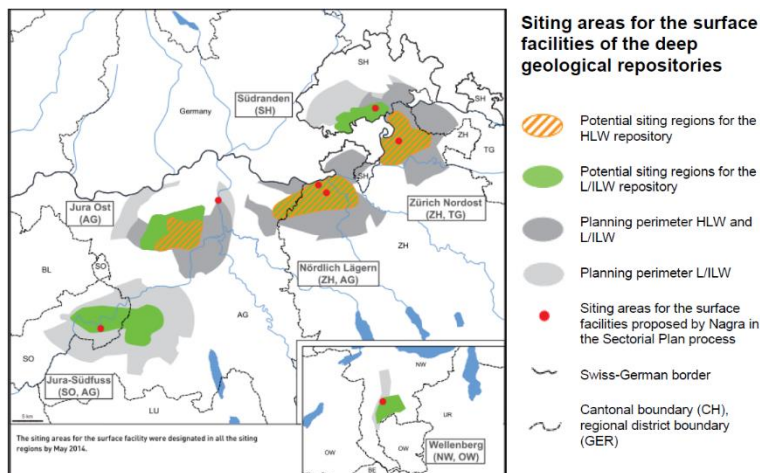


Abbildung 26:

Die sechs potenziellen Standortregionen für geologische Tiefenlager nach der zweiten Stufe des Standortauswahlverfahrens [277]. Die drei auch für die HAA-Endlagerung geeigneten Regionen (orangene Schraffur) wurden für die vertiefte Untersuchung in der dritten Stufe ausgewählt.

Das erste Konzept für ein geologisches Tiefenlager (Kristallin-I, 1994) ging von der Endlagerung von in mit Bentonit umhüllten Stahlbehältern verpackten AWA-Kokillen in Kristallinformationen in einer Tiefe von 900...1200 m aus [282]. Kristallinformationen in der Nordschweiz wurden verworfen, da vertikale wasserführende Schichten infolge der tektonischen Prägung des Gebirgsbereiches nicht ausgeschlossen werden konnte [161]. Mit der Annahme des Berichtes zum „Projekt Gewähr 1985“ wurde die Nagra dazu angehalten, neben ihren

Forschungsaktivitäten im Kristallingestein auch Sedimente in die Untersuchungen einzubeziehen [284]. Der in der Nordschweiz vorkommende Opalinuston ist eine jurassische Tonsteinformation mit einer Mächtigkeit von etwa 100...130 m in einer Tiefe zwischen 450 und 850 m. Hervorstechende Merkmale sind neben einer sehr geringen Porosität (ca. 12%) die sehr niedrige Durchlässigkeit (hydraulische Leitfähigkeit $\approx 2 \cdot 10^{-14} \text{ m/s}$), günstige Rückhalteeigenschaften sowie durch Quellen und Kriechen eine Selbstabdichtung von Freiräumen [285, 282, 286]. Das Wirtsgestein sämtlicher Standortareale der 3. Stufe des Standortauswahlverfahrens ist Opalinuston. Zwei Untergrundlabore dienen in der Schweiz der Erforschung von Kristallin und Tonstein als Wirtsgesteinen: das Felslabor Grimsel (Kristallin) wird seit 1984 betrieben; neben Forschungen der Nagra als Betreiberin des Felslabors sind hier auch Projekte mit Beteiligung der Europäischen Union, der Vereinigten Staaten, Deutschlands, Großbritanniens, Frankreichs, Finnlands, der Tschechischen Republik, Schwedens, Spaniens, der Republik Korea, Japans und Kanadas angesiedelt. Im Mont Terri Projekt, einem Felslabor im Opalinuston im Besitz des Kantons Jura, werden seit 1996 Experimente durchgeführt, auch hier mit internationaler Beteiligung etwa der Europäischen Union, Deutschlands, der Vereinigten Staaten, Frankreichs, Kanadas, Belgiens, Japans und Spaniens [286, 285].

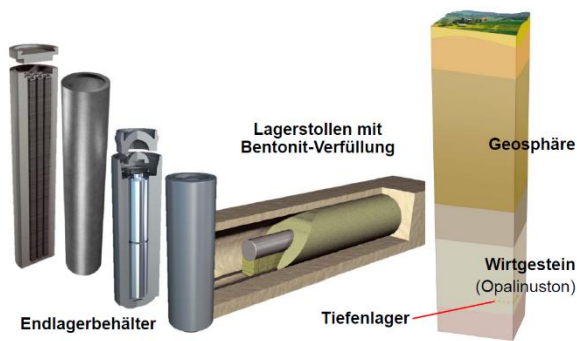


Abbildung 27:
Das Multibarrierensystem im Schweizer Entsorgungskonzept: Abfallmatrix, Endlagerbehälter (Referenzkonzept Stahlbehälter), Verfüllmaterial und Wirtsgestein Opalinuston [285].

Der Betrachtungszeitraum für den Sicherheitsnachweis beträgt 1 Million Jahre; für den Behälter gilt dabei eine Grundanforderung für die Lebensdauer von mindestens 1.000 Jahren (siehe Tabelle 42). Seitens der Nagra wird eine Lebensdauer von mindestens 10.000 Jahren als Konzeptziel angesehen [100, 285, 287]. Das Einlagerungskonzept sieht die koaxiale horizontale Streckenlagerung von Behältern in langen Strecken von ca. 2,8 m Durchmesser und 300...1.000 m Länge vor; maßstäbliche Versuche zum Verhalten der Bentonitverfüllung sowie des Wirtsgesteines werden in den Untergrundlaboren Grimsel (FEBEX; Kristallin) und Mont Terri (FE; Opalinuston) durchgeführt. Für den Behälter

selbst gibt es derzeit vier Ansätze: Auf Grundlage der von der Nagra erarbeiteten Grundanforderungen an den Endlagerbehälter (siehe Tabelle 42) wurde ein Referenzkonzept für einen Behälter aus Stahl erstellt [100]. Parallel werden aus der Betrachtung internationaler Erfahrungen [282] heraus drei weitere Konzepte evaluiert: dickwandige Kupferbehälter mit einem gusseisernen Innenbehälter (KBS-3, siehe Abschnitt 3.6.2.2.2 ab Seite 125), ein kupferbeschichteter Stahl- oder Gusseisenbehälter analog dem kanadischen UFC Mk. II (siehe Abschnitt 3.6.2.3 ab Seite 133) oder ein keramischer Behälter. Auch ein KBS-3-ähnlicher Behälter mit einer Titan- oder Nickelhülle um einen Stahlbehälter oder ein nickelbeschichteter Stahl- oder Gusseisenbehälter bleiben Optionen [287]. Ausgangsbasis für die Betrachtungen der Nagra bildet weiterhin das Referenzkonzept eines Stahlbehälters mit einer Wandstärke von 140 mm; angesichts eines angestrebten Baubeginns für das Endlager um 2045 sollen sämtliche Optionen für das exakte Behälterkonzept so lang wie möglich (bis ca. 2035) offengehalten werden, um von internationalen Erfahrungen mit ausländischen Behältern profitieren zu können [287].

2.4.27 Slowakei		4		3		2	BE			
-----------------	---	---	---	---	---	---	----	---	---	---

In der Slowakei stammt mehr als die Hälfte der produzierten Elektrizität aus den Kernkraftwerken des Landes. Der erste slowakische Reaktor, „A1“ in Jaslovské Bohunice, wurde 1979 nach einem Zwischenfall stillgelegt [288]; später sind drei weitere Kraftwerke mit WWER-440-Doppelblöcken errichtet worden. Die Kraftwerke „V1“ (stillgelegt 2006/08) und „V2“ stehen ebenfalls am Standort Jaslovské Bohunice, die Kraftwerksanlage „EMO“ in Mochovce. Am Standort Mochovce befindet sich darüber hinaus das Kraftwerk „MO“ im Bau [289, 290]. Das zentrale Brennelementelager (mit Nass- und Behälterlager) befindet sich ebenfalls in Jaslovské Bohunice [290, 291, 292].

Die Brennstoffversorgung der Kernkraftwerke der früheren ČSSR wurde durch die Sowjetunion gewährleistet, umgekehrt wurden abgebrannte Brennelemente nach zehnjähriger Abklinglagerung zur Wiederaufarbeitung in die UdSSR zurückgeführt; eine Rücknahme und Entsorgung von hochradioaktiven Abfällen durch die ČSSR war nicht vorgesehen. Nach den politischen Veränderungen der späten 80er- und frühen 90er-Jahre wurden die entsprechenden bilateralen Abkommen modifiziert; eine Wiederaufnahme dieser Praxis wurde verhandelt [293], ist aber im aktuellen Entsorgungsprogramm nicht vorgesehen. Als Alternative

zu einem Endlager in tiefen geologischen Formationen wird auch weiterhin die Möglichkeit einer multinationalen Lösung betrachtet [294]. Die staatliche Entsorgungsgesellschaft JAVYS ist verantwortlich für Zwischen- und Endlagerung radioaktiver Abfälle [290].

Geologisch liegt die Slowakei auf einem Ausläufer der Westkarpaten, mit kristallinen Massiven und neogenen Sedimentbecken (Tone, Tonstein, Sand und Sandstein). Erste Untersuchungen basierend auf Ausschlusskriterien wie seismischer Aktivität, hydrogeologischer Charakteristika und konkurrierender Nutzung (v. A. Ressourcen, Kultur-, Natur- und Wasserschutz) ergaben 15 mögliche Regionen, von denen 7 mit Granitoiden und 4 mit Tonstein assoziiert waren, sowie 3 mit Metamorphiten und eine mit Flysch. Nach weiteren Studien wurden fünf mögliche Standorte in drei Regionen für weitere Untersuchungen auf eine Eignung zur Errichtung eines Endlagers ausgewählt, drei in granitoiden Wirtsgesteinen und zwei in neogenen Tonformationen [290].

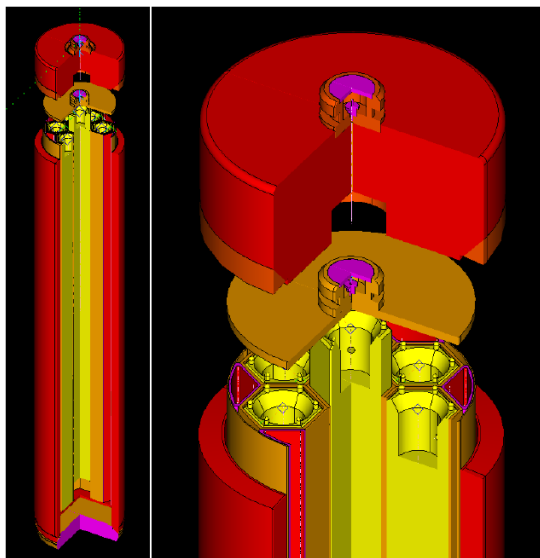


Abbildung 28:
Slowakisches Behälterkonzept „zur Langzeiteinlagerung“ Škoda UOS VVER 440 [295]

Für die Endlagerung im Kristallingestein wurde ein erster Vorschlag für ein Behälterkonzept vorgestellt (siehe Abbildung 28). Der Behälterentwurf besteht aus zwei Hüllen, die innere aus 5 mm Edelstahl (1.4145), die äußere aus 55 mm (an anderer Stelle auch: 80 mm [290]) niedriglegiertem Stahl (1.6368) mit einem NiCr-Überzug (3 mm [290]) als Korrosionsschutz und einem Brennelementkasten aus einer Aluminiumlegierung (AlMgSi 0.5) [295]. Der mit 7 WWER-440-Brennelementen beladene Behälter wöge 7,7 t und würde Unterkritikalität und Wärmeabfuhr sowie eine mechanische Stabilität bis zu Drücken von 20 MPa gewährleisten; für den Schutz des Personals während Transport und Handhabung ist eine abschirmende Umverpackung vorgesehen, um den Grenzwert für die Dosisleistung an der Behälteroberfläche (0,1 mSv/h) nicht zu überschreiten.

2.4.28 Spanien		7		3		0	BE AWA			
----------------	---	---	---	---	---	---	-----------	---	---	---

Spaniens Elektrizitätsproduktion stammt zu einem Fünftel aus den sieben aktiven Leichtwasserreaktoren [296]. Zum Stichtag 31.12.2013 waren 4.592 t_{SM} abgebrannter Brennelemente vorhanden [297], eine frühere Prognose für das Gesamtinventar nach Ablauf der Betriebszeit aller derzeit noch aktiven Reaktoren beläuft sich auf 6.674 t_{SM}. Abgesehen von rückzuführenden Abfällen aus der Wiederaufarbeitung von Brennstäben der Kernkraftwerke Vandellós-1 und Santa María de Garoña wird die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente als Referenzszenario betrachtet [298].

Für die Handhabung, Behandlung und Entsorgung radioaktiver Abfälle ist die *Nationale Gesellschaft für Radioaktive Reststoffe* ENRESA verantwortlich. Mit dem 6. *Generalplan für Radioaktive Abfälle* [298] wurde die Errichtung eines zentralen Zwischenlagers (CTS) zur Priorität; die Endlagerung abgebrannter Brennelemente ist demgegenüber nachrangig. Als frühester Betriebsbeginn für ein Endlager wurde das Jahr 2063 vorgeschlagen [114].

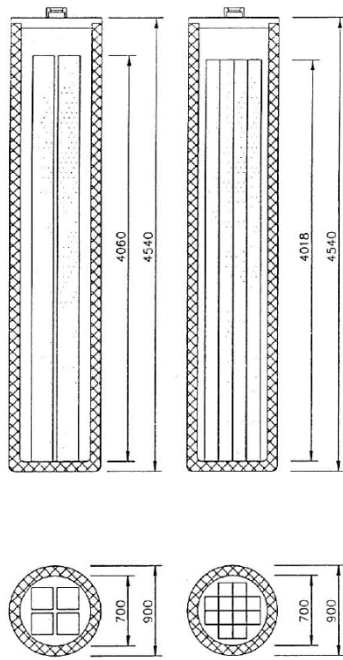


Abbildung 29:
Spanisches Behälterkonzept
aus Kohlenstoffstahl für die
direkte Endlagerung bestrahlter
Brennelemente (vor 1999).
Darstellung ohne Abschirm-
behälter [300].

Die Standortsuche wurde abgebrochen und anstelle standortspezifischer Studien sollen generische Endlagerkonzepte für die potenziellen Wirtsgesteinformationen Kristallingestein und Tonstein entwickelt werden. Es wurde kein definitives Konzept für die geotechnischen Barrieren eines Endlagerbergwerkes erstellt, aber zur Metallkorrosion an Behältern sowohl in Kristallingestein als auch im Ton wurden in den schweizerischen Untergrundlaboren in Grimsel (Kristallin) und Mt. Terri (Opalinus-Ton) Versuche durchgeführt [299].

Für Behälter im Granit wurden Stahl, Edelstahl und Titanlegierungen (Reinheitsgrad 7) als geeignet befunden, mit Beimischungen von Vanadium oder Nickel zur Erhöhung der Korrosionsbeständigkeit. Auch wurde für die Fertigung das Elektronenstrahlschweißen als geeignetes Verfahren zur Verbesserung der Korrosionsfestigkeit an Schweißnähten hervorgehoben [150, 299]. Für die Endlagerung im Ton wurde ein grundlegendes Konzept aus Kohlenstoffstahl erarbeitet (Behälterlänge 4,54 m; Innendurchmesser 70 cm; Wandstärke 10 cm), der einen sicheren Einschluss des Inventars für 1.000 Jahre gewährleisten soll. Die Beladung ist für 4 DWR- oder 12 SWR-Brennelemente vorgesehen und entspricht der des schwedischen KBS-3-Behälters (siehe Abbildung 49); ein Behälter mit gleichen Abmessungen aber anderer Innenbelegung kann 3 Kokillen für hochradioaktive Abfälle des

französischen Typs CSD-V aufnehmen. Für den Transport wurde ein wiederverwendbarer Abschirmbehälter mit einer Wandstärke von 29 cm (14 cm Stahl und 15 cm Neutronenabsorber) konzipiert [300]. Die Zwischenräume im Behälter (sowohl zwischen den Brennelementen als auch zwischen den Kokillen) sollten mit Glaskügelchen verfüllt werden.

2.4.29 Südafrika



Die ausgedienten Brennelemente des Kernkraftwerkes Koeberg mit zwei französischen Druckwasserreaktoren zu je 930 MWe [301] und des Isotopenproduktionsreaktors SAFARI-1 erzeugen den Hauptanteil hochradioaktiver und Wärme entwickelnder Abfälle in Südafrika. Ausgediente Strahlungsquellen aus Forschung und Medizin werden zusammen mit schwachaktiven Abfällen auf dem Entsorgungsgelände Vaalputs (Namaqualand) in Bohrlöchern eingelagert [302].

Der bestrahlte Brennstoff wird in Südafrika nicht als Abfall betrachtet, da Untersuchungen über eine mögliche Wiederaufarbeitung der Brennelemente noch andauern [303]. Sämtliche ausgediente Brennelemente aus Koeberg werden in den beiden Brennelementelagerbecken (996 Elemente) sowie im dortigen Behälterzwischenlager (112 Elemente) aufbewahrt. Die ausgedienten HEU-Brennelemente des SAFARI-1-Reaktors werden in schutzgasgefüllten versiegelten Rohren im Trockenlager in Thanaba gelagert. Weitere hochradioaktive Abfälle aus dem früheren Betrieb des SAFARI-Reaktors und aus der Brennelementherstellung lagern auf dem Forschungsgelände Pelindaba [303, 304]. Die staatliche Gesellschaft für Kernenergie (Nesca) ist verantwortlich für sämtliche dieser Anlagen, sowie generell für die Zwischen- und Endlagerung radioaktiver Abfälle.

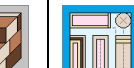
Während für schwach radioaktive Abfälle das Bohrlochlagergelände Vaalputs entwickelt wird [302], ist die Entsorgung bestrahlter Brennstoffe derzeit noch ungeklärt, da vor einer Entscheidung für oder gegen einen Entsorgungspfad Untersuchungen zu den alternativen Möglichkeiten (a) einer Langzeitzwischenlagerung, (b) der Wiederaufarbeitung mit anschließender HLW-Konditionierung, (c) einer Endlagerung in tiefen geologischen Formationen und (d) der Transmutation radioaktiver Abfälle durchgeführt und öffentlich evaluiert werden sollen [303].

2.4.30 Taiwan (Republik China auf Taiwan)	 6	 0	 2	BE			
---	---	---	---	----	---	---	---

Auf Taiwan sind 2 Druck- und 4 Siedewasserreaktoren in Betrieb; zwei weitere SWR-Anlagen befinden sich im Bau [305].

Die direkten Bestrebungen des Atomenergierates (AEC) sind auf die Endlagerung von schwach- und mittelaktiven Abfällen ausgerichtet. Ausgediente Brennelemente werden in den Lagerbecken der Kernkraftwerke zwischengelagert, anschließend sollen weitere Kapazitäten mittels Behälterlagerung an den Standorten geschaffen werden. Für die Errichtung eines Endlagers sollen in einem mehrphasigen Programm Wirtsgesteinformationen, mögliche Standorte und die Endlagergestaltung und -auslegung untersucht sowie die notwendigen Technologien, Methodik und Infrastruktur erarbeitet werden [306, 307].

Erste Untersuchungen ergaben mögliche Wirtsgesteinformationen – Granit, Ton und Schiefer – auf Taiwan [306]. Zwei mögliche Standorte, Da-Ren (Provinz Taitung) und Wang-An (Provinz Penghu) wurden für weitere Untersuchungen ausgewählt, sind aber lokal umstritten [308]. Die Option eines Endlagers unter dem Meeresboden vor der Küste wurde angesprochen [309].

2.4.31 Tschechische Republik	 6	 0	 0	BE			
------------------------------	---	---	---	----	---	---	---

In der Tschechischen Republik werden 6 Druckwasserreaktoren in drei Doppelblöcken an den Standorten Dukovany und Temelin betrieben, die zusammen etwa ein Drittel der Elektrizitätsproduktion ausmachen [310]. Entsprechend der Energiestrategie des Industrie- und Handelsministeriums sind, neben einer Laufzeitverlängerung in Dukovany, bis 2025 bzw. bis 2040 je ein weiterer Doppelblock in Temelin geplant. Nach dieser Prognose sind bei einer Anlagenlaufzeit von 60 Jahren insgesamt 9.910 t_{SM} ausgedienter Brennelemente endzulagern, wobei die direkte Endlagerung als Referenzkonzept gilt, aber eine künftige Wiederaufarbeitung der Brennelemente und die Verwendung in Generation-IV-Systemen ist explizit nicht ausgeschlossen [311]. Behälterzwischenlager existieren an beiden Kraftwerksstandorten [312].

Für die Entsorgung radioaktiver Abfälle und die damit verbundenen Aktivitäten ist die *Tschechische Behörde für die Lagerung radioaktiver Abfälle* (SÚRAO) verantwortlich. Für ein Endlager für ausgediente Brennelemente werden folgende Ziele vorgegeben: Standortauswahl eingegrenzt auf zwei Standorte bis 2020; Endlagerstandort identifiziert bis 2025; Einrichtung eines Untergrundlaboratoriums am Standort 2030 [313]; Baubeginn des Endlagerbergwerks 2050 und Betriebsbeginn 2065. Für verschiedene Szenarien (z.B. Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente) wurden 5 verschiedene Endlagerdesigns zusammengestellt und evaluiert. Logistische Vorteile einer horizontalen Behälterlagerung wurden dabei herausgehoben [311].



Abbildung 30:
Potenzielle Endlagerstandorte in der Tschechischen Republik,
Stand 2015 [312]

Zu sechs bereits 2003 ausgewählten potenziellen Endlagerstandorten (Nummern 1 bis 6 in Abbildung 30), sämtlich in granitoiden Gesteinsmassiven, wurde noch ein weiterer potenzieller Standort bei Kraví hora hinzugefügt, der geologisch im Moldanubicum liegt und durch Granulite und migmatisierte Gneise und Migmatite gekennzeichnet ist. Die geologische Erkundung soll an allen 7 Standorten parallel beginnen. Eine Eingrenzung auf

zwei Standorte ist bis 2020 geplant, ein endgültiger Standort für ein Endlager in einer Tiefe von etwa 500 m soll 2025 feststehen. Für Forschungsarbeiten zum Verhalten des Wirtsgesteines sowie zur Errichtung eines Endlagerbergwerkes wurden drei Untergrundlabore eingerichtet: Der Wasserversorgungstunnel Bedřichov in Nordböhmen (variszische Granitoide) dient der Charakterisierung des Wirtsgesteines nach den Konstruktionsarbeiten, der Wasserbewegungen und der Bildung und Ausbreitung von Frakturen. Das Untergrundforschungslabor Josef in einer ehemaligen Goldmine südlich von Prag (schwach metamorphierte vulkanische und vulkanisch-sedimentierte Gesteine – Basalte, Andesite, Rhyolite und Tuff – durchzogen von jüngerem granitischem Gestein) steht für verschiedene Versuche im Wirtsgestein zur Verfügung. Das Untergrundlabor in Bukov nahe Kraví hora in Ostböhmen befindet sich im Einzugsbereich einer Uranmine und wird nach seiner Betriebsaufnahme Experimente zur Untersuchung von Transport und Verhalten von Radionukliden erlauben [311].

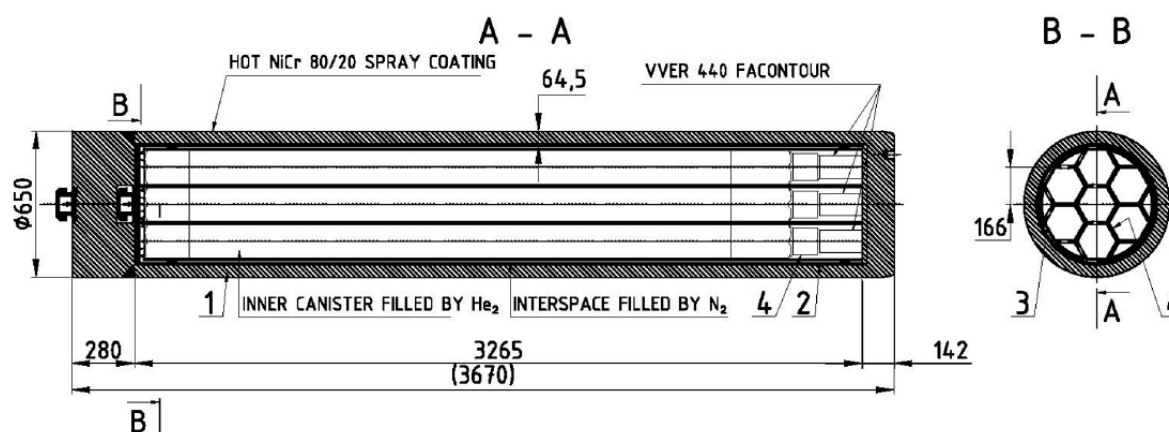


Abbildung 31: Tschechisches Behälterkonzept (WWER-440) von 2012 [311]

Das Endlagerkonzept von 2011 sieht, als Adaptation des schwedisch-finnischen KBS-3H-Konzeptes [313], die horizontale Einlagerung von *Supercontainern* aus mit Bentonitringen ummantelten Behältern vor, die je 7 WWER-Brennelemente aufnehmen sollen. Der zweiwandige Behälter (UOS) besteht innen aus einer 5 mm starken Edelstahlhülle um den Brennelementkorb, die am flachen Boden mit der äußeren Behälterhülle verschweißt wird.

Diese äußere Hülle besteht aus einem niedriglegierten Stahl mit einer Wandstärke von 45 mm und einer aufgespritzten Außenbeschichtung aus 0,5 mm NiCr80/20. Dieser Behälter wurde bis 2016 zu einem explizit nicht-korrosionsresistenten Behälter weiterentwickelt, bei dem die Korrosionsschutzschicht entfällt und die dickwandige Außenhülle aus Kohlenstoffstahl als berechenbare Korrosionsbarriere wirkt. Die innere Edelstahlhülle ist auf 10 mm verstärkt. Ein alternatives Konzept für korrosionsresistente Behälter verbindet eine dickwandige Innenhülle mit einer 5 mm starken Außenhülle aus Titan oder Kupfer [314]. Das Referenzkonzept von 2012 sah 2.050 *Supercontainer* für WWER-440-BE, 1.130 *Supercontainer* für WWER-1000-BE, 2.700 *Supercontainer* neuer Reaktoren und 5 Container für Abfälle aus Forschungsreaktoren vor [311].

2.4.32 Ukraine	 15	 4	 2	AWA BE			
----------------	--	---	---	-----------	---	---	---

Die Ukraine erzeugt mehr als die Hälfte ihrer elektrischen Energie in den derzeit in Betrieb befindlichen 15 Druckwasserreaktoren der Kraftwerke Riwne, Südukraine, Chmelnyzkyj und Saporischschja. Letzteres ist mit einer installierten Leistung von 6.000 MW_e das größte Kernkraftwerk Europas [315]. Ein durch inländischen Uran- und Zirkoniumabbau gedeckter weiterer Ausbau der vorhandenen Kapazitäten auf ca. 32.000 MW_e bis 2030 ist geplant [316], aufgrund der derzeitigen politischen Situation aber fraglich. Der bis 2000 noch betriebene Standort Tschernobyl mit 4 Druckröhrenreaktoren nahe der weißrussischen Grenze bildet das Zentrum der „Tschernobyl-Sperrzone“ in den nördlichen Rajons der Oblasten Kiew und Schytomyr. Hauptsächliche Abfallform sind verglaste HLW-Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in russischen Anlagen; abgebrannte Brennelemente werden derzeit nicht als Abfall angesehen [317]. Aufgrund vertraglicher Spielräume und der aktuellen politischen Situation können Menge und Form der einzulagernden hochradioaktiven und Wärme entwickelnden radioaktiven Abfälle nicht abgeschätzt werden [318].

Mit der Entsorgung radioaktiver Abfälle sind das Ministerium für Energie und die Kohlenindustrie (MECI), die Nationale Akademie der Wissenschaften und, innerhalb der Tschernobyl-Sperrzone, die Staatliche Agentur für das Management der Sperrzone (SAMEZ) zuständig [317]. Die Entwicklung von Entsorgungskonzepten und die Aktivitäten in der Sperrzone erfolgen in enger Zusammenarbeit mit der Europäischen Union, u.A. im Rahmen der „Instrument for Nuclear Safety Cooperation“ (INSC) der Europäischen Kommission [318]. Die Finanzierung der Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten im Bereich der nuklearen Entsorgung werden fast ausschließlich durch internationale Kooperationen getragen. Das ukrainische Entsorgungsprogramm wurde anfangs ohne Bezug zu Abfallformen und -charakteristika sowie ohne ein Konzept für geotechnische Barrieren durchgeführt, oft auf Grundlage obsoleter Daten. Seit Ende der 1990er-Jahre wurden Fortschritte in der Methodik und bei geologischen Untersuchungen gemacht. Generische Entwürfe für Kristallin- und Tonstein stellen die Grundlage für weitere Aktivitäten dar. Das zu konzipierende Endlager soll einen sicheren Einschluss der Radionuklide über 10.000 Jahre gewährleisten [317].

Die geographische Auswahl künftiger Wirtsgesteinformationen für ein Endlagerbergwerk ist seit Ende der 1990er-Jahre auf die Tschernobyl-Sperrzone beschränkt. Mögliche Standortareale sind Schowtnewa, Weresnia und Nowosilky mit Kristallinformationen des ukrainischen Schildes. Diese möglichen Wirtsgesteinformationen (Granitoide des Korosten- und Schytomyr-Komplexes) beginnen in Tiefen zwischen 50 und 500 Metern unter tonigen oder schieferhaltigen Sedimenten [317].

Die ungarische Energieversorgung ist stark von der Kernenergienutzung abhängig; die Hälfte der erzeugten Elektrizität stammt aus dem Kernkraftwerk in Paks [319]. In der Anlage werden jährlich etwa 330 Brennelemente entladen und ca. 5 m³ HLW produziert. Insgesamt wird ein endzulagerndes Inventar von 17.717 Brennelementen (2.101 t_{SM}) bis 2037 prognostiziert; 2.331 Brennelemente (273 t_{SM}) wurden zwischen 1989 und 1998 wieder in die Sowjetunion bzw. in die Russische Föderation zurückgeführt [320]. Eine Entscheidung für die Entsorgung abgebrannter Brennelemente ist vom Gesetzgeber nicht getroffen worden, um eine zukünftige Wiederaufarbeitung nicht auszuschließen; gleichwohl wird die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente als Referenzszenario untersucht. Die Zwischenlagerung erfolgt derzeit am Standort Paks sowie im zentralen Brennstofflager (ISFSF) nahe Paks [321].

Der staatseigenen Gesellschaft zum Management Radioaktiver Abfälle (PURAM) obliegt die technisch-wissenschaftliche Realisierung des Entsorgungsprogramms und somit die geologische Untersuchung möglicher Standorte für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle. Aufgrund verschiedener Variablen – z. B. Entscheidung über die Abfallform, Gesamtumfang der endzulagernden Abfälle – ist das Programm ausgehend vom Referenzszenario an verschiedenen Punkten der Entwicklung auf politische Entscheidungen angewiesen, um entsprechend angepasst zu werden [321].

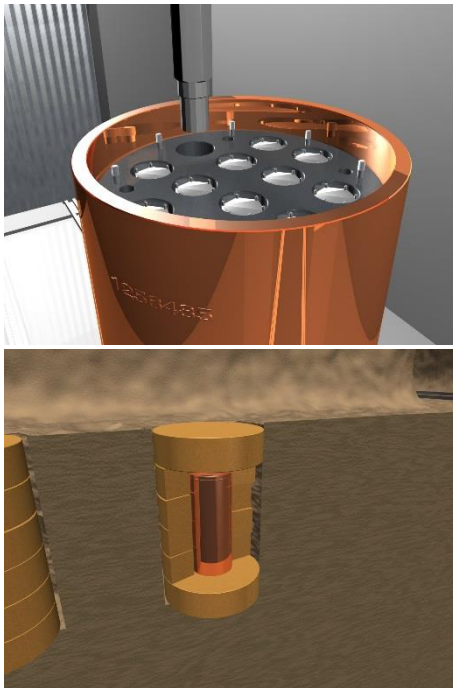


Abbildung 32:
Computeranimation eines KBS-3-Behälters mit Inneneinbau für 12 WWER-Brennelemente, direkt analog zum schwedisch-finnischen Behälter für 12 SWR-Brennelemente [323].

Die Tonsteinformation von Boda (BCF) in den Hügeln westlich Mecsek wurde bereits seit 1983 als mögliches Wirtsgestein für ein Endlager in einer Tiefe von ca. 1100 Metern untersucht. Die Formation ist das Grundgebirge der weiterhin zum Uranabbau genutzten Sandsteinformationen [322]. Eine 1994 ausgehobene Erkundungsstrecke wurde als Untertagelabor genutzt. Nach Etablierung der PURAM wurde eine weitere landesweite Erhebung und Evaluation möglicher Wirtsgesteinformationen veranlasst, aus der die BCF weiterhin als Favorit unter 32 möglichen Formationen hervorging. Weitere Untersuchungen wurden begonnen, konnten jedoch aus Kostengründen nicht abgeschlossen werden [321].

Das Referenzszenario einer direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente orientiert sich trotz abweichender Geologie unmittelbar am schwedisch-finnischen KBS-3-Konzept (Abschnitte 2.4.8, 2.4.25 und 3.6.2.2). Explizit sind im Endlagerkonzept neben dem grundlegenden Endlagerdesign daher auch ein Behälter (Kupfer-Außenverpackung) und eine Behälterfabrik nach schwedischem Vorbild genannt [321]. KBS-3-Behälter mit WWER-Brennelementkörben sollen mit Bentonit umhüllt in einzelnen Bohrlöchern eingelagert werden (siehe Abbildung 32) [323].

2.4.34 Vereinigte Staaten von Amerika	 99  34  2	AWA BE	   	
--	---	-------------------	---	---

Die Vereinigten Staaten von Amerika haben mit dem Manhattan-Projekt während des Zweiten Weltkrieges die Grundlage für ihr ziviles Atomprogramm gelegt. Mit derzeit 99 aktiven Reaktoren unterhalten sie die größte Reaktorflotte der Welt und erzeugen damit ein Fünftel der landesweit produzierten Elektrizität. Der erste kommerzielle Reaktor der Vereinigten Staaten wurde 1957 in Shippingport mit dem Netz synchronisiert [324]. Neben dem zivilen Sektor zählt auch das U.S.-amerikanische Militär mit zahlreichen Forschungsreaktoren und nukleargetriebenen Schiffen zu den Produzenten hochradioaktiven und Wärme entwickelnden radioaktiven Abfalls. Verantwortlich für die Überwachung und Entsorgung der zivilen und auch militärischen radioaktiven Abfälle sind das Energieministerium (*Department of Energy*, DoE) sowie die privaten Kernenergiebetreiber, sofern der Besitztitel des Brennstoffes nicht an das DoE übertragen worden ist. Insgesamt endzulagern sind nach Stand vom Dezember 2017 72.510 t_{SM} an Brennelementen (davon 70.000 t_{SM} von privaten Betreibern) sowie 23,347 EBq an verglasten WA-Abfällen. Derzeit werden diese Abfälle größtenteils an den Kraftwerkstandorten sowie an Zwischenlagern des DoE oder privater Anbieter gelagert. Die regulatorische Aufsicht erfolgt durch die staatliche Regulierungsbehörde NRC (*Nuclear Regulatory Commission*). Dem DoE beratend zur Seite steht seit 1987 der vom Präsidenten ernannte *Technische Beraterstab für Radioaktive Abfallentsorgung* (*Nuclear Waste Technical Review Board*, NWTRB). Als Abfallformen sind sowohl WA-Abfälle, insbesondere Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Abfällen (HLW), als auch Brennelemente vorgesehen. Brennelemente aus Leistungsreaktoren werden derzeit nicht wiederaufgearbeitet [114].

Als erstes Land weltweit wurde in den Vereinigten Staaten nach Empfehlungen der Nationalen Akademie der Wissenschaften [325] bereits 1958 die Suche nach einem Endlagerstandort für radioaktive Abfälle in Salzgestein begonnen. Die Errichtung eines Demonstrationsendlagers in Kansas wurde schließlich 1971 aus technischen und politischen Gründen abgebrochen. Ein Nachfolgeprogramm zwischen 1972 und 1982 in drei verschiedenen Wirtsgesteinstypen scheiterte am Widerstand der Öffentlichkeit. Die Nutzung des *Waste Isolation Pilot Plant* WIPP in einer Salzformation in Neu-Mexiko wurde 1979 auf die Aufnahme von Transuranabfällen aus dem Kernwaffenprogramm beschränkt; aufgrund der wesentlich geringeren Wärmeentwicklung der dort endzulagernden Abfälle wird dieses Projekt im vorliegenden Vorhaben nicht näher betrachtet. Ab 1983 wurde eine systematische Standortsuche betrieben, als deren erster Meilenstein die Identifizierung von neun potenziellen Standorten in drei verschiedenen Wirtsgesteinen durch das Energieministerium stand. Aus dieser Auswahl wurden vom DoE 1984 fünf potenzielle Standorte in fünf Staaten für eine Überprüfung ihrer technischen Eignungsfähigkeit nominiert. Bis 1987 wurden drei Standortkandidaten in Nevada, Texas und Washington vorgeschlagen und bestätigt. 1987 wurden sämtliche weiteren Erkundungsarbeiten auf Yucca Mountain (Nevada) als einzigen Endlagerstandort für WA-Abfälle und ausgediente Brennelemente beschränkt. Schließlich wurde auf präsidentielle Empfehlung hin der Standort Yucca Mountain 2002 als Endlagerstandort für ausgediente Brennelemente und HLW-Abfälle aus der Wiederaufarbeitung, jeweils sowohl zivilen als auch militärischen Ursprungs, vom Kongress bestätigt. Das Energieministerium stellte daraufhin 2008 bei der NRC einen Lizenzierungsantrag für die Errichtung des Endlagerbergwerkes. Nach dem Regierungswechsel 2010 wurde die weitere Finanzierung des Yucca-Mountain-Projektes ausgesetzt und ein neuer Standortauswahlprozess gefordert. Explizit wurde hierbei offengelassen, ob ein oder mehrere Standorte zu finden seien. Eine eingesetzte Kommission zur Begutachtung von Optionen für den weiteren Umgang mit radioaktiven Abfällen (*Blue*

Ribbon Commission for America's Nuclear Future, BRC) kam schließlich zu dem Ergebnis, dass ein konsensbasierter Standortauswahlprozess auf Grundlage von technischer Eignung und sozialer Akzeptanz wesentlich für den Erfolg eines Endlagerprogrammes ist [173]. Parallel dazu wurde nach einem Urteil des Obersten Gerichtshofes trotz ausgesetzter Weiterfinanzierung auf Basis finanzieller Rückstellungen der Sicherheitsbericht [326] für das Lizenzierungsverfahren weiter erarbeitet und zwischen August 2010 und Januar 2015 veröffentlicht [327]. Dem Sicherheitsbericht zufolge erfüllen Konzept und Standort Yucca Mountain die technischen Voraussetzungen zur Zulassung als Endlager. Nach dem Regierungswechsel 2017 wurde die Weiterführung der Erkundungs- und Lizenzierungsarbeiten am Yucca-Mountain-Projekt (YMP) wieder gestattet, die für das weitere Genehmigungsverfahren notwendige Finanzierung wurde jedoch nicht freigegeben [328]. Damit sind grundsätzlich sowohl die für das YMP entwickelten Ansätze und Konzepte als auch der durch die BRC empfohlene Neubeginn des Gesamtprogramms möglicher Ausgangspunkt der gegenwärtigen Planungen.

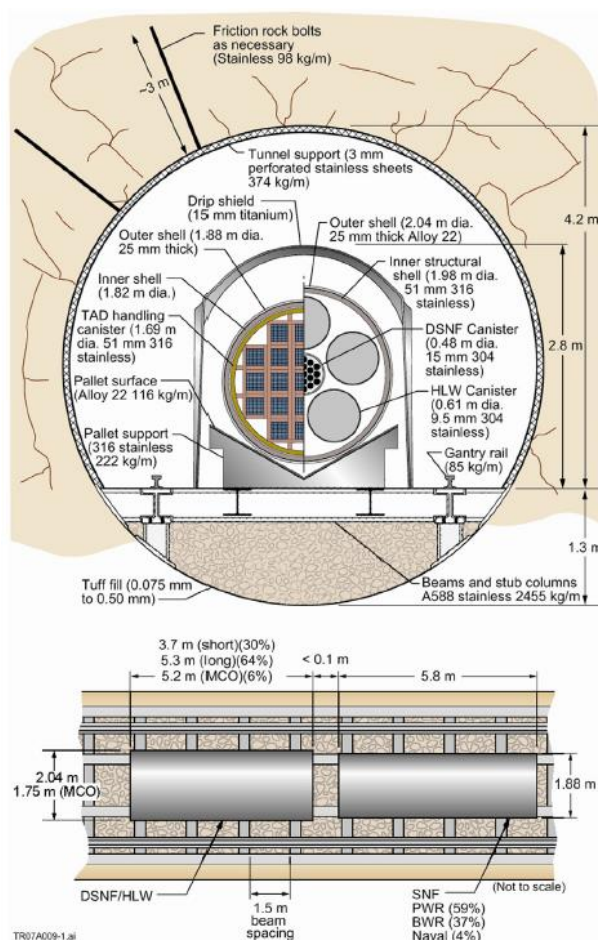


Abbildung 33:
Einlagerungskonzept im Yucca-Mountain-Projekt [333]. Die Behälter stehen koaxial freistehend in den unverfüllten Strecken. Ein Titanschild schützt die Behälter vor einsickerndem Regenwasser.

Wiederaufnahme des YMP lässt Tuff als Wirtsgestein als wahrscheinlich erscheinen [330, 173]. Parallel zur Endlagerung radioaktiver Abfälle wird auch die Einlagerung in tiefen Bohrlöchern (ca. 5 km tief; davon ca. 3 km in kristallines Grundgestein) als Option untersucht [330]; generische Berechnungen zeigen, dass für manche dieser Optionen

Die große Bandbreite vorhandener geologischer Formationen auf dem Gebiet der Vereinigten Staaten führte zu der Erkenntnis, dass zuerst generische Kriterien für eine mögliche Standortauswahl erarbeitet werden müssen, anhand derer dann verschiedene potenzielle Formationen einer größeren Zahl möglicher Wirtsgesteinstypen auf ihre Eignung als Endlagerstandort untersucht werden müssten, wozu die Entwicklung wirtsgesteinsspezifischer Kriterien als Ergänzung zu den generischen Kriterien eine zusätzliche Möglichkeit für eine effiziente Eingrenzung infragekommender Standortareale darstellt [173]. Nach dem Verschluss des Endlagers darf die freigesetzte Aktivität eine maximal denkbare jährliche Äquivalentdosis von 150 μ Sv während der ersten 10.000 Jahre und 1 mSv danach nicht überschreiten (10 CFR § 63.311 [329]). Neben der am *Yucca Mountain* vorkommenden und im Rahmen der Erkundungs- und Lizenzierungsarbeiten für das YMP erkundeten, über dem Grundwasserspiegel liegenden Tuffformationen werden und wurden in den Vereinigten Staaten auch frühzeitig Salzformationen sowie Ton/Schiefer- und Kristallinformationen (insbesondere Granit) sowie Vulkanite (Basalt und Tuff) als potenzielle Wirtsgesteine untersucht. Die gegenwärtige

Abklinglagerzeiträume von teilweise mehr als 100 Jahren notwendig sind, um die konventionellen Temperaturkriterien in den Wirtsgesteinen einzuhalten [331]. Ziel des DoE sind der Betrieb eines zentralen Pilot-Zwischenlagers ab 2021; der Betrieb eines umfassenden zentralen Zwischenlagers ab 2025; ein Standort für ein Endlager bis 2026, dessen Konzeptionierung, Design und Lizenzierung bis 2042 und ein Einlagerungsbetrieb ab 2048 [332].

Parallel zur Entwicklung des YMP wurden auch die für das dortige Endlagerbergwerk vorgesehenen Behälterkonzepte kontinuierlich angepasst. Der Übergang von kleinen zu großen, maschinell bohrbaren Durchmessern erlaubte nach 1993 die Konzeption von zunehmend größeren Behältern in horizontaler Streckenlagerung anstelle der ursprünglichen Bohrlochlagerung und schließlich die Lagerung freistehender Behälter in unverfüllten Strecken (siehe auch Abschnitt 3.6.6.1.1). Das damit verbundene Risiko des Kontaktes mit Sickerwasser erforderte die Erforschung korrosionsresistenter Legierungen für die äußere Behälterhülle. Der Fokus auf die Verwendung möglichst großer Behälter beruht auf logistischen und wirtschaftlichen Gesichtspunkten, die eine möglichst schnelle Einlagerung des großen Abfallinventars (siehe Tabelle 14) priorisieren [173, 333]. Eine direkte Endlagerung von für die Zwischenlagerung vorgesehenen Mehrzweckbehältern (*Dual-Purpose Casks*; also Transport- und Lagerbehältern) wurde mit dem Ergebnis abgeschlossen, dass dies unter bestimmten Bedingungen an das Wirtsgestein (insbesondere Salz und ungesättigtes [trockenes], unverfülltes Hartgestein) technisch möglich erscheint. Wärmeabfuhr und Kritikalitätssicherheit sind hier die limitierenden Faktoren; während letzteres in vielen Fällen nachgewiesen werden kann, wurde für bestimmte Kristallinvorkommen mit hoher Wärmeleitfähigkeit eine Abklinglagerung von 150 Jahren vorausgesetzt [330].

2.4.35 Weißrussland	 0	 0	 2	BE				
---------------------	---	---	---	----	---	---	---	---

Zwei WWER-1000-Blöcke befinden sich in Ostrowez im Bau und sollen künftig die Energieversorgung Weißrusslands sichern [334, 335].

Für die zukünftige Endlagerung schwach- und mittelaktiver sowie hochradioaktiver Abfälle in Weißrussland wurden geologische Studien zur Identifizierung möglicher Wirtsgesteinsinformationen durchgeführt. Kandidaten sind hierbei die Granite des zentralweißrussischen Kristallinmassivs sowie Salzvorkommen und palygorskithaltige Tongesteine im Pripjatgraben im Süden des Landes. Zu letzteren wurden erste Untersuchungen durchgeführt, die die Errichtung eines Endlagers in Tiefen zwischen ca. 100 und 800 m Tiefe möglich erscheinen lassen [336].

2.4.36 Multinationale Ansätze	 ≤450	 ≤166	 ≤58	BE AWA					
-------------------------------------	--	--	---	-----------	---	---	---	---	---

Die Errichtung multinationaler oder internationaler Endlager ist ein vor Allem für Länder mit geringen Abfallvolumina oder geographischen Einschränkungen (hypothetisch z. B. Stadtstaaten, stark zergliederte Inselstaaten oder Staaten ohne geeignete Wirtsgesteinsinformationen) attraktiv, da es die Möglichkeit bietet die notwendigen umfangreichen finanziellen, personellen und institutionellen Anstrengungen zu bündeln. Auch Länder, die zwar nicht über (Leistungs-)Reaktoren, aber über kleine Volumina radioaktiver Abfälle aus der Forschung und aus medizinischen und industriellen Anwendungen verfügen (z.B. Dänemark [337], Irland [338], Lettland [339], Luxemburg [340] oder Norwegen [341]), bieten sich multinationale Lösungen an [342]. Ein weiterer Vorteil ist die mit multi- oder

internationaler Endlagerung von Abfällen einhergehende Reduktion des Überwachungsaufwandes zur Verhinderung von Proliferation auf wenige Standorte [255]. Nach IAEA-Schätzungen sind weltweit 390.000 t bestrahlter Brennstoff endzulagern, wovon etwa 90.000 t auf Abfallbestände in Ländern entfallen, die den Export radioaktiver Abfällen nicht explizit ausschließen bzw. eine internationale Lösung verfolgen. Nach konservativen Schätzungen werden diese Zahlen bis 2090 auf mehr als 1.000.000 t global anwachsen, davon etwa 277.000 t für ein internationales Endlager [343].

Beispiele für Staaten, deren vergangene oder gegenwärtige Bestrebungen zur Errichtung von Kernkraftwerken multinationale Endlagerprojekte annehmbar erscheinen lässt, sind aufgrund geologisch-geographischer Einschränkungen neben Indonesien (siehe Abschnitt 2.4.12) auch Bangladesch, die Philippinen oder Sri Lanka. Wirtschaftlich-politische Erwägungen könnten in verschiedenen Ländern ebenfalls eine Rolle spielen. So würden die engen politischen Beziehungen zwischen den Golfstaaten Saudi-Arabien, Kuwait und den Vereinigten Arabischen Emiraten eine regionale Zusammenarbeit begünstigen.

Eine Reihe von Vorschlägen für multinationale Entsorgungsprogramme wurde seit den 1970er-Jahren gemacht [255], u. a.:

- die Entsorgung österreichischer Abfälle im chinesischen Teilgebiet der Wüste Gobi (Kooperation zwischen Österreich, der VR China und Russland; gegenstandslos nach dem österreichischen Verzicht auf Kernenergienutzung),
- die Errichtung eines internationalen Endlagers auf den Marshall-Inseln [344] (Machbarkeitsstudie gegen den Widerstand der Vereinigten Staaten und mehrerer Länder im Pazifikraum gestartet; Projekt 1999 abgebrochen),
- die Endlagerung abgebrannter Brennelemente und überschüssigen Plutoniums auf den Pazifikinseln Palmyra und Wake (private Initiative einer amerikanischen Firma mit russischer Beteiligung; später aufgegeben),
- die zentrale Endlagerung abgebrannter Brennelemente in Ostasien,
 - in Japan, Taiwan oder Südkorea (diskutiert; keine formale Initiative gestartet),
 - in der VR China (Einlagerung taiwanesischer Abfälle; Vorschlag, aber keine Vereinbarung getroffen),
 - in der KDVR (Endlagerung taiwanesischer radioaktiver Abfälle; vereinbartes Programm aus politischen Gründen aufgegeben),
- die von der Russischen Föderation fortgeführte Praxis der ehemaligen UdSSR, andere Länder mit Brennstoff zu beliefern und die abgebrannten Brennelemente zur Wiederaufarbeitung und Entsorgung zu reimportieren („*fuel leasing*“) [345],
- der Errichtung eines internationalen Endlagers in Kanada, Australien oder Russland (mehrere Initiativen seit den 1990er-Jahren).

Ein weiterer Vorschlag für ein multinationales Endlagerprogramm wurde 2016 von der Regierung des australischen Bundesstaates Südaustralien angestoßen: In einem Bericht zu Status und Machbarkeit von brennstoffkreislaurelevanten Einrichtungen [343] werden sowohl die allgemein günstigen geologisch-hydrologisch Bedingungen (hartes Kristallingestein unter einer teilweise 1 km dicken Deckschicht aus Sedimenten – Sandstein, Schiefer und Tonstein – mit relativ geringer seismischer Aktivität) als auch die rechtlichen und sozio-ökonomischen Gesichtspunkte vor Ort angeführt, dazu die internationale Situation inklusive konkurrierender Konzepte aus der VR China und Russland. Die Betrachtungen erfolgen generisch und primär unter wirtschaftlichen, politischen und logistischen Gesichtspunkten und mit dem Hinweis,

dass noch kein entsprechendes Programm existiert und die notwendigen Machbarkeits- und Standortstudien noch durchgeführt werden müssten. Als mögliche Zeitskala gilt, basierend auf dem finnisch/schwedischen Modell, die Anlage notwendiger Infrastruktur frühestens 11 Jahre nach Projektbeginn, eine Betriebsaufnahme nach frühestens 28 Jahren, ein Ende der Annahme internationaler Abfälle nach 83 Jahren und den Verschluss des Endlagers nach 120 Jahren [343].

Generell sind nach dem auch in den bekannten Endlagerprogrammen in nationalem Recht verankerten und allgemein anerkannten Verursacherprinzip diejenigen Staaten, in denen radioaktive Abfälle entstehen, auch zu deren Entsorgung angehalten. Internationale Abkommen wie die *Gemeinsame Übereinkunft* [82] und auf europäischer Ebene die Richtlinie 2011/70/EURATOM des Europäischen Rates [346] legen dies ausdrücklich fest und verlangen die Etablierung nationaler Endlagerprogramme, „*anerkennd, dass unter gewissen Umständen die sichere und effiziente [Entsorgung] von abgebranntem Brennstoff [...] durch Vereinbarungen zwischen Vertragspartnern gefördert werden kann, in denen Anlagen eines Partners zum Vorteil anderer Partner mitgenutzt werden könnten*“ [82]. Während verschiedene Länder wie Lettland (Abschnitt 2.4.18) ihre Hoffnungen weiterhin auf multi- oder internationale Aktivitäten setzen, bereiten z.B. in Europa Länder wie Kroatien und Slowenien (Abschnitt 2.4.17) nationale Entsorgungsprogramme vor ohne eine multinationale Lösung auszuschliessen („zweigleisiges Programm“) [347]. Andere Länder mit fortgeschrittenen Entsorgungsprogrammen behalten sich zumindest die rechtliche Option vor, dies zu tun.

3 Ergebnisse der länderspezifischen Literaturlauswertung

Als Ergebnis des ersten Arbeitspaketes im Verbundvorhaben „KoBrA“ ist primär eine umfangreiche Dokumentensammlung entstanden, die die Ergebnisse der Literaturrecherche nach Ländern (und damit Wirtsgesteinen) und verschiedenen Kategorien geordnet für die Verwendung als Datenbasis für das Vorhaben zur Verfügung stellt. Diese Datenbasis und die wesentlichen Ergebnisse derer Auswertung werden in diesem Abschnitt vorgestellt.

3.1 Generelle Ergebnisse der Literaturrecherche – Dokumentensammlung

Im Rahmen der im Arbeitspaket 1 des Vorhabens „KoBrA“ durchgeführten umfassenden internationalen Literaturrecherche wurde als primäres Ergebnis eine geordnete Dokumentensammlung angelegt, die nach den in Abschnitt 1.2 aufgeführten Kriterien in die in Abschnitt 1.3 abgeleiteten Kategorien sortiert wurde. Der Stand und Umfang der Dokumentensammlung ist in Tabelle 9 dargestellt.

	Gruppe						
Land	A	B	C	G	W	X	gesamt
Belgien	25	6	0	0	0	14	45
Deutschland	201	63	40	13	5	60	382
Finnland	170	149	21	137	3	73	553
Frankreich	92	7	3	2	6	55	165
Großbritannien	239	64	97	123	444	307	1.274
Kanada	142	71	29	43	0	43	328
Rep. Korea	35	5	9	0	0	8	57
Schweden	376	159	28	53	8	16	640
Schweiz	144	196	77	357	91	29	894
Tschechien	32	3	4	0	0	14	53
Vereinigte Staaten von Amerika	405	58	127	35	34	651	1.310
international	314	21	10	2	4	69	420
Summe	2.175	802	445	765	595	1.339	6.121
andere	nicht kategorisiert						1.097
Gesamtsumme							<u>7.218</u>

Tabelle 9: Aus der Literaturrecherche im Arbeitspaket 1 hervorgegangene Dokumentensammlung

Insgesamt wurden aus der Literaturrecherche 7.218 Dokumente in eine nach Ländern sortierte Dokumentensammlung überführt. Dabei wurden lediglich die 6.121 Dokumente, die den 11 fortgeschrittensten Endlagerprogrammen (zuzüglich Kategorie „international“) zugeordnet werden konnten, auch in das im Abschnitt 1.3 beschriebene Kategoriensystem sortiert.

Weitere 468 Dokumente zu insgesamt 39 Ländern zzgl. 629 Dokumente aus den Vereinigten Staaten – im Wesentlichen aus dem Lizenzierungsverfahren des YMP – und aus dem Bereich „international“ wurden nach Sichtung nicht kategorisiert.

Von den 2.175 in Gruppe A (2.219 inklusive der Berichte zu internationalen Endlagerprogrammen) vorhandenen Dokumenten entfallen dabei 501 Dokumente auf die Kategorie „Behälter“, 439 auf „Methodik“, 209 auf „Inventar“ und 129 auf „Handhabung“. In die Kategorie „Material“ entfallen 144 Dokumente, weitere 510 in die Unterkategorien „Korrosion“ (zuzüglich 177 in „Mikrobiell“) sowie 66 auf „Schweißnähte“ (siehe Tabelle 10).

		Gruppe A								
		Behälter	Inventar	Material			Methodik	Handhabung	WWR ⁹	
					Korrosion					Schweiß - nähte
						Mikro- biell				
Land										
Belgien	8	1	0	8	0	0	8	0	--	
Deutschland	66	34	5	6	7	0	78	5	--	
Finnland	46	7	4	35	19	31	13	15	--	
Frankreich	25	13	1	24	7	0	15	7	--	
Großbritannien	40	45	4	57	12	0	72	9	--	
Kanada	13	18	10	54	15	2	23	7	--	
Rep. Korea	18	1	0	0	3	0	13	0	--	
Schweden	52	12	52	117	59	20	34	30	--	
Schweiz	18	15	9	27	6	2	66	1	--	
Tschechien	3	1	0	2	1	0	25	0	--	
Vereinigte Staaten von Amerika	182	44	37	48	5	6	49	34	--	
international	30	18	22	132	43	5	43	21	44	
Summe	501	209	144	510	177	66	439	129	44	

Tabelle 10: Verteilung der in Gruppe A einsortierten Dokumente in die Kategorien

⁹ Die Berichte der workshops zu internationalen Endlagerprogramme (*worldwide reviews*, „WWR“) bilden eine spezifische Kategorie-A-Gruppe im Bereich „international“.

3.2 Vergleichbarkeit der Abfallströme

Die nationalen Entsorgungsprogramme und notwendigerweise die Endlager- und Behälteranforderungen sowie die daraus resultierenden Konzepte sind immer auch auf die spezifischen Abfallcharakteristika des jeweiligen Landes ausgerichtet. Die Frage nach den Eigenschaften des Inventars – neben der grundlegenden Abfallform (Brennelemente/ Brennstäbe oder Abfälle aus der Wiederaufarbeitung inklusive verglasten HLW-Lösungen) sind dies Wärmeleistung und Aktivitätsinventar. Für verschiedene Länder liegen diese Inventare vor (siehe Tabelle 13 und Tabelle 14) und können für die Betrachtung einer Vergleichbarkeit (und damit einer möglichen konzeptionellen Übertragbarkeit) herangezogen werden (eine umfangreiche Auflistung folgt in Abschnitt 3.2.2 ab Seite 74, in Tabelle 13 und Tabelle 14). Neben der qualitativen Aussage vergleichbarer Abfallformen und -charakteristika ist auch eine Aussage zum Umfang des Endlagerprogrammes hilfreich für die Einordnung – ein Land mit kleinen Abfallvolumina und der Möglichkeit vergleichsweise wenige, vielleicht diversifizierte Abfallgebinde zu konzipieren, wird andere Maßstäbe und Prioritäten an die Entwicklung endlagerfähiger Behälter setzen als ein Land mit umfangreichem Abfallinventar und der sich daraus ergebenden Notwendigkeit einer industriellen Basis für die Entsorgungsinfrastruktur. Als Vergleichsgrößen für die angefallenen Abfallmengen wurden aus den Informationen der IAEA-Datenbank PRIS [8] in Tabelle 11 die effektive produktive Laufzeit [in Volllastjahren, fpy] und in Tabelle 12 die aus Kernenergie erzeugte Elektrizitätsmenge [in TWh_e] berechnet und für die verschiedenen Länder zusammengestellt.

3.2.1 Zusammensetzung der Inventare

Der auch für Deutschland charakteristische große Anteil an Leichtwasserreaktoren (vergleiche Tabelle 4 und Abbildung 34) schlägt sich in Energieerzeugung (global 90,7% LWR) und effektiver Laufzeit (global 80,7% LWR) direkt nieder; in 28 der aufgeführten 34 Länder wurde oder wird Elektrizität vorwiegend mit solchen Reaktoren generiert. Selbst ohne die Gruppe der „anderen LWR-Systeme“ – größtenteils RBMK-Druckröhrenreaktoren in Russland, Litauen und der Ukraine – stellen sie weltweit die größte Gruppe dar, was sowohl Anzahl als auch Betriebsdauer und Produktion anbelangt. Insbesondere die **Vereinigten Staaten, die Schweiz, Spanien und Japan** haben den deutschen Reaktoren sehr ähnliche Kennwerte, wie auch **Schweden, Taiwan und Finnland. Frankreich, die Republik Korea, Südafrika, Belgien und die Niederlande** betreiben fast ausschließlich Druckwasserreaktoren; **Armenien, Bulgarien, die Tschechische Republik, Ungarn, die Slowakei, Slowenien und der Iran** betreiben ausschließlich Druckwasserreaktoren der WWER-Entwicklungslinie (entsprechend den Brennelementen der Kernkraftwerke Rheinsberg und Lubmin).

Unter der Annahme international vergleichbarer Betriebsszenarien (v. A. Brennstoff, Anreicherung, Temperatur, Einsatzdauer und Abbrand) sollten die in diesen Ländern entladenen Brennstoffe den deutschen ähnlich genug sein, um auch die aus den jeweiligen Inventaren abgeleiteten Anforderungen an endlagerfähige Behältersysteme vorbehaltlich genehmigungs- oder betriebsrechtlicher Unterschiede mehr oder weniger direkt auf die deutsche Entsorgungsproblematik anwenden zu können. Abweichende Geometrien eingesetzter Brennstäbe oder -elemente sind analog den in Deutschland vorhandenen Sonderbrennelementen, etwa aus Forschungsreaktoren, ebenfalls zu betrachten. Von den im Rahmen der Literaturrecherche als (sehr) relevant eingestuften Ländern sind **Kanada** (CANDU-Reaktoren) und **Großbritannien** (MAGNOX- und AGR-Reaktoren) die einzigen, deren Reaktoren nicht in diese Gruppe fallen; die Abweichungen in den Abfallspezifika (in Kanada CANDU-Brennstabbündel, in Großbritannien Abfälle aus der Wiederaufarbeitung und möglicherweise Brennelemente) müssen für eine Übertragbarkeit der aus den Inventaren sich ergebenden Anforderungen hier gesondert betrachtet werden (siehe Abschnitt 3.2.4).

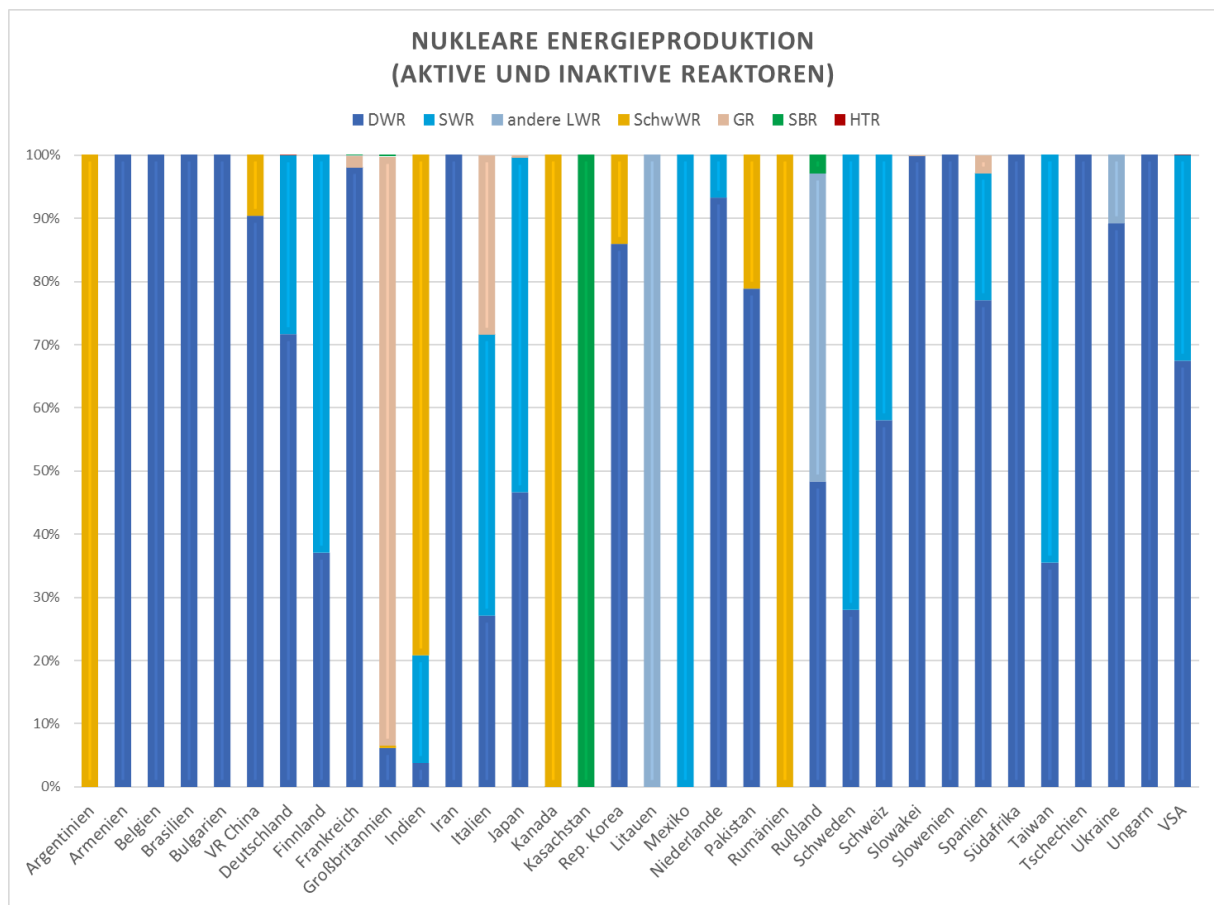


Abbildung 34: Verteilung der nuklearen Energieproduktion nach Reaktortypen (berechnet nach [8])

Land	Anteile								Betrieb	
	DWR	SWR	andere LWR	Σ LWR	SchwWR	GR	SBR	HTR	Land [fpy]	Anteil global
U.S.A.	66,61%	33,21%	0,0%	99,82%	0,0%	0,0%	0,0%	0,18%	3.128,79	25,81%
Frankreich	91,28%	0,0%	0,0%	91,28%	0,0%	7,27%	1,45%	0,0%	1.505,51	12,42%
Großbritannien	1,48%	0,00%	0,00%	1,48%	1,2%	96,50%	0,8%	0,0%	1.118,02	9,22%
Japan	47,64%	49,52%	0,6%	97,78%	0,00%	2,2%	0,00%	0,00%	1.055,54	8,71%
Russland	48,24%	0,0%	48,17%	96,40%	0,0%	0,0%	3,60%	0,0%	808,72	6,67%
Deutschland	64,79%	30,6%	0,0%	95,41%	1,79%	0,0%	0,4%	2,4%	588,11	4,85%
Kanada	0,0%	0,0%	0,07%	0,07%	99,93%	0,0%	0,0%	0,0%	533,19	4,40%
Rep. Korea	80,78%	0,0%	0,0%	80,78%	19,22%	0,00%	0,00%	0,0%	424,32	3,50%
Ukraine	89,11%	0,0%	10,89%	100,00%	0,0%	0,0%	0,0%	0,00%	334,61	2,76%
Schweden	24,69%	73,80%	0,0%	98,49%	1,51%	0,0%	0,0%	0,0%	302,21	2,49%
Indien	0,83%	23,40%	0,0%	24,23%	75,8%	0,00%	0,0%	0,0%	285,62	2,36%
Spanien	72,12%	23,0%	0,0%	95,09%	0,00%	4,9%	0,0%	0,0%	259,44	2,14%
VR China	88,32%	0,0%	0,0%	88,32%	11,7%	0,0%	0,0%	0,0%	221,71	1,83%
Belgien	100,00%	0,00%	0,0%	100,00%	0,0%	0,0%	0,0%	0,0%	216,84	1,79%
Schweiz	64,20%	35,80%	0,0%	100,00%	0,0%	0,0%	0,0%	0,0%	168,85	1,39%
Taiwan	31,44%	68,56%	0,0%	100,00%	0,0%	0,0%	0,0%	0,0%	168,65	1,39%
Finnland	50,68%	49,3%	0,0%	100,00%	0,0%	0,0%	0,0%	0,0%	125,79	1,04%
Slowakei	99,06%	0,0%	0,0%	99,06%	0,0%	0,9%	0,0%	0,0%	120,41	0,99%
Tschechien	100,00%	0,00%	0,0%	100,00%	0,00%	0,0%	0,0%	0,0%	117,35	0,97%
Ungarn	100,00%	0,0%	0,0%	100,00%	0,0%	0,00%	0,0%	0,0%	105,01	0,87%
Bulgarien	100,00%	0,0%	0,0%	100,00%	0,0%	0,0%	0,0%	0,0%	104,84	0,86%
Argentinien	0,00%	0,0%	0,0%	0,00%	100,0%	0,0%	0,0%	0,0%	58,45	0,48%
Niederlande	60,87%	39,1%	0,0%	100,00%	0,0%	0,0%	0,0%	0,0%	57,93	0,48%
Südafrika	100,0%	0,0%	0,00%	100,00%	0,0%	0,0%	0,0%	0,0%	46,82	0,39%
Italien	25,0%	30,5%	0,0%	55,46%	0,00%	44,5%	0,0%	0,0%	42,67	0,35%
Pakistan	52,7%	0,00%	0,0%	52,67%	47,3%	0,0%	0,0%	0,0%	38,03	0,31%
Mexiko	0,00%	100,0%	0,0%	100,00%	0,0%	0,0%	0,0%	0,0%	34,22	0,28%
Brasilien	100,0%	0,0%	0,0%	100,0%	0,00%	0,0%	0,0%	0,0%	32,47	0,27%
Rumänien	0,00%	0,00%	0,0%	0,00%	100,0%	0,0%	0,0%	0,0%	28,87	0,24%
Armenien	100,00%	0,0%	0,0%	100,00%	0,0%	0,0%	0,0%	0,0%	28,80	0,24%
Slowenien	100,00%	0,00%	0,0%	100,00%	0,0%	0,00%	0,0%	0,0%	28,56	0,24%
Litauen	0,00%	0,0%	100,0%	100,00%	0,00%	0,0%	0,0%	0,0%	23,26	0,19%
Kasachstan	0,00%	0,0%	0,0%	0,00%	0,0%	0,0%	100,0%	0,0%	4,06	0,03%
Iran	100,0%	0,0%	0,0%	100,0%	0,0%	0,0%	0,00%	0,00%	3,09	0,03%

Tabelle 11: Bis Ende 2017 akkumulierte Betriebslaufzeiten von Leistungsreaktoren. Auf die in diesem Bericht näher untersuchten Länder (rot) entfallen zwei Drittel der weltweiten Betriebserfahrung (berechnet nach [8]).

Land	Anteile								Produktion	
	DWR	SWR	andere LWR	Σ LWR	SchwWR	GR	SBR	HTR	Land [TWhe]	Anteil global
U.S.A.	67,34%	32,64%	0,00%	99,97%	0,00%	0,00%	0,00%	0,03%	25.833	31,30%
Frankreich	98,05%	0,00%	0,00%	98,05%	0,00%	1,73%	0,22%	0,00%	12.905	15,64%
Japan	46,56%	52,94%	0,11%	99,62%	0,00%	0,38%	0,00%	0,00%	7.357	8,92%
Deutschland	71,52%	28,29%	0,00%	99,81%	0,10%	0,00%	0,01%	0,08%	5.027	6,09%
Russland	48,21%	0,00%	48,77%	96,98%	0,00%	0,00%	3,02%	0,00%	4.819	5,84%
Rep. Korea	85,80%	0,00%	0,00%	85,80%	14,20%	0,00%	0,00%	0,00%	3.247	3,94%
Kanada	0,00%	0,00%	0,03%	0,03%	99,97%	0,00%	0,00%	0,00%	3.092	3,75%
Großbritannien	6,12%	0,00%	0,00%	6,12%	0,39%	93,22%	0,27%	0,00%	2.832	3,43%
Ukraine	89,04%	0,00%	10,96%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	2.475	3,00%
Schweden	27,94%	72,04%	0,00%	99,98%	0,02%	0,00%	0,00%	0,00%	2.388	2,89%
Spanien	76,88%	20,26%	0,00%	97,14%	0,00%	2,86%	0,00%	0,00%	1.875	2,27%
VR China	90,30%	0,00%	0,00%	90,30%	9,70%	0,00%	0,00%	0,00%	1.584	1,92%
Belgien	100,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	1.504	1,82%
Taiwan	35,39%	64,61%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	1.230	1,49%
Schweiz	57,93%	42,07%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	908	1,10%
Finnland	36,95%	63,05%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	763,18	0,92%
Tschechien	100,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	590,13	0,72%
Bulgarien	100,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	548,04	0,66%
Indien	3,76%	17,07%	0,00%	20,84%	79,16%	0,00%	0,00%	0,00%	514,67	0,62%
Slowakei	99,80%	0,00%	0,00%	99,80%	0,00%	0,20%	0,00%	0,00%	461,14	0,56%
Ungarn	100,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	434,67	0,53%
Südafrika	100,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	381,72	0,46%
Brasilien	100,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	258,41	0,31%
Litauen	0,00%	0,00%	100,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	241,58	0,29%
Argentinien	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	239,02	0,29%
Mexiko	0,00%	100,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	232,80	0,28%
Slowenien	100,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	172,23	0,21%
Rumänien	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	164,51	0,20%
Niederlande	93,17%	6,83%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	159,92	0,19%
Armenien	100,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	94,75	0,11%
Italien	27,08%	44,53%	0,00%	71,61%	0,00%	28,39%	0,00%	0,00%	89,78	0,11%
Pakistan	78,82%	0,00%	0,00%	78,82%	21,18%	0,00%	0,00%	0,00%	67,04	0,08%
Iran	100,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	24,75	0,03%
Kasachstan	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	100,00%	0,00%	1,85	0,00%

Tabelle 12: In Leistungsreaktoren bis Ende 2017 erzeugte Elektrizitätsmengen. Auf die hier näher betrachteten Länder (rot) entfallen etwa 70% der Gesamtmenge (berechnet nach [8]).

3.2.2 Zusammenstellung nationaler Inventare

Aus den verfügbaren Quellen wurden die nationalen Inventare an endzulagernden hochradioaktiven Wärme entwickelnden Abfällen zusammengetragen. Diese Inventare sind in nachfolgend in Tabelle 13 und Tabelle 14 zusammengefasst. Hier werden hochradioaktive Wärme entwickelnde Abfälle aus der Wiederaufarbeitung mit der international gebräuchlichen Abkürzung HLW (high-level waste) gekennzeichnet, da in den meisten Ländern eine Unterscheidung der AWA-Inventare nach deren Aktivität in hochradioaktive (HLW), mittelradioaktive (MLW) und schwachradioaktive Abfälle (LLW) vorgenommen wird und entsprechende Angaben außerhalb Deutschlands nur für diese Klassifizierungen vorhanden sind. Für das deutsche und französische Inventar entspricht dies den Beständen an Kokillen des französischen Typs CSD-V bzw. vergleichbarer Gebinde.

In Tabelle 13 und Tabelle 14 sind die derzeit veröffentlichten Angaben zu nationalen Inventaren zusammengestellt soweit sie ermittelt werden konnten. Daher ist für jedes Inventar an Brennelementen und/oder verglasten oder flüssigen HLW-Abfällen aus der Wiederaufarbeitung neben der Quelle auch der zeitliche Stand der Information angegeben. Wo in mehreren Quellen sich ergänzende (z. B. Frankreich, Ungarn) oder widersprechende Angaben (z. B. Spanien) vorhanden sind, wurden die Einzelangaben für jedes Land jeweils getrennt aufgeführt. Soweit möglich wurden auch Becken- und Behälterlagerung aufgeschlüsselt; hierbei bedeutet „Beckenlagerung“ bei HLW-Abfällen entweder die Lagerung verglaster HLW-Abfälle in gekühlten Lagerbecken oder (soweit explizit bekannt mit „Tanklagerung“ bezeichnet) die Lagerung der flüssigen Abfälle in Tankanlagen. *Fehlende oder unsichere* Angaben über Abfallmengen „größer/gleich Null“ sind mit einem Fragezeichen vermerkt, während (mit hoher Sicherheit) nicht vorhandene Abfallmengen mit Querstrich versehen wurden.

Abgesehen von Lettland, Indonesien und Weißrussland (kein BE/HLW-Inventar) fehlen in dieser Liste gegenüber den hier erfassten Ländern mit Kernenergienutzung, über die Informationen zu Atom- und Entsorgungsprogramm vorliegen, Argentinien, Armenien, Indien, Mexiko und Taiwan. Die geringen Inventare Australiens, Dänemarks und der Europäischen Union, Körperschaften, die selbst keine Kernenergie nutzen oder zu nutzen beabsichtigen, stammen aus Forschungsaktivitäten und dienen hier der Vollständigkeit in der Darstellung der ausgewerteten Quellsituation.

Land	Stand	BE [t _{SM}]	HLW	Bemerkung	Quelle
Australien	30.03.2017	0,576	--		[348]
Belgien	31.12.2007	2.420	70 m ³		[245]
	31.12.2013	?	70 m ³	aus 672 t _{SM}	[349]
			285 m ³		[350]
	31.12.2016	3.427	285 m ³		[112]
	31.12.2070	?	600...4500 m ³	Prognose 2013	[351, 112]
Brasilien	01.10.2014	s. r.	--	1.712 BE	[121]
Bulgarien	31.12.2007	872	--		[245]
VR China	31.12.2013	3.196,9	?	Lagerbecken	[352]
		776,6		Behälterlager	
Dänemark	31.12.2007	180	--		[245]
	2014	0,2379			[337]
Deutschland	31.12.2016	3.609	--	Lagerbecken	[93]
		4.876	577 m ³	Behälterlager	
		10.173		Gesamtprognose	
	01.09.2011		3.735 Kokillen	HLW Gesamt	[353]
			4.412 Kokillen	nicht-HLW Gesamt	
EU	2018	0,950	?		[354]
Finnland	31.12.2013	1.934	--		[355]
Frankreich	31.12.2013	?	3.200 m ³		[350]
	31.12.2015	13.990	s. r.	14.555 HLW-Beh.	[156]
Großbritannien	01.04.2013	≈ 9.553 ¹⁰	2.030 m ³		[356]
	31.12.2013	?	1.550 m ³		[350]
	01.04.2016	?	1.960 m ³		[357]
Italien	31.12.2015	15.677	?		[358]
Japan	31.03.2014	14.875,661 ¹¹	415 m ³	Becken/Tanklager	[188]
		--	330,14 m ³	Behälterlager	

Tabelle 13: Informationen zu internationalen Inventaren (BE/HLW); Fortsetzung siehe Tabelle 14

¹⁰ Diese Masse entspricht *Tonnen Brennstoff*. Da es sich um Brennelemente für Magnox-, AGR-, HWR-, WAGR-, DWR- und andere Reaktoren handelt, ist eine Umrechnung in *Tonnen Schwermetall* hier nicht möglich. Die angegebene Masse ist eine obere Abschätzung der Brennstoffmasse. Von den aufgeführten 9.553 t entfallen etwa 2.500 t auf Magnox- und 1.700 t auf AGR- und DWR-Brennstoff, der sich derzeit noch im Reaktor befindet. Etwa 4.600 t werden vor der Wiederaufarbeitung in Sellafield zwischengelagert. Entladener Brennstoff wird nicht als Abfall eingestuft und daher auch in den Abfallinventaren nicht aufgeführt.

¹¹ Die Angaben beziehen sich auf „Tonnen Inventar“ an den Kraftwerksstandorten. Unter der Annahme, dass sich dies auf oxidischen Brennstoff bezieht, wurde er hier in *Tonnen Schwermetall* umgerechnet (1 t_{SM} ≈ 1,134 t_{OX}). Möglicherweise in der angegebenen Gesamtmasse enthaltene metallische Komponenten der Brennelemente machen die berechnete Masse zu einer oberen Abschätzung.

Land	Stand	BE [tSM]	HLW	Bemerkung	Quelle
Kanada	31.12.2016	28.616,795	--	Lagerbecken	[359]
		24.035,210		Behälterlager	
	gesamt	68.481		Prognose 2002	[207]
Rep. Korea	31.12.2010	8.089,0	--	Lagerbecken	[360]
		3.285,4		Behälterlager	
Litauen	31.12.2007	2.263	--		[245]
	31.12.2010	2.436		Prognose 2005	[150]
Niederlande	31.12.2013	?	41,7 m³		[350]
Polen	30.05.2014	0,1009	--		[361]
Rumänien	31.12.2013	2.289,138	< 0,1 m³		[362]
Russland	01.01.2017	19.796,630	2.481,6 m³		[20]
Schweden	31.12.2016	6.758	--		[256]
	31.12.2050	12.600		Prognose 2013	[350]
Schweiz	31.12.2016	1.377,2	114 m³		[277]
Slowakei	31.12.2007	1.180	--		[245]
Slowenien	31.12.2013	333,5347	--		[228]
Spanien	31.12.2007	3.720	13 m³		[245]
	01.10.2014	4.236	12 m³ [350]	Lagerbecken	[297]
		356		Behälterlager	
Südafrika	2014	s. r.	≈0,25 m³	3.049 BE	[303]
Tschechien	31.12.2013	1.546,140	--		[363]
	2065	9.910	--	Prognose 2015	[311]
Ungarn	31.12.2007	828	?		[245]
	31.12.2013	?	201 m³		[350]
	31.12.2037	2.101	?	Prognose 2017	[320]
Ukraine	30.06.2005	2.396,0	670,241 m³	RBMK-BE	[364]
		1.936,8		WWER-BE	
Vereinigte Staaten von Amerika	31.12.2016	50.906,078	344.810 m³	Lagerbecken	[365]
		29.391,043	3.488 m³	Behälterlager	

Tabelle 14: Informationen zu nationalen Inventaren (BE/HLW); Fortsetzung von Tabelle 13

3.2.3 Betrachtung der Aktivitäts- und Wärmeinventare

Die wesentlichen inventarbestimmten Auslegungsgrößen für endlagerfähige Behälter sind durch den darin gelagerten bestrahlten Brennstoff oder – bei Kokillen mit verglasten Spaltproduktlösungen – durch die in der Glasmatrix eingeschlossenen Isotope bestimmt. Bei aus der Wiederaufarbeitung stammenden Abfällen mit konzentrierten Lösungen oder verpressten Metallabfällen setzen weder Kritikalität noch Wärmefreisetzung Grenzen in der Auslegung von Behälter oder Endlagersystem. Daher wird hinsichtlich der Aktivitäts- und Wärmeinventare hier maßgeblich von bestrahlten Brennelementen und verglasten HLW-Abfällen ausgegangen. Während die Gewährleistung einer dauerhaften und auch unter Annahme einer Flutung mit wässrigen Lösungen (Moderator) nach Verlust der Behälterintegrität gegebenen Unterkritikalität der Abfallform bei der Glasmatrix systemisch erfüllt ist, muss im Falle der Endlagerung von Brennelementen dieses Kriterium durch Berechnungen nachgewiesen und durch die Geometrie und Beladung des Behälters umgesetzt werden. Wesentliche Anforderungen an den Behälter stellen die Zerfallswärme und des radioaktiven Inventars sowie die aus den darin ablaufenden Zerfallsprozessen abgegebene ionisierende Strahlung.

Das aus dem Zerfall der in der Glasmatrix bzw. in den Brennelementen enthaltenen Isotope resultierende **Strahlungsfeld** wirkt einerseits durch strahlungsbedingte Materialdegradation der Behältermaterialien, etwa durch Neutronen- oder Gamma-Versprödung von Metallen oder auch, über geologische Zeiträume, durch Aktivierungs- und Transmutationsprozesse in den Behälterwänden. Andererseits wirkt das Strahlungsfeld auch direkt mit auslegungsbestimmend durch die Ortsdosisleistung an der Oberfläche (Neutronen und γ -Strahlung). Einerseits sind die vorgeschriebenen Grenzwerte für den Schutz des eingesetzten Personals und der Ausrüstung bei Transport, Einlagerung und einer möglichen Rückholung der Abfallgebinde einzuhalten, wodurch minimale Wanddicken, Moderator- oder Absorbermaterialien in der Behälterwand, abschirmende Umverpackungen oder automatisierte Einlagerungstechniken erforderlich werden können. Andererseits kann das Strahlungsfeld z. B. durch Radiolyse von Wasser nahe oder auf der Behälteroberfläche auch chemische Gleichgewichte beeinflussen und über lange Lagerzeiträume korrosionsfördernd wirken.

Die **Wärmeleistung** des Abfallinventars wiederum ist die Quelle der vom Behälter und vom Endlagersystem abzuführenden Wärme, die ein um die Behälterpositionen erhöhtes Temperaturniveau bedingt. Abhängig von der räumlichen Verteilung und der Wärmeableitung der direkt angrenzenden geotechnischen Barrieren, also i. A. des *buffer*- oder Verfüllmaterials, muss ein Endlager- und Behälterkonzept für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle stets darauf ausgelegt sein, die sich einstellenden Temperaturfelder in den geotechnischen Barrieren (z. B. Schweden [366], Finnland [154]) und im Wirtsgestein (z. B. Frankreich [162], Deutschland [135]) niedrig genug zu halten, um gemäß bestehendem Stand von Wissenschaft und Technik negative Auswirkungen auf die Schutzmechanismen dieser Barrieren zu vermeiden. So sind in wasserführender Umgebung (Kristallin und Ton) sowie bei der Verwendung von (wasserhaltigem) Bentonit als *buffer*-Material maximale Temperaturen von 95 bis 100 °C bzw. bis zu 150 °C (Schweiz [282]) an der Behälteroberfläche vorgesehen, um einer dampfdruckbedingten Bildung von Transportpfaden sowie thermochemischen Umwandlung von Bentonit vorzubeugen.

Die das Isotopengemisch in Brennstoff und Abfällen aus der Wiederaufarbeitung und damit deren Strahlungs- und Wärmefreisetzung wesentlich bestimmenden Größen sind:

- die ursprüngliche radiochemische Zusammensetzung des Brennstoffes (z. B. MOX/UOX, Anfangsanreicherung)

- das Ausmaß der kernphysikalischen Veränderungen im Reaktorkern (Leistungshistorie; üblicherweise auf Neutronenfluenz oder Abbrand kondensiert) und
- die Zeit seit der Entladung (Abklingzeit).

Allgemein gilt: Wärme- und Aktivitätsinventare sind (bei sonst vergleichbaren Parametern)

- für Mischoxid-Brennelemente größer als für Uranoxid-Brennelemente,
- für Brennstoffe höherer Anfangsanreicherung größer als für Brennstoffe niedrigerer Anreicherung,
- mit höherer Fluenz größer, und
- mit zunehmender Zerfallszeit abnehmend.

Diese Zusammenhänge erklären sich aus der mit größerem Spaltstoffanteil über die Gesamtlebensdauer höheren Konzentration kurzlebiger und hochradioaktiver Spaltprodukte, der zusätzlichen Bildung instabiler Transurane bei höheren Fluenzen sowie dem im Laufe der

Zeit zunehmenden Zerfall der vorhandenen Isotope hin zu stabilen Kernen.

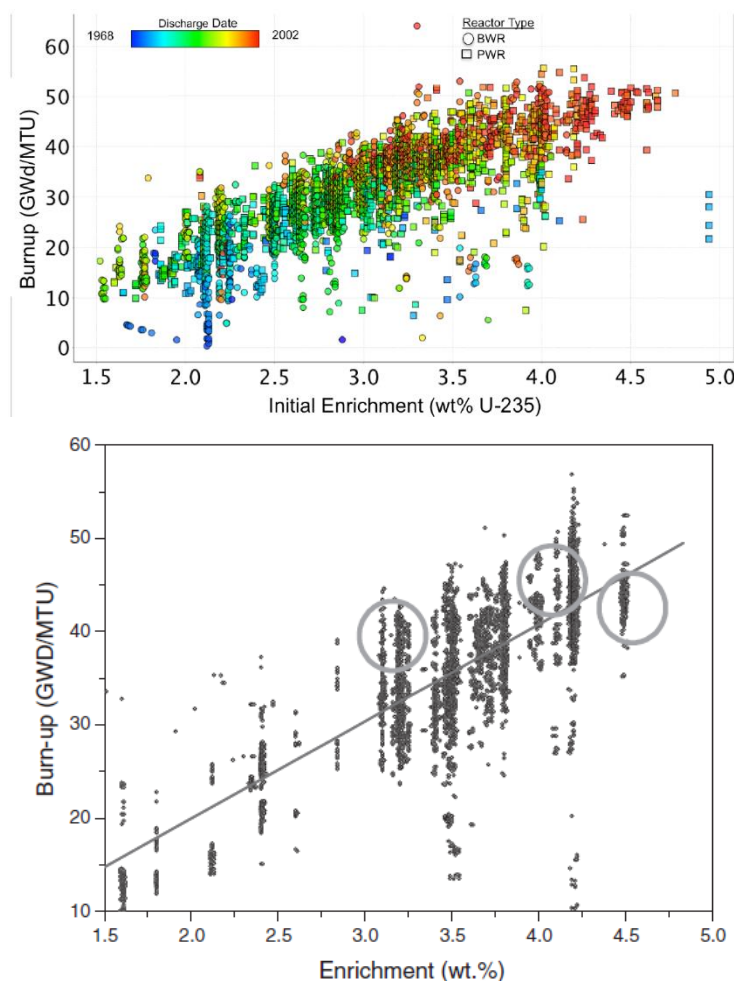


Abbildung 35:
Abbrand-Anreicherungs-Korrelation von zwischen 1968 und 2002 in den Vereinigten Staaten von Amerika entladenen Brennelementen (o.) [626] sowie von in der Republik Korea entladenen Brennelementen (u.) [217]. Im Laufe der Jahre wurde der erzielte Endabbrand immer höher, was mit dem Einsatz von Brennstoffen höherer Anfangsanreicherung einherging. Diese Korrelation ist für alle Leichtwasserreaktoren verwendenden Länder vergleichbar.

Für die Bewertung der endlagerrelevanten Eigenschaften von Brennstoffen, die aus den in Deutschland und auch global vorherrschenden Leichtwasserreaktoren entladen werden, sind damit die Korrelation von Anfangsanreicherung (sowohl für MOX als auch für UOX), Endabbrand bzw. Gesamtfluenz und Zeit seit der Entladung aus dem Reaktor entscheidend. Im Laufe der letzten Jahrzehnte wurde der Endabbrand der Brennelemente tendenziell immer weiter erhöht. Parallel dazu wurde aus reaktorphysikalischen Gründen auch die Anfangsanreicherung der Brennstoffe tendenziell immer weiter erhöht. Eine Darstellung dieser Entwicklung für zwischen 1968 und 2002 in den Vereinigten Staaten von Amerika entladene Brennelemente sowie für Brennelemente der Republik Korea findet sich in Abbildung 35. Diese Entwicklung war international und betraf parallel sämtliche Staaten mit Leichtwasserreaktoren. Daher sind die Eigenschaften der

entladenen LWR-Brennstoffe – insbesondere Aktivität, Neutronenquellterme, Reaktivität und zerfallsbedingte Wärmefreisetzung – in sämtlichen diese Technologie nutzenden Ländern vergleichbar.

Bedeutsam ist in diesem Zusammenhang, dass in Deutschland nach der Abschaltung aller Leistungsreaktoren bis zum 31.12.2022 die verbleibenden Aktivitäts- und Wärmeinventare der endzulagernden Abfälle feststehen.

3.2.4 Charakteristika britischer und kanadischer Abfälle

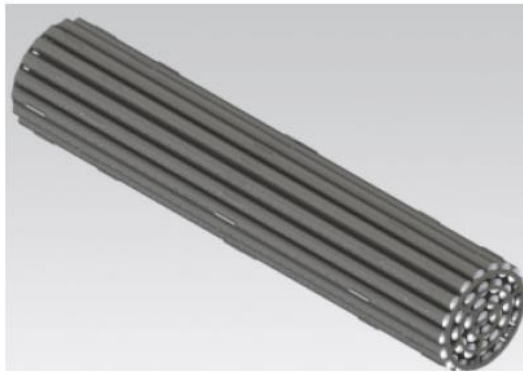


Abbildung 37:
CANDU-Brennelement mit 37 Brennstäben.
Aus [523].

Anders als Länder wie Deutschland, Frankreich, Japan oder die Vereinigten Staaten von Amerika nutzt **Kanada** (Abschnitt 2.4.15) zur Elektrizitätserzeugung keine Leichtwasserreaktoren, sondern Schwerwasserreaktoren eigener Bauart, sogenannte CANDU-Systeme. Diese konzeptionell den englischen Magnox und den sowjetischen RBMK-Systemen ähnlichen Reaktoren bestehen aus einem zylindrischen Druckbehälter mit schwerem Wasser als Moderator und denselben horizontal durchlaufenden Druckröhren mit den Brennelementen und schwerem Wasser als Kühlmittel. Aufgrund der separaten Druckröhren kann der Brennstoff im laufenden Betrieb ausgetauscht werden.

Die Brennelemente bestehen aus je 28 oder 37 gebündelten Brennstäben (siehe Abbildung 37) aus mit einem Zircaloy-Hüllrohr umhüllten Uranoxid-pellets [367]. Im Gegensatz zu Leicht-wassersystemen erlaubt die Verwendung von schwerem Wasser Natururan oder schwach angereichertes Uran als Brennstoff. Die ca. 50 cm langen Brennstabbündel haben einen Durchmesser von ca. 10 cm und enthalten ca. 19,25 kg_{SM} Uran [207]. Die seit 40 Jahren fast unveränderten Endabbrände liegen bei ca. 200 MWh/kg_{SM} [368], entsprechend etwa

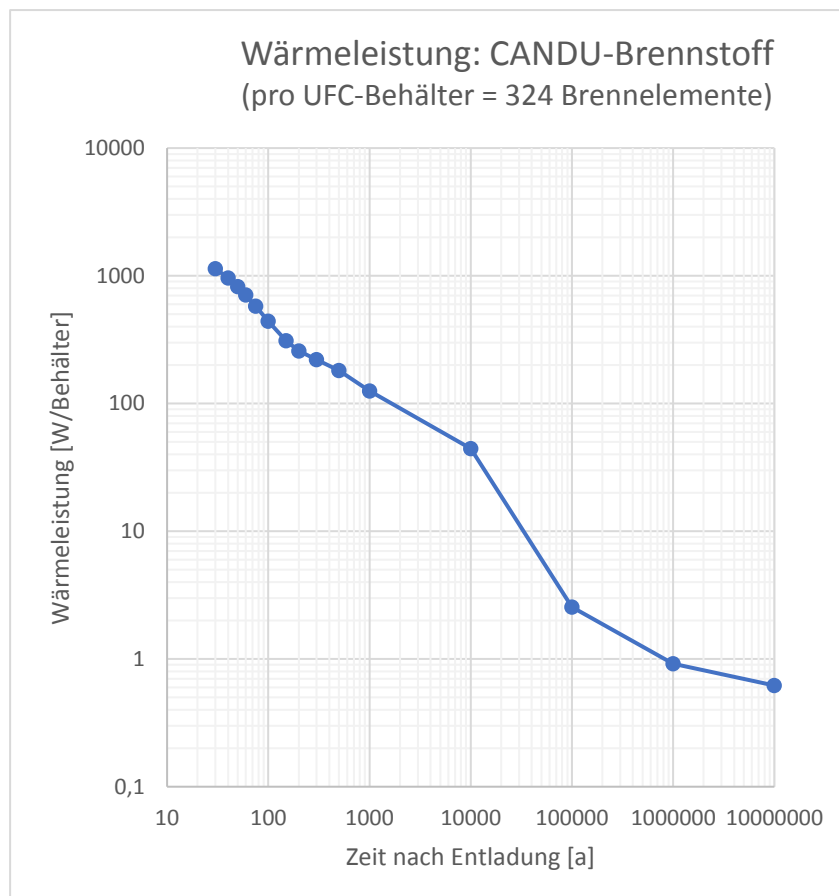


Abbildung 36:
Wärmeinventar kanadischer UFC-Behälter, Zahlenwerte aus [207]. Mit 19,25 kg_{SM} pro Bündel (Brennelement) beträgt die Wärmeleistung nach 50 Jahren etwa 0,132 W/kg_{SM}.

8,33 GWd/t_{SM} gegenüber typischen 30...50 GWd/t_{SM} für Leichtwasserreaktoren. Dementsprechend sind das spezifische Wärme- und Aktivitätsinventar wesentlich geringer anzusetzen als bei entsprechenden deutschen Abfällen. Zwischen 3,5 und 5,5 W/Bündel, entsprechend etwa 0,18...0,28 W/kg_{SM}, nach einer Abklingzeit von 10 Jahren wurden berechnet [369]. Bei einer Beladung des Endlagerbehälters UFC-Mk. II mit 324 Brennelementen [207] ergäbe sich nach zehnjähriger Zwischenlagerung ein Wärmeinventar von 1,134...1,782 kW/Behälter. Die weitere Entwicklung des typischen Wärmeinventars eines kanadischen UFC-Behälters kann der Abbildung 36 entnommen werden.

Die CANDU-Technologie wurde von Kanada in andere Länder exportiert und ist die dominante Reaktortechnologie in Argentinien, Indien und Rumänien sowie in geringerem Umfange vertreten in Pakistan, der Republik Korea und der Volksrepublik China.

In **Großbritannien** wurden zur Gewinnung von Waffenplutonium und Elektrizität seit den 1950er-Jahren gasgekühlte graphitmoderierte Reaktoren gebaut. Deren erste Generation, der Magnox-Reaktor, benutzte Natururanstäbe in Hüllrohren aus dem namensgebenden Magnox, einer Magnesium-Aluminium-Legierung. Die Stäbe befanden sich in einem Graphitmoderator, der von Kohlendioxid als gasförmigem Kühlmittel durchflossen wurde. Aus materialtechnischen Gründen war die Betriebstemperatur begrenzt, was zu geringen Leistungen und Abbränden (typischerweise ca. 4 GWd/t_{SM} [370]) führte, die parallel zur Errichtung der Reaktoren durch Modifikationen gesteigert wurden. Die Brennelemente waren aufgrund ihrer Zusammensetzung nicht in Wasser lagerbar, was eine Trockenlagerung und schnelle Wiederaufarbeitung erforderte [371]. Für das Jahr 2013 war ein Inventar von 2.500 t ausgedienter Magnox-Brennstäbe ausgewiesen [356].

Die zweite Generation, der AGR-Reaktor, ist auf die Elektrizitätserzeugung optimiert und arbeitet mit Brennstäben aus angereichertem Uranoxid in Edelstahl-Hüllrohren. Diese Brennstäbe sind mit einem durchschnittlichen Endabbrand von 27 GWd/t_{SM} bei einer Anfangsanreicherung von 2,1...3,4% [370, 372] auch radiologisch denen der Leichtwasserreaktoren ähnlich, unterscheiden sich aber durch einen größeren Durchmesser (ca. 15 mm) und eine geringere Länge (ca. 1 m). Ein AGR-Brennelement besteht aus 36 konzentrisch um einen zentralen Steuerstab angeordneten Brennstäben in einem Graphitmantel (siehe Abbildung 38); acht Brennelemente bilden eine Brenneinheit („stringer“) [372]. Ein Brennelement wiegt etwa 200 kg und enthält ca. 125 kg_{SM}, mit 1 kg Spaltstoff [174].

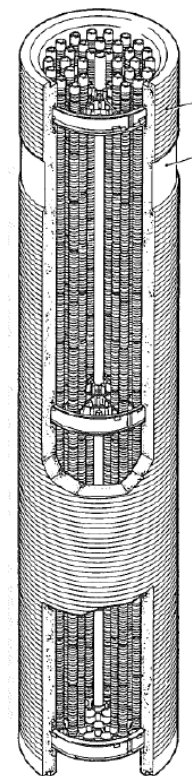


Abbildung 38:
AGR-Brennelement [372]

Außerhalb Großbritanniens ist diese Reaktortechnologie weitestgehend irrelevant; weitere Magnox-Anlagen sind der italienische Latina-Reaktor (netto 200 MW_e; Laufzeit 1963-1987) [373], der japanische Tokai-1 (netto 159 MW_e; Laufzeit 1965-1998) in Tokai Mura [374] und der nordkoreanische 5-MW_e-Reaktor in Nyöngbyön [375]. Ähnliche Konzepte wurden für die französischen UNGG-Reaktoren (Bugey, Chinon-A, St. Laurent-A) [155] und für den spanischen Reaktor Vandellós-1 (netto 480 MW_e; Laufzeit 1972-1990) [376] entwickelt; die Anlagen wurden bereits sämtlich stillgelegt. Ausgediente Brennelemente aus diesen Reaktoren sind soweit bekannt komplett wiederaufgearbeitet; die dabei entstandenen AWA-Abfälle werden endgelagert [298].

3.2.5 Schlussfolgerungen aus der Inventarzusammenstellung

Die in Tabelle 13 und Tabelle 14 aufgelisteten Inventare sind keine vollständige Erfassung der weltweit vorhandenen hochradioaktiven und Wärme entwickelnden Abfallmengen. Einerseits fehlen für verschiedene Länder genauere Informationen, veröffentlichte Werte sind gerundet oder Einheiten missverständlich (vgl. insbesondere die Fußnoten zu den Tabellen mit Umrechnungen zu *Tonnen Schwermetall*). Auch sind hier dem zugrundeliegenden Quellenmaterial entsprechend lediglich zivile Abfälle gelistet und in der Regel keine militärischen, deren Entsorgung aber oftmals über die gleichen Stoff- und Abfallströme realisiert werden kann (siehe Abschnitt 2.4.34, „Vereinigte Staaten von Amerika“). Nicht zuletzt ist der Stand der Informationen nicht einheitlich und die Datenerhebungen erstrecken sich über einen Zeitraum von 11 Jahren (2005-2016/17). Die endzulagernde Menge ausgedienter Brennelemente der Ukraine beispielsweise wurde Mitte 2005 mit 4.332,8 t_{SM} angegeben; zwischen dem 1.1.2006 und dem 31.12.2017 wurde aber in den 15 aktiven Reaktoren mit einer Gesamtnettoleistung [315] von 13.107 MW_e eine Elektrizitätsmenge von 988.456,59 GWh_e erzeugt, was etwa 40% der nach IAEA-Informationen insgesamt jemals in der Ukraine nuklear erzeugten Elektrizitätsmenge entspricht. Eine substantielle Erhöhung des Inventars um bis zu 1.579,7 t_{SM} an WWER-Brennelementen – ein Zuwachs um 36,5% des für 2005 ausgewiesenen Gesamtinventares – ist daher zu vermuten. Entsprechende Überlegungen sind auch für andere aufgeführte Länder gültig.

Nichtsdestoweniger lassen sich sowohl aus der qualitativen als auch aus der quantitativen Erfassung dieser Inventare zumindest strategische Schlussfolgerungen für die mögliche Übertragbarkeit internationaler Erkenntnisse und Ergebnisse aus der Behälterforschung und -entwicklung auf die im deutschen Endlagerprogramm gegebenen Anforderungen für Behälterkonzepte ziehen:

- Auf die ausgehend vom Stand ihrer Entsorgungsprogramme ausgewählten in diesem Bericht relevanten Länder – **Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Großbritannien, Kanada, die Republik Korea, Schweden, die Schweiz, die Tschechische Republik** und die **Vereinigten Staaten von Amerika** – verteilen sich mehr als zwei Drittel der weltweiten Laufzeit und Energieproduktion und damit implizit auch Abfallmengen von Leistungsreaktoren. Damit stellen die Entsorgungsprogramme dieser Länder Informationsquellen zu fortgeschrittenen Entsorgungsprogrammen industriellen Maßstabes in allen für Deutschland infragekommenden Wirtsgesteinstypen dar, was die Berücksichtigung relevanter Informationen für das deutsche Entsorgungsprogramm bedeutsam macht.
- Hinsichtlich Wärme- und Aktivitätsinventar abgebrannter Brennelemente sind fast alle nationalen Inventare mit ausgedienten Brennelementen aus deutschen Leistungsreaktoren vergleichbar. Ausnahmen bilden im Wesentlichen die CANDU-Reaktoren nutzenden Länder, allen voran **Kanada** und **Indien**, sowie die britischen Magnox-Brennstäbe. Kleinere Mengen wie z. B. aus Brutreaktoren, Hochtemperaturreaktoren oder Experimentalreaktoren fallen demgegenüber nicht ins Gewicht. Aufgrund der zu erwartenden Vergleichbarkeit des Inventars entladener AGR-Brennelemente mit denen niedrigabgebrannter LWR-Brennelemente sind neben Behälterkonzepten **Großbritanniens** für LWR-Elemente und Kokillen auch Behälterkonzepte für AGR-Reaktoren für den Vergleich der aus den dortigen Anforderungen abgeleiteten Lösungen als relevant anzusehen. Allerdings ist hinsichtlich Kritikalitätsausschluss und Materialverhalten das Vorhandensein von Graphit in den AGR-Brennelementen zu beachten.

- Die umfangreichen Bestände an ausgedienten LWR-Brennelementen in Verbindung mit den international andauernden Forschungsanstrengungen zu Langzeitveränderungen an Brennstoff und Hüllrohrmaterialien sowie der festgestellten großen Kongruenz zwischen deutschen und internationalen Inventaren an Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen bietet die Gelegenheit, eigene Erkenntnisse zu Alterungsprozessen an bestrahlten Brennstäben direkt mit international publizierten Ergebnissen zu vergleichen und zu ergänzen. Die große Bandbreite an etablierten Zwischenlagerungskonzepten – z. B. die dauerhafte zentrale Nasslagerung in **Schweden**, oder die weitestgehende dezentrale Behälterlagerung (zum Teil in Abschirmblöcken unter freiem Himmel) in den **Vereinigten Staaten** – ermöglicht hinsichtlich der international vorhandenen Datenbasis und Erfahrung die Abdeckung einer großen Bandbreite an Lagerszenarien für die Abschätzung der Evolution hochradioaktiver und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle und der zu erwartenden technischen Herausforderungen bei einer möglichen Rekonditionierung der Abfälle vor der Endlagerung.
- Die geringere Wärmeleistung und Aktivität der CANDU-Brennelemente in **Kanada** bedeutet bei einer Übertragung kanadischer Konzepte (v. A. hinsichtlich Wärmeabfuhr und Abschirmung) auf deutsche Maßstäbe zwingendermaßen eine umfangreiche dimensionale Neugestaltung und damit Neukonzipierung. Ergebnisse aus dem kanadischen Behälterprogramm haben daher primäre Bedeutung im Bereich der Material- und Korrosionseigenschaften und Fertigungstechniken.
- Die generelle Vergleichbarkeit der Abfallströme bezieht sich auf die Primärabfälle (ausgediente Brennelemente), die nicht in allen betrachteten Ländern als Abfall eingestuft werden. In Ländern wie **Frankreich, Großbritannien, Russland** und der **Volksrepublik China** ist die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennstäbe wesentlicher Bestandteil des Entsorgungskonzeptes und die direkte Endlagerung bestrahlten Brennstoffes entweder optional oder nicht vorgesehen. In weiteren Ländern wie **Belgien**, der **Schweiz** und den **Vereinigten Staaten von Amerika** liegen AWA-Inventare vor. Die **Republik Korea** und viele Staaten mit der Absicht auf die Etablierung eines Nuklearen Sektors in ihrer Energiewirtschaft verbinden mit der künftig geplanten Errichtung von Kernkraftwerken auch eine selbsttätige oder auftragsmäßige Wiederaufarbeitung ihrer Abfälle und die Endlagerung zumindest der HLW-Abfälle in tiefen geologischen Wirtsgesteinsformationen. Erkenntnisse aus den Programmen dieser Staaten ließen sich vorrangig auf die Entsorgung deutscher AWA-Abfälle übertragen.

3.3 Stand der Endlagerprogramme

Basierend auf dem Klassifikationsschema aus den Länderübersichten (Abschnitt 2.4) wurde für die betrachteten Länder in Tabelle 15 der Fortschritt der Behälterkonzeption dem Fortschritt in der geologischen Erkundung potenzieller Wirtsgesteine (und damit auch der Standortauswahl) gegenübergestellt. Dabei wurden die Endlagerprogramme nach betrachteten potenziellen Wirtsgesteinen aufgelöst. Die Wirtsgesteinkategorie „sonstige“ umfasst vulkanogene Wirtsgesteine (**Argentinien, Armenien, Indien, Mexiko, Russland, Vereinigte Staaten von Amerika**) sowie harte Sedimente (**Kanada**).

Tabelle 15 bietet eine Übersicht über die potenziellen oder beabsichtigten Wirtsgesteine für sämtliche betrachteten Länder. Länder ohne bisherige Evaluationen zu potenziellen Wirtsgesteinen für tiefe geologische Endlager (**Brasilien, Lettland, Südafrika**) bzw. mit dem Konzept oberflächennaher Lagerung (**Italien**) sind hier nicht vertreten. Länder mit mehreren

potenziellen Wirtsgesteinen (z. B. **Deutschland, Großbritannien, Vereinigte Staaten von Amerika**) treten hingegen in mehreren entsprechenden Spalten in Erscheinung. Beispielsweise wurden in Deutschland für kristalline und tonbasierte Wirtsgesteininformationen („erwogen“) (noch) keine ausgedehnten Erkundungsarbeiten für die Errichtung eines Endlagerbergwerkes durchgeführt, aber die langjährige Erforschung des Erkundungsbergwerkes Gorleben rechtfertigt für das Wirtsgestein Salz die Einordnung in der Klasse „erkundet“ (vergleiche Abschnitt 2.4.7), wie auch das für die Streckenlagerung im Steinsalz entwickelte POLLUX®-Konzept (siehe Abschnitt 3.6.4.2) hier als solches geführt wird. Auch die langjährigen Arbeiten und die Festlegung auf den Standort Yucca Mountain, auf der die meisten der vorliegenden U.S.-amerikanischen Forschungsergebnisse basieren, führt hier, auch vor dem Hintergrund der Wiederaufnahme der Finanzierung des Lizenzierungsprogrammes 2017, zur Einstufung als „beschlossen“, trotz der Entscheidung gegen eine weitere Finanzierung des Projektes 2010 (siehe Abschnitt 2.4.34). Der belgische *Supercontainer* hingegen wird, da nach derzeitigem Informationsstand noch Materialauswahl und Abmessungen erprobt werden, konservativ als „Konzept“ geführt. Als „Modell“, d.h. als vollständig entwickelter und getesteter Behälter, dessen Verwendung im jeweiligen nationalen Endlagerprogramm bereits beschlossen ist, tauchen hier daher nur 3 Behälter in 6 Fällen auf: der KBS-3-Behälter für Schweden und Finnland (Kristallin), der kanadische UFC-II-Behälter (Kristallin und „sonstige“) und der französische Kategorie-C-Behälter. Entsprechend den ausgewerteten Informationen wurden in Tabelle 15 die 30 hier beitragenden Länder hinsichtlich des Standes von Wirtsgesteinerkundung und Behälterforschung auf 66 Programmlinien abgebildet.

Behälter ↓	Kristallin				Ton				Salz				sonstige			
Modell	--	--	1	2	--	--	--	1	--	--	--	--	--	--	1	--
Konzept	--	3	1	1	--	2	1	1	--	1	1	--	--	--	--	1
Anforderung	--	4	3	--	--	4	--	--	--	--	--	--	--	1	--	--
Ohne	5	6	1	--	6	8	--	--	3	3	1	--	4	--	--	--
Standort/ Wirtsgestein: →	vorhanden	erwogen	erkundet	beschlossen	vorhanden	erwogen	erkundet	beschlossen	vorhanden	erwogen	erkundet	beschlossen	vorhanden	erwogen	erkundet	beschlossen

Tabelle 15: Zusammenfassung zum Stand internationaler Behälterprogramme und Wirtsgesteinerkundung

Es zeigt sich, dass Behälterentwicklung und geologische Erkundung bzw. Standortauswahl, von wenigen Ausnahmen abgesehen, Hand in Hand gehen und parallel erfolgen, wobei die geologische Erforschung geeigneter Endlagerstandorte im Allgemeinen der Behälterentwicklung voranschreitet. Dies verdeutlicht, dass eine systematische Konzeption und Entwicklung eines endlagerfähigen Behälters unter Berücksichtigung der geologischen und geotechnischen Umgebung dieses Behälters im späteren Endlagerbergwerk erfolgen kann, und dass der Übergang vom Konzept zum Modell über Prototypen und Versuchsbehälter bis hin zu zugelassenen und verwendungsfähigen Endlagerbehältern detaillierte Informationen zum Endlagerkonzept inklusive der genauen geologischen und hydrogeologischen Zustände am Standort erfordert. Aufgetrennt nach Wirtsgesteinen sind in 33 von insgesamt 66 Fällen die Wirtsgesteins- und Behälterforschung hinsichtlich der hier

vorgenommenen Kategorisierung gleichauf, in 25 Fällen ist die geologische Charakterisierung und Erkundung möglicher Endlagerstandorte dem Behälterprogramm voraus. Nur in 8 Fällen (verteilt auf drei Fälle/potenzielle Wirtsgesteine für **Großbritannien**, zwei für **Kanada** und je eines für **Litauen**, die **Slowakei** und **Ungarn**) bestehen Behälterkonzepte bzw. ein Behältermodell, ohne dass die geologische Umgebung des zu errichtenden Endlagers bereits erkundet wurde:

- **Großbritannien** betreibt weitestgehend generische Forschungs- und Entwicklungsarbeiten. Die auf Grundlage von in internationalen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten gewonnenen Erkenntnissen erarbeiteten Referenz-Behälterkonzepte decken die drei in Großbritannien erwogenen Wirtsgesteine Salz (*Evaporit*), Ton (*weiches Wirtsgestein*) und Kristallin (*hartes Wirtsgestein*) ab [377, 174].
- **Kanada** hat nicht nur auf die regionale Geologie zurückgegriffen, sondern in Zusammenarbeit mit der schwedischen SKB und der schweizerischen Nagra Versuche in generischen Kristallinumgebungen durchgeführt, die als den kanadischen Begebenheiten weitgehend ähnlich eingestuft wurden. Der bereits in Fertigungs- und Materialtests befindliche kanadische Endlagerbehälter *UFC II* (siehe Abschnitt 3.6.2.3) ist dabei sowohl für Kristallingesteine als auch für harte Sedimente ausgelegt; eine Entscheidung über das Wirtsgestein steht im Rahmen des kanadischen Standortauswahlprogrammes (siehe auch Abschnitt 2.4.15) noch aus.
- **Litauen** und **Ungarn** haben das schwedische KBS-3-Konzept übernommen und halten es im geologischen bzw. hydrogeologischen Vergleich der jeweils infragekommenden Wirtsgesteinformationen für ausreichend konservativ. So hat das ungarische tonbasierte Wirtsgestein bessere Rückhalteeigenschaften für wässrige Lösungen als der schwedische Granit, ist aber poröser als z. B. Tongesteine in Deutschland, was das Freisetzungsverhalten des Endlagersystems ungünstig beeinflusst. In Litauen wird nach entsprechenden Berechnungen eine Behälterlebensdauer von 1,6 Mio. Jahren prognostiziert [236], gegenüber den 100.000 Jahren des identischen KBS-Behälters im schwedischen Endlagerkonzept [274].
- Das **slowakische** Behälterkonzept ist eine Projektstudie der tschechischen Industrie (Škoda), die daher große Ähnlichkeit zum tschechischen Behälterkonzept aufweist (siehe Abschnitt 3.6.2.5) und aufgrund der weitgehend ähnlichen Geologie der beiden Nachbarländer als geeignet betrachtet wird. Dieses Behälterkonzept profitiert dementsprechend von den in der Tschechischen Republik durchgeführten Forschungs- und Erkundungsaktivitäten.

3.3.1 Zeitrahmen der Endlagerprogramme und Verfügbarkeit der Behälter

Ein wesentlicher Punkt in der Zeitplanung eines Endlagerprojektes ist dabei das Behälterkonzept, das als Bestandteil des Endlagerkonzeptes und des zugehörigen Sicherheitsnachweises bis zum Zeitpunkt des Genehmigungsantrages durch den Betreiber des Endlagers erstellt, evaluiert und gegebenenfalls getestet sein muss. Für den planmäßigen Betrieb des Endlagers, d.h. die Einlagerung der radioaktiven Abfälle, ist nicht nur das Behälterkonzept bis zum zugelassenen Endlagerbehälter fortzuentwickeln, sondern darüber hinaus auch die Produktion, Prüfung und Abnahme sowie Beladung der Behälter in ausreichender Zahl zu gewährleisten. Die dahingehende, z. B. im schwedischen Konzept (siehe Abschnitt 3.6.2.2.2) verankerte Anforderung an die Machbarkeit einer großtechnischen Fertigung von 200 Behältern jährlich, geht aus dem Endlagerkonzept und den darin zugrundegelegten Einlagerungsmengen und -raten hervor, stellt aber ihrerseits Anforderungen an die Entwicklung und Qualitätssicherung einer industriellen Fertigungs- und Prüfinfrastruktur, an die benötigten Rohstoff- und Materialströme sowie an die

Aufgabenverteilung an entsprechend qualifizierte oder zu qualifizierende Auftragnehmer. Der notwendige Weg vom Behälterkonzept über die Fertigung von Prototypbehältern und Prüfkörpern bis hin zur industriellen Bereitstellung der zur planmäßigen Einlagerung notwendigen Stückzahlen geprüfter Behälter in das Endlager benötigt eine Vorbereitungs- und Vorlaufzeit, die den Auswahlprozess und die Designentscheidung für den Endlagerbehälter deutlich vor den Beginn des Endlagerbetriebes terminiert. Eine Übersicht über die bisherigen Zeitrahmen der Endlagerprogramme ist in Tabelle 16 gegeben.

In **Schweden** wurde 2009 der Standort Forsmark für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle ausgewählt. Die Lizenzanträge nach schwedischem Umweltrecht [378] und Atomrecht [379] für Bau und Betrieb des Endlagers wurden 2011 eingereicht. Der voraussichtliche Baubeginn des Endlagerbergwerkes ist 2020, die Inbetriebnahme 2030. Die Konzeptionierung der Behälterfabrik und Konditionierungsanlage („Clink“) begann 2016; Baubeginn ist nach derzeitigen Planungen 2022, die Inbetriebnahme soll ebenfalls 2030 erfolgen [256]. Bei diesen Daten ist zu beachten, dass das Behälterkonzept für das einzige potenzielle Wirtsgestein in den frühen 1990er-Jahren entwickelt worden ist und im Wesentlichen seit 1994 in seiner heutigen Form feststeht [380]. Das Behälterlaboratorium in Oskarshamn wird seit 1998 betrieben; hier wurden schwerpunktmäßig die Schweißverfahren für den Verschluss des beladenen Behälters erprobt, insbesondere das Rührreibschweißen (*friction stir welding*, FSW). Auch die für die Qualitätskontrolle unerlässlichen zerstörungsfreien Prüfverfahren für den Behältermantel und die Schweißnähte wurden hier entwickelt [256]. Je nachdem, ob man vom heutigen KBS-3-Konzept (ab 1994) ausgeht oder von den 2010 für die Genehmigungsverfahren zu Bau und Betrieb des Endlagers zusammengestellten Berichte zu Design, Fertigung und Neuzustand [275] bzw. zum Behälterverhalten im Endlagersystem [381] beträgt der Vorlauf des Behälterkonzeptes zum Endlagerbetrieb 20...36 Jahre. Die Produktionskapazität der konzeptionierten Behälterfabrik ist mit ca. 200 Behältern jährlich ebenfalls seit mindestens 1998 in den Grundannahmen für die Behälterentwicklung enthalten [274]. In **Finnland** stellte die Posiva Oy 2012 den Antrag auf Baugenehmigung für ein Endlager, die 2015 erteilt wurde. Bis 2020 soll die Betriebsgenehmigung beantragt werden. Ein Betrieb ist ab 2022 geplant [382]. Gegenüber dem finalen Gesamtkonzept für den gemeinsam mit Schweden entwickelten Behälter von 2012 [383] bedeutet dies einen Vorlauf von 10 Jahren [383].

Die **Republik Korea** betrieb bis mindestens 2002 eine „wait and see“-Strategie [384]; in einem Artikel von 2007 wurde, basierend auf den zu diesem Zeitpunkt angenommenen Reaktorlaufzeiten, eine Einlagerung ausgedienter CANDU-Brennstabbindel ab 2040 und eine Einlagerung ausgedienter DWR-Brennelemente ab 2065 angenommen [220]. Planungsunsicherheiten hinsichtlich der zukünftigen Energiepolitik schließen definitive Prognosen derzeit aus.

In **Frankreich** wurde die Behälterentwicklung im Wesentlichen mit den im *Dossier 2005* vorgestellten Ergebnissen abgeschlossen, auch wenn im Zuge z. B. der *Étape 2009* und den Berichten zur Langzeitsicherheit während der Betriebsphase und in der Nachverschlussphase (*Dossier d'options sûreté*) Details angepasst worden sind (vergleiche auch Abschnitt 3.6.3.2). Die Standortauswahl erfolgte hier ebenfalls schrittweise, aber am selben Ort: Die Maas-Obermarne-Region war bereits 1994-96 Ort geologischer Erkundungen und wurde schließlich 1998 als Standort für ein Untergrundlaboratorium ausgewählt. Die ab 2000 im Untergrundlabor in Bure durchgeführten Arbeiten dienten der Erkundung des lokalen callovo-oxfordischen Tonsteins hinsichtlich seiner Eigenschaften als Wirtsgestein für ein Endlager. Aufgrund der dort gewonnenen Erkenntnisse – zusammengefasst im „*Dossier 2005: Argile*“ [162] – wurde dann 2006 die Errichtung eines Endlagers beschlossen. In einer 2009 festgelegten 30-km²-Zone um Bure wurde 2013 der Standort bestätigt; bereits 2011 wurde die Andra autorisiert, ihr

Untertagelaboratorium bis zum ursprünglich geplanten Einlagerungsbeginn 2030 weiterzubetreiben [385]. Ausgehend von der endgültigen Bestätigung des Standortes 2013 und dem derzeit projektierten Baubeginn nach der Lizenzierung 2022 bzw. dem Beginn der Einlagerungsaktivitäten 2025...2035 wird das Behälterkonzept einen Vorlauf von ca. 20 Jahren vor der Einlagerung haben [386].

Land	Wirtsgestein	Standort	Standortauswahl	Lizenz	Betrieb	Quelle
Belgien	Tonstein	<i>offen</i>				[112]
Deutschland	<i>offen</i> (Steinsalz/ Tonstein/ Kristallin)	<i>offen</i>	bis 2031	<i>offen</i>		[135]
Finnland	Kristallin	Olkiluoto	2001	≈ 2020	ab 2022	[152, 355]
Frankreich	Tonstein	Dpt. Obermarne	2013	2022	≥ 2025	[385, 386]
Großbritannien	<i>offen</i> (Steinsalz/ Tonstein/ Kristallin)	<i>offen</i>	<i>noch kein Zeitplan</i>			[387, 388]
Kanada	Kristallin / Sediment	<i>offen</i> (5 Kandidaten)	<i>zeitlich nicht begrenzt</i>			[114]
Rep. Korea	Kristallin	<i>offen</i>	<i>k. A.</i>		> 2040(?)	[220]
Schweden	Kristallin	Forsmark	2009	≈ 2020	≈ 2030	[271]
Schweiz	Tonstein	<i>offen</i> (3 Kandidaten)	2030	ab 2024	2060	[280]
Tschechien	Kristallin	<i>offen</i> (7 Kandidaten)	2025	vor 2050	2065	[311]
Vereinigte Staaten von Amerika	Tuff	Yucca Mountain	1987	beantragt 2009	2016	[389]
	<i>offen</i>	<i>offen</i>	2026	2042	2048	[332]

Tabelle 16: Standortauswahlverfahren in den in Abschnitt 3.6 eingehender betrachteten fortgeschrittenen Endlagerprogrammen. Zu den genauen Standorten bzw. Standortkandidaten siehe auch Tabelle 17.

In der **Schweiz** wird ein Referenzkonzept für Endlagerbehälter sowohl für Kokillen als auch für ausgediente Brennelemente entwickelt (siehe Abschnitt 3.6.3.3), während parallel dazu weitere mögliche Behälterkonzepte betrachtet werden [390]. Die endgültige Festlegung auf ein Behälterkonzept – das Referenzkonzept oder ein anderes – soll so lang wie möglich aufgeschoben werden, um auf während der Standortauswahl neu hinzukommende Informationen sowie zum Zeitpunkt der Einlagerung möglichst aktuelle Kenntnisse in der nationalen und internationalen Behälterforschung zurückgreifen zu können. Bei einem veranschlagten Beginn der Errichtung des Endlagerbergwerkes um das Jahr 2045 und einem Betriebsbeginn ab 2060 soll die Entscheidung für ein Behälterkonzept um 2035 fallen [287], was gegenüber dem Betrieb, und damit der Behältereinlagerung, einem Vorlauf von 25 Jahren entspricht.

Im Antrag auf eine Betriebsgenehmigung für das Yucca-Mountain-Projekt (YMP) in den **Vereinigten Staaten von Amerika** wurden bereits 2008 die aus dem TAD-Behälterkonzept („*Transport, Ageing and Disposal*“, siehe Abschnitt 3.6.6.1.1) abgeleiteten Anforderungen an das Endlagersystem und die Betriebsabläufe beschrieben [391]. Die Aufnahmeleistungen für radioaktive Abfälle wurden folgendermaßen beziffert:

- Im ersten Betriebsjahr 400 t_{SM} ziviler Abfälle (HLW und BE), mindestens 3 Behälter mit ausgedienten Brennelementen der Marine (siehe Abbildung 109) sowie 66 BE-Behälter und 193 HLW-Behälter des Energieministeriums (DoE, siehe Abbildung 108).
- Im zweiten bis vierten Betriebsjahr zusammen 3.800 t_{SM} ziviler Abfälle (BE und HLW), mindestens 15 BE-Behälter der Marine sowie mindestens 257 BE-Behälter und 1.143 HLW-Behälter des Energieministeriums.
- Ab dem fünften Betriebsjahr jährlich 3.000 t_{SM} ziviler Abfälle (BE und HLW), mindestens 15 BE-Behälter der Marine sowie 179 BE-Behälter und 763 HLW-Behälter des Energieministeriums.

Legt man das Jahr 2008 für die Konzipierung der Massenströme fest, und berücksichtigt, dass das Behälterkonzept als Bestandteil des Entsorgungskonzeptes, des Endlagerkonzeptes und des Sicherheitsnachweises zu diesem Zeitpunkt bereits festgelegt war, so suggeriert der Zeitplan des YMP [389] einen Vorlauf von 4 Jahren vor der Erteilung der Baugenehmigung, 7,5 Jahre vor der Bauabnahme der ersten Betriebsbereiche und 8,5 Jahre vor Beginn der ersten Behälterannahmen und -einlagerungen. Nach dem Finanzierungsstopp für das Lizenzierungsverfahren des YMP 2010, dem von der Blue Ribbon Commission 2013 empfohlenen Neubeginn des Endlagerprogrammes und des Standortauswahlverfahrens in den Vereinigten Staaten [392] sowie der 2017 beschlossenen aber noch nicht wieder aufgenommenen Weiterfinanzierung des YMP [328] sind derzeit keine Aussagen zum weiteren Ablauf der Schritte des amerikanischen Endlagerprogrammes möglich.

3.4 Gruppierung der betrachteten Endlagerprogramme nach Wirtsgesteinen

Zusammen mit der Evaluation des jeweiligen Entsorgungsprogrammes wurde für die betrachteten Länder auch die voraussichtliche Bandbreite potenzieller Wirtsgesteine erfasst (Gesamtdarstellung in Abbildung 39). Eine Zusammenstellung der für die beabsichtigten, untersuchten oder bereits ausgewählten Wirtsgesteine verfügbaren Informationen – insbesondere Tiefe des zu errichtenden Endlagerbergwerkes und Druck – sind in Tabelle 17 aufgeführt. In der Gruppe der als relevant eingestuften 11 Länder ist jedes der drei in Deutschland vorhandenen potenziellen Wirtsgesteine – Kristallin, Ton und Salz – vertreten:

Kristallingestein [393] ist das geplante Wirtsgestein für die Endlager in **Schweden** und **Finnland**, in **Kanada**, in der **Republik Korea** und der **Tschechischen Republik**. Als alternatives Wirtsgestein zieht **Kanada** noch verdichtete Sedimentschichten in Betracht. **Frankreich** hat als Alternativkonzept zur Endlagerung im Tonstein ein Konzept für die Endlagerung im Kristallingestein (*Dossier 2005 Granite*) vorgelegt [166]. Wesentliches Merkmal kristalliner Gesteine sind neben der hohen mechanischen Festigkeit des Gesteins die durch zahlreiche Klüfte und Risse gegebene Zuführung wässriger Lösungen in das Endlagersystem. Um die direkte Umgebung des Behälters mechanisch gegen Gebirgsbewegungen und auftretende Spannungen abzufedern, vor Allem aber um den Zutritt von wässrigen Lösungen zu den Abfallgebinden über möglichst lange Zeiträume zu unterbinden oder zumindest einzuschränken und nach einem möglichen Versagen der Behälterfunktion des sicheren Einschlusses den Austrag von Radionukliden in das

umgebende Gesteins- und Grundwasser einzuschränken, sind daher in den betrachteten Endlagerkonzepten in kristallinem Gestein den Behälter umgebende geotechnische Barrieren in der Form eines *buffers* aus Bentonit vorgesehen (siehe Tabelle 24).

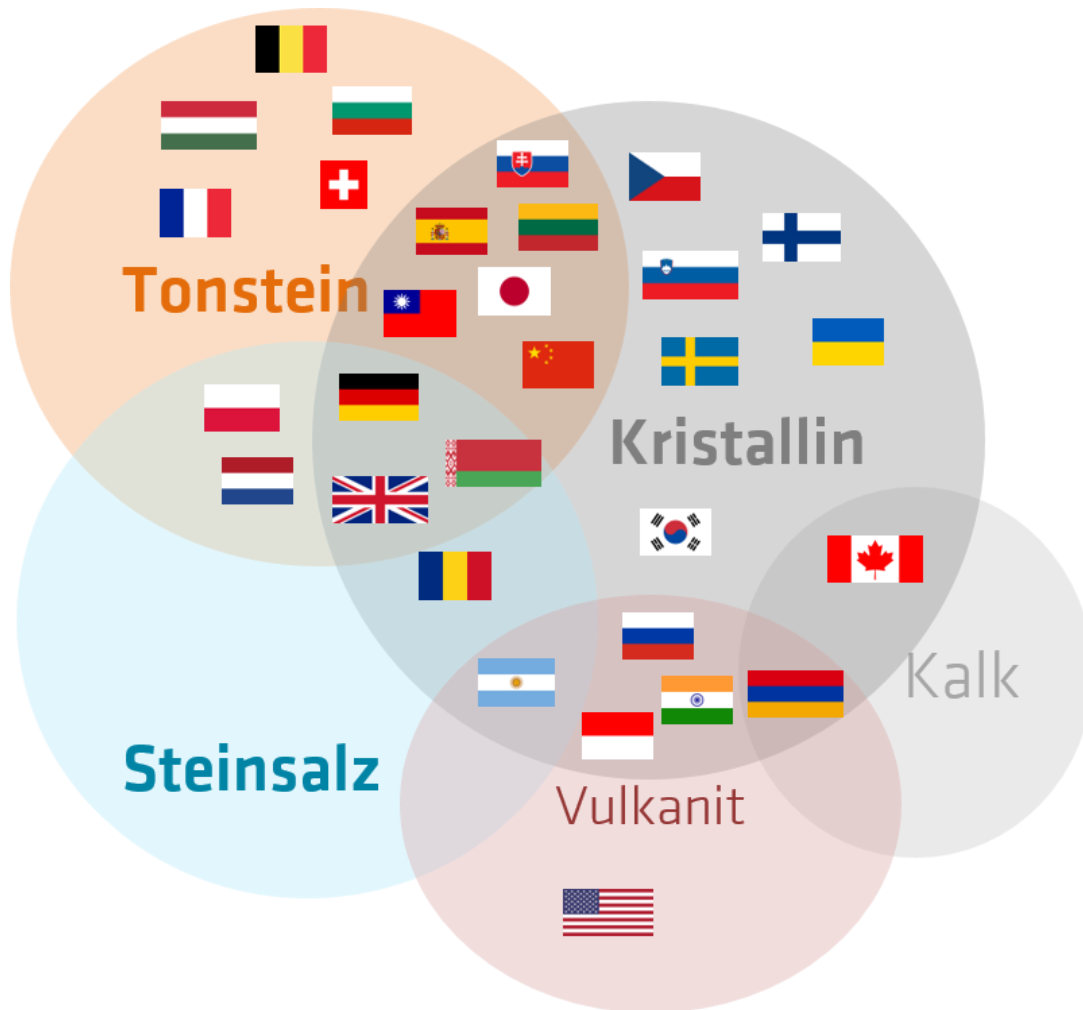


Abbildung 39: Darstellung potenzieller Wirtsgesteine für HLW/BE-Endlager für die 30 Länder aus der vorliegenden Studie (siehe die Länderübersichten im Abschnitt 2.4), zu denen entsprechende Informationen vorliegen. Farblich hervorgehobene Flaggen deuten auf Länder mit fortgeschrittenen Endlagerprogrammen, zu denen in Abschnitt 3.6 Informationen zu Behälteranforderungen und -konzepten vorgestellt werden.

Tonstein [394] ist das geplante Wirtsgestein für die Endlagerung radioaktiver Abfälle **Frankreich**, **Belgien** und der **Schweiz**. Gegenüber Kristallingesteinen weist Tonstein intrinsische Wasserhalteeigenschaften auf, die den Wasser- und Ionenaustausch zwischen Behälternahefeld und grundwasserführenden Gesteinsschichten bzw. Biosphäre und damit den Transport wässriger Lösungen zu und von den Abfallgebinden stark einschränken.

Die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in **Steinsalz** [395] wurde in großem Maßstab von **Deutschland** erforscht. Für die generischen Untersuchungen von Evaporiten im britischen Entsorgungsprogramm dienen die Arbeiten im Erkundungsbergwerk Gorleben und die für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle entwickelten Konzepte POLLUX® und BSK als Referenz [396, 377]. Analoge Forschungen für schwach- und mittelaktive Abfälle mit geringer Wärmeentwicklung für das U.S.-amerikanische *Waste Isolation Pilot Plant* (WIPP) wurden teilweise in Kooperation mit deutschen Forschungen durchgeführt [397, 398] und ist aufgrund der unterschiedlichen endzulagernden Abfallform im Rahmen des Vorhabens „KoBrA“ nicht von Bedeutung.

Wirtsgestein	Land	Ort	Gestein	Teufe [m]	Druck [MPa]	Quelle
Kristallingestein	Schweden	Äspö Forsmark	Granit	500	≤ 39	[150, 399]
	Finnland	Olkiluoto	Granit	420 bis 450	≤ 30	[154]
	Kanada	Hornepayne, Manitouwadge, Ignace	Granit	≈ 500	≤ 40	[197, 209, 208]
		Huron-Kinloss, South Bruce	Kalkstein			
	Korea	<i>generisch</i>	Granit	500	5	[219, 217]
	Schweiz	<i>Grimsel</i>	granitische Lamprophyre	450	≤ 40	[400, 401, 402]
	Tschechien	<i>Bedřichov, Josef</i>	Granit	600		[311, 403]
		<i>Bukov</i>	Gneiss, Migmatite			
Tonstein	Belgien	<i>Mol</i>	Boom-Tonstein	240	4,5	[404, 405]
	Frankreich	Bure	callovo-oxfordischer Tonschiefer	525	≈ 1 2 (500 m)	[159, 385, 162]
	Schweiz	<i>Mt. Terri, Jura Ost, Zürich Nordost, Nördlich Lägern</i>	Opalinus-Ton	400 bis 900	≤ 22 bis 29	[286, 390, 100]
Steinsalz	Deutschland	Gorleben	Steinsalz	870	18	[406, 407]
Tuff	Vereinigte Staaten	Yucca Mountain	Tuffstein	≥ 200	unverfüllte Strecken	[408]

Tabelle 17: Untersuchte und potenzielle Wirtsgesteine. Aufgelistet sind untersuchte Orte, Gesteinsart und Druck. **Fett gedruckte Orte** sind Endlagerstandorte, *kursiv geschriebene Orte* sind Untergrundlaboratorien. Gorleben ist ein *Erkundungsbergwerk*.

Weitere **britische** Studien zu Endlagerkonzepten in weichem Gestein (Tonstein) oder hartem Gestein (Kristallingestein, Metamorphite, Evaporite) dienen hier als Anknüpfungs- und Vergleichspunkte **generischer Forschung**, insbesondere zu Material- und Behälterigenschaften. Ähnlich werden auch die in den **Vereinigten Staaten von Amerika** entwickelten Behälterkonzepte für das Yucca-Mountain-Projekt als Referenzquelle für generische Forschungsergebnisse betrachtet, da sowohl die Einlagerungstechnik (in unverfüllten Strecken) als auch das weitergehende Wirtsgestein (Tuff) für das deutsche Entsorgungskonzept nicht übertragbar sind.

3.4.1 Mikrobielle Aktivitäten im Behälternaufeld

Die Barrieren des Endlagersystems, insbesondere Behälter und eingebrachte geotechnische Barrieren, sind im Endlagerbergwerk nicht nur den physikalisch-chemischen Einflüssen wie Gesteinsdruck und -bewegung und chemischer Korrosion ausgesetzt, sondern auch dem im Wirtsgestein befindlichen und durch die Errichtung des Endlagersystems gestörten mikrobiellen Ökosystem [409], das Einfluss auf das Korrosionsverhalten der Behältermaterialien haben kann [410, 411, 412, 413, 414, 415, 416, 417, 418, 419]. In sauerstofffreier Umgebung können verschiedene Mikroorganismen die in ihrem Stoffwechsel notwendige Zufuhr chemischer Energie durch Redoxprozesse wie z. B. die Reduktion von Eisen aus Bentonit oder aus der Behälterwand gewinnen [420, 421]. Begrifflich werden hier Mikroorganismen betrachtet, die Bakterien, Archaeen und Eukaryoten umfassen können. Unter letzteren sind insbesondere Pilze hervorzuheben [422], aber auch zu Algen wurden entsprechende Untersuchungen angestellt [423], was die Vielfältigkeit der möglichen organismischen Einflussfaktoren hervorhebt. Auch sulfatreduzierende Bakterien als Eisenoxidierer stehen im Fokus von Untersuchungen [424, 425, 426, 427]. Insbesondere eisenbasierte Behälterkonzepte sind daher anfällig für mikrobiell induzierte Korrosion (MIC) [428, 429]. Die Interaktion verschiedener kommensaler Kulturen im Mikrobiom, z. B. von Sulfidbildnern [430, 431, 432] und Spezies mit chemotropher Sulfidoxidation müssen hier ebenfalls beachtet werden. Die bereits im Gestein vorkommenden Populationen können sich dabei im Endlagerbetrieb durch Kontamination mit ortsfremden Mikroorganismen ebenso in ihrer Zusammensetzung und damit auch in ihrer Relevanz für die Auslegung der geotechnischen Barrierensysteme verändern wie durch die Einbringung von z.B. organischen Stoffen und letztlich auch Sauerstoff in die normalerweise anoxischen Biome [433, 434, 435]. Weltweit werden daher die Verbreitung und Stoffwechselphysiologie verschiedener Mikroorganismen erforscht [436, 437, 438, 439], auch in-situ in Minen [440] und verschiedenen Untergrundlaboratorien [441, 442], sowohl in kristalliner Umgebung [443, 444, 445, 446, 447, 448] als auch in Ton- und Kalksteinformationen [449, 450].

Für die Charakterisierung der zugrundeliegenden Biome ist dabei von Bedeutung, dass das Vorkommen von Mikroorganismen nicht an ein bestimmtes Wirtsgestein gebunden ist. Tatsächlich wurden verschiedene Bakterienstämme und sogar Pilze [451] auch im per se trockenen Steinsalz nachgewiesen [452, 453, 454], wo sie in Soleeinschlüssen in den Salzkristallen [455] oder in Soleansammlungen in überlebensfähigen Dauerformen (eingetrocknet oder als Spore) überdauern [456, 457]. Diese kultivierbaren Mikroben sind im Salz selbst chemisch und biologisch inaktiv, also für Korrosionsprozesse nicht von Bedeutung, können aber z. B. bei Zutritt wässriger Lösungen mit geringerer Ionenaktivität wieder aktiv werden [458].

Die Toleranz von Mikroorganismen in saliner Umgebung ist dabei breit gefächert [459, 460, 461, 462]; eine unvollständige aber repräsentative Übersicht ist in Tabelle 18 gegeben. Auch das durch den zumindest nach der Einlagerung als intakt angenommenen Behälter emittierte Strahlungsfeld (vergleiche Abschnitt 3.5.5) hat auf verschiedene Mikroorganismen unterschiedliche Auswirkungen [463]; neben Bakterien mit einer erheblichen Strahlungsresistenz [464, 465, 466] gibt es sogar Organismen, die aus dem Strahlungsfeld selbst autotroph Energie gewinnen und so gedeihen [467, 468]. Chemische Resistenzen sind ähnlich breit gefächert; neben seiner Funktion als Korrosionsschutz weist Kupfer auch eine gewisse biozide Wirkung auf [469], was sich in niedrigeren mikrobiellen Aktivitäten auf der Oberfläche von mit Kupfer legierten Stählen oder Kupferbehältern niederschlägt [470], während andere Mikroorganismen auch Nickel-Kupfer-Legierungen [471, 472, 473] oder Kupfer [474, 475] besiedeln können. Im belgischen Endlagerkonzept (siehe Abschnitt 3.6.3.1) wird ein konstant hoher pH-Wert als Voraussetzung für die Hemmung mikrobieller Aktivitäten

angenommen, was auch die Erforschung von alkalitoleranten Mikroorganismen mit sich bringt [476, 477, 478]. Auch die Bedingungen im Bentonit-*buffer* beeinflussen die mikrobielle Aktivität im Behälternahefeld; ein ausreichend hoher Schwellendruck und die Trockendichte sind hier bevorzugte Parameter zur Einschränkung mikrobiell induzierter Korrosionsprozesse [479, 480]. Die Temperatur nahe der Behälteroberfläche, die ihrerseits auch direkten Einfluss auf die für das Wachstum von Kulturen bedeutsamen Parameter der *buffer*-Konsistenz und -dichte sowie des Wassergehaltes hat, ist für die vorhandenen Mikrobiome von zentraler Bedeutung, und eine deutliche Aktivitätsabnahme, allerdings auch hier art- und umgebungsabhängig, konnte bereits bei Temperaturen zwischen 60 °C und 80 °C beobachtet werden [481]; hier liegt der Fokus der Auslegungsberechnungen und Konzeptstudien allerdings auch weiterhin auf dem thermisch-chemisch-physikalischen Verhalten der geotechnischen Barrieren, was aber angesichts der angestrebten Grenzwerte zumindest über die thermische Phase (siehe Tabelle 22) als abdeckend angenommen werden kann.

	Prozess	halotoleranter Repräsentant	geschätzte maximale tolerierte Salinität [g/l]
Sulfatreduzierer	vollständige Oxidation	<i>Desulfobacter halotolerans</i>	130
	unvollständige Oxidation	<i>Desulfovibrio rethaense</i>	240
Fermentierer	L-Arginin	<i>Halobacterium salinarum</i>	gesättigt
	Kohlenhydrate	<i>Halanaerobium spec.</i>	≥ 300
Methanbildner	aus H ₂ +CO ₂	<i>Methanocalculus halotolerans</i>	120
	aus Acetat	<i>Methanosarcina acetivorans</i>	60
	aus Methylaminen	<i>Methanohalobium evestigatum</i>	250
Acetatbildner	aus H ₂ +CO ₂	<i>Acetohalobium arabaticum</i>	250
Chemoautotrophe	Ammoniumoxidation	<i>Nitrosococcus halophilus</i>	94
	Sulfidoxidation	<i>Halothiobacillus halophilus</i>	240

Tabelle 18: Übersicht über repräsentative halotolerante Mikroorganismen mit endlagerrelevantem Stoffwechsel; aus [482].

Allgemein muss, nicht nur hinsichtlich des Vorkommens von flüssigem Wasser in Form von wässrigen Lösungen, sondern auch bezüglich anderer Umwelteinflüsse wie Temperatur, Nahrungsquellen und Umgebungschemie (pH-Wert, Ionen) generell davon ausgegangen werden, dass vorhandene Mikroorganismen außerhalb der artspezifischen Toleranzbereiche inaktiv sind, aber nicht abgestorben. Eine bereichsweise erfolgreiche oder nachhaltige Sterilisation des Endlagersystemes ist extrem unwahrscheinlich, und sobald die lokalen Bedingungen (z.B. infolge der mit zunehmender Lagerzeit und zurückgehender Zerfallswärmefreisetzung sinkenden Temperaturen in den geotechnischen Barrieren) Stoffwechselaktivitäten vorhandener Mikroben erlauben, muss angenommen werden, dass inaktive Dauerformen wieder aktiv werden und eine Vermehrung mit Besiedlung des betreffenden Bereiches durch vorhandene Stämme erfolgt.

Ebenfalls wichtig ist die Feststellung, dass die geologischen Biome genau wie die zugrundeliegenden geologischen und hydrogeologischen Gegebenheiten, stark lokal geprägt

sein können [483, 484, 485, 486, 487]. Allgemeine Untersuchungen der Mikrobenpopulationen in Kristall- und Grundwasser können Hinweise auf vorkommende Arten und Stämme liefern [488, 489, 153, 490, 491], aber eine vollständige Abklärung der mikrobiellen Situation im Endlagersystem muss parallel zu Erkundung, Errichtung und Betrieb vor Ort erfolgen, um die Auswirkungen der vorhandenen Mikroorganismen auf die Korrosionsprozesse und damit auf die Lebensdauer der eingebrachten Abfallgebinde zu bewerten [492]. Vorkommen von Methan oder anderen Organika [493] sowie Schwefelverbindungen als Nährböden für relevante Bakterienstämme sollten in der geologischen Erkundung miterfasst werden [494, 495, 496].

3.4.2 Hydrochemisches Milieu in den Wirtsgesteinen

Eine weitere Grundlage der Bewertung der Korrosionsbeständigkeit geotechnischer Barrieren sowie des Lösungs-, Rückhalte- und Transportverhaltens verschiedener Nuklide ist die lokale Wasserchemie im Behälternahfeld. Neben der Ausgangsbasis für die Bewertung biologischer Einflussfaktoren sind es hier die direkten chemischen Einwirkungen auf die geotechnischen und technischen Barrierensysteme, die das lokale hydrochemische Milieu im Endlagersystem zu einem zentralen Bestandteil eines jeden Auslegungs- und Sicherheitskonzeptes machen. Da der Fokus des Vorhabens auf dem Behälter liegt, soll an dieser Stelle ein kleiner Überblick über verschiedene internationale Experimente zur Analyse der in den erkundeten Wirtsgesteinen vorgefundenen Lösungen (siehe Tabelle 19) genügen.

	Land	Bezug	Temperatur	pH-Wert	Eh-Potential [mV]
Granit-gestein	Finnland	Experiment TILA-99	25 °C	7...9	- (374...254)
	Japan	Projekt H12	25 °C	8,4	-276
	Spanien	ENRESA PA 2000	25 °C	7...11	-260
Tonstein	Belgien	Experiment Mol	25 °C	8,2	-275
	Kanada	Experiment AECL 1994	25 °C	5...10	0...0,5
	Frankreich	Experiment Andra 2001	25 °C	7...8,5	-200
	Spanien	ENRESA PA 1999	25 °C	7...9	-(400...260)
	Schweiz	Opalinuston	25 °C	7,25	-193,6

Tabelle 19: Hydrochemisches Milieu im Behälternahfeld [497]

3.5 Grundlegende Anforderungen an die Behälter

Die sich aus den zentralen Schutzziele des Endlagergebundes (vergl. Abschnitt 1.2) ergebenden Anforderungen an den sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars, an den Kritikalitätsausschluss und die Begrenzung von Temperaturen und Dosisleistung zum Schutz des Barrierensystems und des eingesetzten Personals bilden im Rahmen der untersuchten Behälterkonzepte einen Kern grundlegender Anforderungen, die in jedem der betrachteten Länder formuliert sind. In den anschließenden Abschnitten werden die gefundenen Informationen zu diesen Anforderungen daher wirtsgesteins- und landesspezifisch aufgeführt. Ergänzend werden auch Informationen zu Rückholbarkeit und Bergbarkeit dargestellt.

3.5.1 Kritikalitätsausschluss

Die Endlagerung von radioaktiven Abfällen, die in großem Umfang spaltbare Radionuklide¹² enthalten, erfordert zum Schutz des barrierensystems bzw. während des Betriebes und für eine mögliche spätere Rückholung oder Bergung der Gebinde den dauerhaften Ausschluss einer selbsterhaltenden nuklearen Kettenreaktion im Endlagersystem. Als Kennwert für das Verhalten eines Systems, das spaltbare Isotope enthält, wird der effektive Neutronenmultiplikationsfaktor k_{eff} herangezogen [498]. In einem unterkritischen System ($k_{\text{eff}} < 1$) werden zu jedem Zeitpunkt mehr Neutronen absorbiert als aus Kernreaktionen freigesetzt werden. Das System wird dann von Zerfallsprozessen dominiert, die zu einem Abklingen der Aktivität und der Wärmeleistung mit der Zeit führen. In einem kritischen System ($k_{\text{eff}} = 1$) werden ebenso viele Neutronen durch Kernreaktionen freigesetzt wie absorbiert; es kommt zu einem weiteren Aufbau hochradioaktiver Spaltprodukte und Aktivierungsprodukte. Strahlungsdosisleistung und Wärmeleistung sind gegenüber einem unterkritischen System deutlich erhöht bzw. nehmen sogar zu. In einem hypothetischen überkritischen System ($k_{\text{eff}} > 1$) käme es zu einem exponentiellen Anwachsen der Spaltrate, wodurch große Strahlungsdosen und Wärmemengen in kurzer Zeit freigesetzt würden [499]. Zum Schutz des Barrierensystems muss daher über den gesamten Nachweiszeitraum nachgewiesen werden, dass ein kritischer Zustand ausgeschlossen werden kann [5, 7].

Der Kritikalitätsausschluss ist eine international weitgehend einheitliche Anforderung, nicht nur an Endlagergebäude bzw. das Endlagersystem, sondern an alle Lager- und Verarbeitungssysteme, in denen spaltbare Radionuklide gehandhabt, genutzt oder gelagert werden. Bei der Auslegung von Anlagen und Komponenten wird hierzu allgemein eine Sicherheitsmarge des Kennwertes $k_{\text{eff}} < 1$ genutzt, eine Praxis, die auch von den Sicherheitsstandards der IAEA übernommen wurde [498]. In den hier detailliert betrachteten Endlagerprogrammen aus **Belgien** [500, 404], **Finnland** [154], **Frankreich** [102], **Großbritannien** [501], **Kanada** [502], der **Republik Korea** [217], **Schweden** [275], der **Schweiz** [282] und den **Vereinigten Staaten** [503] muss für den Kritikalitätsausschluss ein effektiver Neutronenmultiplikationsfaktor (inklusive aller Berechnungsunsicherheiten) von $k_{\text{eff}} < 0,95$ für die reaktivste denkbare Anordnung nachgewiesen werden. Auch in **Deutschland** gilt ein Grenzwert von $k_{\text{eff}} < 0,95$ für die reaktivste denkbare Anordnung [5], allerdings soll nach dem Entwurf der zukünftigen Endlagersicherheitsanforderungsverordnung nach dem Ende der Bergbarkeitsphase (500 Jahre nach dem geplanten Verschluss des Endlagers) eine reduzierte Bedingung von $k_{\text{eff}} < 0,98$ gelten [7]. In der **Tschechischen Republik** galt bis 2016 ein Kriterium von $k_{\text{eff}} < 0,95$ und zusätzlich $k_{\text{eff}} < 0,98$ bei angenommener optimaler Neutronenmoderation und -reflexion [504]. Seitdem wurde ein Kriterium eingeführt, das in Anlehnung an die Vorgaben zur Kritikalitätssicherheit aus dem Transportrecht [505] Grenzwerte für einen „Kritikalitätssicherheitsindex“ vorsieht, der aus den spezifisch gewichteten Massenanteilen verschiedener Radionuklide errechnet werden kann [506].

Für den Kritikalitätsausschluss muss beachtet werden, dass sich durch Zerfallsprozesse das Nuklidinventar in den Endlagergebäuden und dadurch auch das Kritikalitätsverhalten verändert. So trägt beispielsweise der Zerfall des spaltbaren Pu-241 zum Neutronenabsorber Am-241 zu einem je nach Inventar deutlichen Abfall von k_{eff} in den ersten ca. 100 Jahren bei, während der anschließend zunehmende Zerfall von Neutronenabsorbern sogar zu einem Überschreiten des ursprünglichen Wertes von k_{eff} führen kann (siehe Abbildung 40, (d)) [507].

¹² Hier wird ein begrifflicher Unterschied gemacht zwischen Brennstoffen und spaltbaren Stoffen. Brennstoffe enthalten (nach [498] und nach § 2 AtG [629]) Pu-239, Pu-241 oder höhere als die natürlichen Konzentrationen von U-233 oder U-235; spaltbare Stoffe umfassen neben den genannten Radionukliden noch eine Reihe weiterer Actiniden und Transuranelemente [630].

Auch müssen Änderungen der Geometrie betrachtet werden, z. B. durch chemische Vorgänge am oder im Gebinde, von der Korrosion des Endlagerbehältermaterials oder der Abfallmatrix bis zu einem möglichen Austrag und einer Ansammlung der Radionuklide nach dem Verlust der Endlagergebinde als wirksame Barriere [508]. Eine solche Aufkonzentration spaltbarer Isotope in den Einlagerungsbereichen wird nach **britischen** Forschungsergebnissen vor Allem für HEU-Abfälle (i. W. Brennelemente aus Forschungsreaktoren) in kristallinen Wirtsgesteinen für möglich gehalten, sowie bei einem frühen Behälterversagen im Wirtsgestein Ton; in trockenen Salzformationen hingegen wird ohne einen Zutritt wässriger Lösungen keine Auflösung der Gebinde angenommen, weshalb der Kritikalitätsausschluss hier durch die Gebinde dauerhaft erfolgen kann [509].

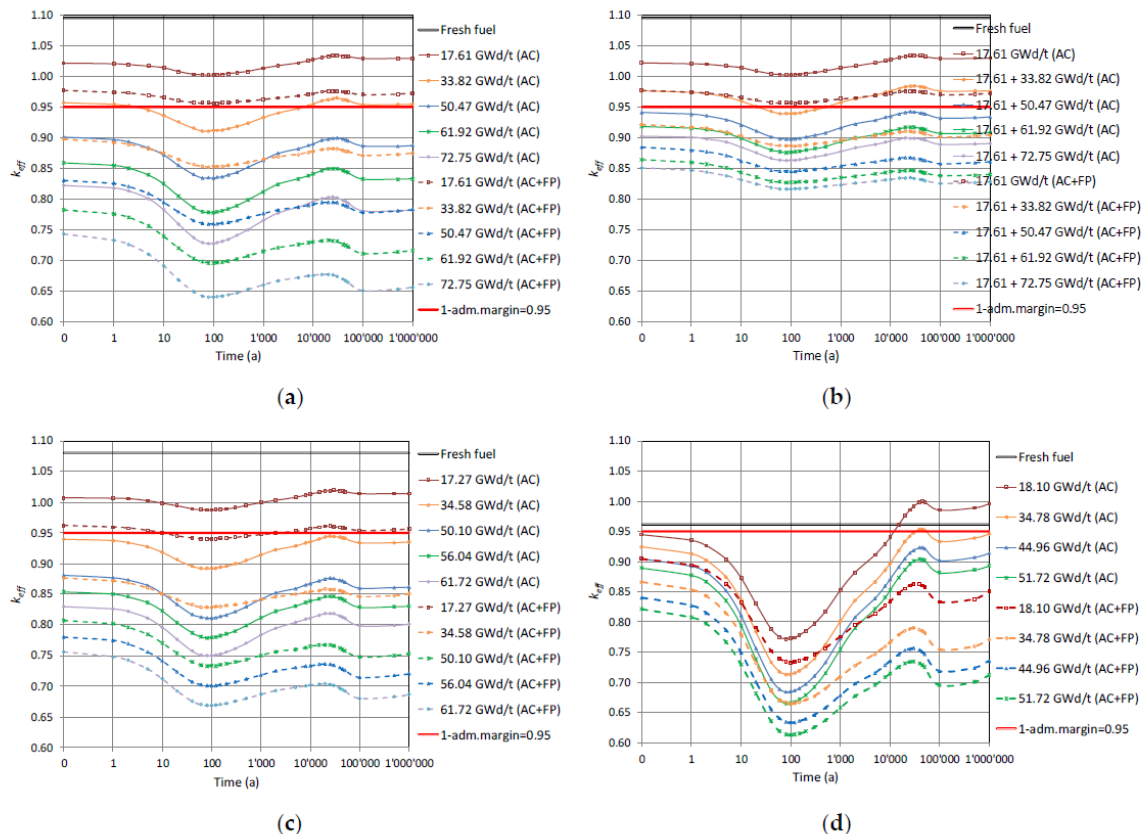


Abbildung 40: Kritikalitätsberechnungen für verschiedene Brennstoffe (a) bis (d) im Schweizer Referenzbehälter für 4 DWR-BE (vergleiche Tabelle 44). (a) bezeichnet Uranoxid, (d) Mischoxid (MOX). Der Behälter wird in der Modellrechnung als intakt angenommen (Zeitachse bis 1 Mio. Jahre) [631].

In **Kanada** wird das geforderte Kriterium k_{eff} implizit durch jedes bislang betrachtete System gewährleistet; aufgrund der Verwendung von unangereichertem Natururan in schwerwassermoderierten Reaktoren wurde mit $k_{eff} < 0,70$ unter allen getroffenen Annahmen eine inhärente Unterkritikalität der Abfälle festgestellt. In anderen Ländern wie **Finnland** [510] führten Parameterstudien für den Kritikalitätsausschluss auch unter ungünstigsten Bedingungen (z. B. Flutung des Gebindes) zur Definition von Mindestabbränden oder zu Optimierungen der Anordnungen. In **Schweden** [511] wird zusätzlich auch die Materialzusammensetzung des KBS-3-Behälters selbst als möglicher Beitrag zum Kritikalitätsausschluss angesehen: Zur Minimierung der Neutronenmoderation werden für das Gusseisen des Innenbehälters ein Eisenanteil von $> 90\%$, ein Kohlenstoffanteil von $< 6\%$ und ein Siliziumanteil von $< 4\%$ gefordert [275].

In **Deutschland** wurden für die Behälterkonzepte POLLUX®-10 und BSK-3 Kritikalitätsberechnungen durchgeführt, wobei Referenzbrennstäbe mit Anfangsanreicherungen bzw. Endabbränden von 3,6% bei 20 Gwd/t_{SM}, 3,6% bei 40 Gwd/t_{SM} und 4,4% bei 55 Gwd/t_{SM} angenommen wurden. Für die trockenen und gefluteten „ungestörten“ Behälter wurde dabei das Kriterium von $k_{eff} < 0,95$ erfüllt [512]. Jedoch führen nach weitergehenden Berechnungen die daraus resultierenden Korrosionsprozesse und anzunehmenden Veränderungen von Geometrie und Zusammensetzung zu späteren Zeitpunkten fast ausnahmslos zu kritischen oder sogar überkritischen Anordnungen [508]. Ein Nachweis für einen Kritikalitätsausschluss über lange Standzeiten steht daher noch aus, wenschon Möglichkeiten für einen solchen Nachweis betrachtet worden sind [513]. Ohnehin ist die Gebindelebensdauer – und damit der Zeitraum, in dem das Endlagergebinde den Kritikalitätsausschluss gewährleisten muss – erst durch das noch zu erstellende Endlager- und Sicherheitskonzept festzulegen (siehe Abschnitt 3.5.3).

3.5.2 Mechanische Stabilität

Wesentlich für den sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars im Endlagergebinde ist die mechanische Integrität des Behälters als äußerer technischer Barriere des Endlagergebundes. Mechanisches Behälterversagen tritt ein vor, wenn der Behälter durch äußere oder innere mechanische Einwirkungen so weit belastet wird, dass es zum Hüllenriss oder -bruch kommt. Daher muss der Behälter die im Endlagersystem (aber auch während Handhabung und Transport, siehe hierzu den Bericht zum Arbeitspaket 2 [2]) auftretenden mechanischen Lasten abtragen können. Für die näher betrachteten Behälterprogramme sind in Tabelle 20 die wesentlichen mechanischen Auslegungsgrößen – isostatischer und anisostatischer Druck auf die Behälterhülle – zusammengetragen.

Land	Gestein	p_{iso} [MPa]	σ_{aniso} [MPa]	Nachweis	Quelle
Schweden	Kristallin	45		konservative Addition; Behältertests	[514]
Finnland		44			[154]
Kanada		45		konservative Schätzung	[209]
Tschechien		≥ 20		Berechnungen, Modell	[515, 312]
Rep. Korea		≥ 15		Berechnungen	[217]
		39,8	46,1	generische FE-Berechnungen der Außenhülle	[222]
Frankreich		Tonstein	12		hydrostatisch + Schwelldruck Bentonit
Frankreich				Wandstärke, Schweißnaht	[162]
Belgien	10			Berechnungen, Tests, Experimente an Demonstratoren	[516, 405]
Schweiz	22 (vert.)		29 (horiz.)	ungünstigste Behälterlage in 900 m Tiefe + Schwelldruck	[100]
Deutschland (bis 2013)	Steinsalz (VSG)	30	20-25	Werkstofftests, Prüfung von Modellen, Prototypen und Mustern	[142]

Tabelle 20: Statische Lasteinwirkungen auf Endlagerbehälter in unterschiedlichen Wirtsgesteinen

Eine der wesentlichsten Einflussgrößen des Behälters auf das gesamte Endlagerkonzept ist der Zeitrahmen, in welchem die Hauptsicherheitsfunktion des sicheren Einschlusses jeglichen radio- und chemotoxischen Inventares gewährleistet wird bzw. im Rahmen der zu erbringenden Sicherheitsnachweise angenommen werden kann. Während die Unterkritikalität als Sicherheitsfunktion über den gesamten Endlagerzeitraum von vornherein planerisch vorausgesetzt werden muss und die Ableitung der freigesetzten stetig sinkenden Zerfallswärmeleistung vor allem für die frühen Endlagerphasen (wenige Jahrzehnte bis Jahrhunderte) bedeutsam ist, stellt das Versagen der Behälterintegrität einen wichtigen Zwischenpunkt in der zeitlichen Entwicklung des Endlagersystems dar. Einerseits ist diese Zeit durch die Auslegung des Behälternahfeldes – also der geotechnischen und/oder geologischen Barrieren – und der Auslegung des Behälters selbst – insbesondere Material und Dimensionierung der Behälterwand (siehe Tabelle 24) – innerhalb der durch das Gesamtsystem und die Kenntnisse über beteiligte Prozesse gegebenen Grenzen technisch-konzeptionell beeinflussbar. Andererseits bildet das Versagen eines oder mehrerer Behälter den Ausgangspunkt, von dem an die umliegenden geotechnischen Barrieren die Einschlusswirkung übernehmen müssen. Im Behälterinneren durch Defekte in der Abfallmatrix bereits vorhandene gasförmige Radionuklide können bei einem solchen Versagen aus dem Behälter entweichen; die Verzögerung ihres Transportes muss in diesem Fall durch die geotechnischen und geologischen Barrieren erfolgen, etwa durch chemische Bindung oder Lösung in vorhandenen wässrigen Medien. Sobald durch eine undichte Stelle in der Behälterwand korrosives oder Transportmedium (üblicherweise wässrige Lösungen) in den Behälterinnenraum eindringt, kann es dort zur Auflösung der Abfallmatrix kommen, und damit zu einem Übertritt der enthaltenen Radionuklide in Transportmedium. Der Übergang vom stoff- oder gasdichten Behälter zum geotechnischen oder geologischen Medium bedeutet damit den Übergang zum langsamen, aber über lange Zeiträume weitgehend ungehinderten Diffusions- oder Konvektionstransport der Nuklide innerhalb der Geosphäre. Dort sind die Transport- und Diffusionseigenschaften der geotechnischen und geologischen Barrieren entscheidend, also z. B. entsprechende Diffusionsbarrieren in Form von Verschlussbauwerken oder den transporthemmenden Eigenschaften eines ausgewiesenen einschlusswirksamen Gebirgsbereiches (ewG). Aus der Gesamtperspektive des Endlagersystemes ist der Zeitpunkt, an dem ein Behälter seine Integrität verliert, der Beginn einer möglichen Exposition des eingelagerten Inventars durch den Zutritt wässriger Lösungen. Die sich nachfolgend zersetzende Abfallform im defekten (für wässrige Lösungen oder Gase durchlässigen) Behälter stellt einen Quellterm für den Radionuklidtransport dar, und bildet damit den Ausgangspunkt des möglichen Weges von Radionukliden des Inventars in die Hydro- oder Biosphäre.

Die Abschätzung des Zeitraumes, in dem ein sicherer Einschluss garantiert werden kann, erfolgt daher in erster Näherung durch die Standzeit der Behälter im Endlager, die Korrosionsbeständigkeit der Abfallmatrix und die Transportdauer der Nuklide durch die geotechnische (*buffer*, Verschlussbauwerke) und geologische Barriere. Für Endlagerkonzepte, die den Schwerpunkt ihrer Sicherheitsbetrachtungen auf die Einschlussfunktion des Wirtsgesteinskörpers legen (z. B. Deutschland in Steinsalz und Ton, Frankreich im Tonschiefer), ist die Behälterintegrität nur bis zu dem Zeitpunkt wichtig für den Sicherheitsnachweis, ab dem Verschlussbauwerke und Wirtsgestein, z. B. durch Kompaktierung die Einschlussfunktion vollumfänglich übernehmen können [6]. Für Endlagerkonzepte, die vom Wirtsgestein keine Langzeitrückhaltewirkung erwarten können (z. B. Schweden und Finnland im Kristallin) oder wollen (z. B. Schweiz im Ton), ist die Behälterlebensdauer ein bestimmender Parameter für die Gesamtintegrität des Endlagerkonzeptes.

3.5.3 Chemische Stabilität (Korrosionsresistenz) – Lebensdauer

Neben einem mechanischen Behälterversagen muss auch ein chemisches Behälterversagen betrachtet werden. Chemisches Behälterversagen betrifft das (korrosive) Ab- oder Auflösen des Behältermaterials, theoretisch bis zum Verlust der gesamten Wandstärke. Praktisch wird der Wandstärkeverlust mit einem Verlust an mechanischer Festigkeit einhergehen; korrosive Einwirkungen auf den Behälter begünstigen daher auch mechanisches Behälterversagen.

In Wirtsgesteinen mit frei vorkommenden wässrigen Lösungen ist der Behälter nach der Einlagerung im hydrochemischen Milieu des Endlagersystems fortschreitender Korrosion ausgesetzt. Als technische Barriere gegen den Zutritt wässriger Lösungen zum Inventar und gleichermaßen als Barriere gegen den Austritt gelöster oder gasförmiger Radionuklide aus dem Behälterinneren in das Endlagersystem bildet der er eine wichtige technische Barriere, die, abhängig vom Endlagerkonzept, das Freisetungsverhalten und den sicheren Einschluss der eingelagerten Abfälle für die Anfangsphase oder den Gesamtnachweiszeitraum gewährleistet. In Tabelle 21 sind die in den betrachteten Entsorgungsprogrammen vorgegebenen bzw. ermittelten Behälterlebensdauern aufgeführt.

In kristallinen Wirtsgesteinen erfüllt das Wirtsgestein keine Barrierefunktion. Hier wird das Freisetungsverhalten des Endlagersystems von geotechnischen (*buffer*, Verfüllung und Verschlussbauwerke) und technischen (Behälter, Abfallmatrix) Barrieren bestimmt. Dementsprechend ist die Auslegungslebensdauer der Behälter in **Schweden** und **Finnland** gleichzeitig auch der Auslegungszeitraum für den sicheren Einschluss der Nuklide im Endlagersystem. Im KBS-3-Konzept (Abschnitt 3.6.2.2.2) wird eine Wandstärke von 50 mm Kupfer als Korrosionsbarriere verwendet. Dabei wird eine Wandstärke der Kupferhülle von 15 mm als ausreichend angesehen, um die den gesamten Nachweiszeitraum umfassende Behälterstandzeit von 100.000 Jahren zu gewährleisten; ein Aufschlag von weiteren 35 mm Wanddicke garantiert einerseits eine bessere Abschirmung des Strahlungsfeldes (siehe Abschnitt 3.5.5). Andererseits wurde durch probabilistische Studien eine zusätzliche „Wandstärkenreserve“ von 35 mm ermittelt, die verhindern soll, dass in mehr als 0,1 % der gefertigten Behälter inakzeptable Defekte auftreten und eventuell unentdeckt blieben [517]. Im aus dem KBS-3-Konzept abgeleiteten KRS-Konzept der **Republik Korea** (Abschnitt 3.6.2.4) wurde als Referenzbehälter für ausgediente Brennelemente der "*Korean Disposal Canister*" KDC-1 angenommen, der aus einem Innenbehälter aus Gusseisen mit einer 50 mm starken Kupferhülle besteht. Bei der Weiterentwicklung, dem "*advanced KDC*", wurde diese Kupferschicht auf 10 mm verringert. Dies ist möglich, da die vorgegebene Behälterstandzeit nur mindestens 1.000 Jahre beträgt. Die Auslegungslebensdauer des **kanadischen** Behälters (Abschnitt 3.6.2.3) beträgt 100.000 Jahre. Entsprechend den zugrundeliegenden Annahmen (Massenbilanzen; vollständige Sauerstoffumsetzung im Kupfer) wird ein Korrosionsverlust von maximal 0,17 mm erwartet. Oberflächenrauigkeiten führen zu einem effektiven Wandstärkeverlust von 0,27 mm. Eine angenommene biogene Korrosionsrate von 1 nm/a durch Einspeisung von 3 ppm Sulfid aus dem Fernfeld (das Nahfeld wird als steril angenommen) ergibt schließlich einen Gesamtverlust von 1,27 mm/Ma [212]. Unter diesen Annahmen betrüge die Lebensdauer der 3 mm starken Korrosionsschutzschicht auf dem UFC Mk. II 2,36 Mio. Jahre. Für beide Behältermodelle – den UFC und den UFC Mk. II – wurde die Korrosionsschutzschicht dabei stark konservativ ausgelegt; unter Annahme niedriger Salinität wird ein (uniformer) Abtrag von 0,4 mm Kupfer in 100.000 Jahren bzw. 1,27 mm in 1 Mio. Jahre erwartet, was bezogen auf die Auslegungslebensdauer einem Sicherheitsfaktor von 62,5 (UFC) bzw. 7,5 (UFC Mk. II) für lokalisierte Effekte darstellt [208, 211].

Land	Wirtsgestein	Lebensdauer [in 1.000 Jahren]	Annahmen	Nachweis	Quelle
Schweden	Kristallin	≥ 100	uniforme und lokale Kupfer-Korrosion, Spannungen, Kriechen, Rissbildung	Berechnungen; Materialtests; Korrosionsraten experimentell; natürliche Analoga	[274]
Finnland					[154]
Kanada		≥ 100	uniforme Korrosion	Korrosionsraten experimentell	[209]
Tschechien		≥ 10	Vorgabe. Korrosion, keine mikrobielle Aktivität	Korrosionsraten experimentell; vorläufige Lebensdauerberechnungen; mikrobielle Versuche ausstehend	[515, 312]
Rep. Korea		> 1	Kupfer-Korrosion	Konzeptrechnungen HLW-Überbehälter	[218, 221]
Frankreich		> 1 (HLW) ≥ 100 (BE)	Stahlkorrosion (HLW); SKB-Auslegung (BE)	Korrosionsraten experimentell; SKB-Auslegung aus Literatur	[168]
Frankreich	Tonstein	≥ 4 (HLW) ≥ 10 (BE)	uniforme Stahlkorrosion	Korrosionsraten experimentell	[162]
Belgien		1	uniforme Stahlkorrosion im alkalischen Milieu	Korrosionsraten experimentell	[518]
Schweiz		≥ 1	Vorgabe. Uniforme und lokale anaerobe Korrosion von Stahl	Korrosionsraten experimentell; Behälterkonzept auf Erfüllung der Vorgabe ausgelegt	[100, 390]
Deutschland	Steinsalz (VSG)	0,5	Korrosion in aggressivster Salzlauge bei 100 °C	Auslegungsrechnungen für POLLUX®	[142]
	Steinsalz Tonstein Kristallin	1.000	gesetzliche Vorgabe	<i>im Sicherheitskonzept zu erbringen</i>	[5, 135]
Großbritannien	Kristallin	≥ 10	Vorgabe		[174]
Vereinigte Staaten von Amerika	Tuff	≥ 1	uniforme Korrosion	Korrosionsraten experimentell	[333]

Tabelle 21: Behälteranforderungen hinsichtlich Lebensdauer und verwendete Annahmen und Nachweismethoden. **Fett gedruckte** Lebensdauern beziehen sich auf den Behälter, normal gedruckte Lebensdauern auf das Gesamtlagersystem.

Die Anforderung an die Behälterlebensdauer ist in den Endlagerprogrammen in **Frankreich** und **Belgien** deutlich niedriger als in denen Schwedens/Finnlands oder Kanadas. Aufgrund

der günstigen Rückhalteeigenschaften des Wirtsgesteins Ton übernimmt hier nach dem „Ausheilen“ die geologische Barriere die Einschlussfunktion [404]. Der im Betonkörper des Supercontainers verwendete Portland-Beton erhält über viele Jahrhunderte ein stark alkalisches Milieu aufrecht, wodurch Korrosionsprozesse an den technischen Barrieren zusätzlich stark gehemmt werden sollen [117]. Im französischen Endlagerprogramm (Abschnitt 3.6.3.2) wird dabei im Hinblick auf die chemische Stabilität der Abfallform auf weitere (geo-)technische Barrieren weitestgehend verzichtet. Aufgrund des unterschiedlichen Freisetzungsverhaltens der enthaltenen Radionuklide aus Glas (angenommen als chemisch stabil für mehrere hunderttausend Jahre [162]) und aus Brennelementen (Freisetzungsbeginn zwischen 10.000 Jahren und 100.000 Jahren [162]) wird für die optionale direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente eine höhere Behälterstandzeit veranschlagt. Im belgischen Endlagerkonzept (Abschnitt 3.6.3.1) übernimmt ebenfalls das Wirtsgestein Ton die wesentliche Barrierefunktion; der *Supercontainer* aus Beton dient (neben dem mechanischen Schutz und der Abschirmung) als chemischer Puffer, um durch einen langfristig hohen pH-Wert im Behälternahfeld Korrosionsvorgänge zu verlangsamen. Entsprechend den **schweizerischen** Anforderungen an Endlagerbehälter (siehe auch Tabelle 42) ist eine minimale Lebenszeit von 1.000 Jahren vorgesehen [100]. Die Nagra schlägt hier eine Erhöhung auf eine Mindestlebensdauer von 10.000 Jahren vor [100, 390].

Für Endlagerbehälter in **Deutschland** gibt es keine direkten Vorgaben für eine minimale Behälterstandzeit. Der sichere Einschluss der eingelagerten Radionuklide über eine Million Jahre ist eine Anforderung an das gesamte Endlagersystem, weshalb der Zeitraum, in dem der Behälter als technische Barriere wirksam sein muss, maßgeblich vom gewählten Sicherheitskonzept für das gewählte Endlagerkonzept im vorliegenden Wirtsgestein abhängt. Sobald die geotechnischen und geologischen Barrieren den sicheren Einschluss des Inventars gewährleisten, ist eine Einschlussfunktion des Behälters nicht mehr notwendiger Bestandteil des Sicherheitsnachweises. Damit müssen Anforderungen hinsichtlich der Behälterstandzeit im Rahmen der Endlagerkonzepte erstellt werden, und die Endlagerbehälter dann dahingehend ausgelegt bzw. geprüft werden. In den Planungsvorgaben der DWK wurde eine Behälterlebensdauer von 500 Jahren im Steinsalz als „Arbeitshypothese“ bezeichnet und im Gesamtkonzept für das POLLUX®-System beibehalten. Als konservative Annahme wurde dabei eine „maximalaggressive“ Salzlösung (26,5% $MgCl_2$, 4,7% KCl , 1,5% $MgSO_4$, 1,8% $NaCl$) angenommen. Für realistische Salzlösungen und Randbedingungen wird eine Behälterlebensdauer von mehreren Jahrtausenden abgeschätzt [142]. Grundlage aller künftigen Planungen ist der sichere Einschluss der Radionuklide im Endlagersystem (Verzögerung eines Zutrittes in die Biosphäre) für 1 Million Jahre [135].

3.5.4 Zerfallswärmeleistung des Inventars

Eine wesentliche Begrenzung für die äußeren Dimensionen des Behälters und des Endlagerbergwerkes, für Zusammensetzung und Materialauswahl der Behälterwand und für die zulässige Beladung mit Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen ist die notwendige Abführung der im Inventar freigesetzten Zerfallswärme über geologische Zeiträume hinweg.

So muss der beladene Behälter während der Einlagerung für Personal und Technik transportier- und handhabbar sein, was die zulässige Temperatur an der Gebindeoberfläche zwischen der Beladung und dem Verschluss der den Behälter umgebenden geotechnischen Barrieren aufgrund der technischen Gegebenheiten und des Arbeitsschutzes beschränkt. Thermische Berechnungen und Heiztests in situ an maßstäblichen Behältermodellen im Untergrundlabor dienen dem Nachweis der Einhaltung dieser Anforderungen über lange Zeit, und liefern auch Informationen zum Verhalten der geotechnischen und technischen Barrieren im erhöhten Temperaturfeld des Endlagerbergwerkes. Der sich nach dem Verschluss in einem

über lange Zeiträume verändernden thermischen Gleichgewicht mit den umgebenden geotechnischen Barrieren befindliche Behälter muss gegenwärtig in Deutschland für eine Zeitdauer von 500 Jahren nach dem endgültigen Verschluss des Endlagerbergwerkes bergbar gelagert sein, was im Falle einer Bergung ebenfalls die technisch und arbeitsschutzbedingte Beschränkung der möglichen sich einstellenden Behälteroberflächentemperatur sowie der Temperaturen des umgebenden Gesteins mit sich bringt.

Das Hauptziel der Begrenzung des Wärmeinventars pro Behälter besteht darin, die Sicherheitsfunktionen der technischen, geotechnischen und geologischen Barrieren durch die fortdauernde Wärmeabgabe nicht in unzulässiger Weise zu beeinträchtigen. Zu diesen Barrieren gehören sowohl das Inventar– die in Hüllrohren eingeschlossene keramische Brennstoffmatrix oder die Glasmatrix in den Kokillen – als auch der Behälter und die geotechnischen und geologischen Barrieren außerhalb des Behälters, z. B. bei vielen Konzepten im Kristallingestein ein *buffer*, die Verschlussbauwerke und das Wirtsgestein.

Zum Schutz der Glasmatrix von verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung gilt allgemein eine Glasübergangstemperatur von 500 °C in Borosilikatgläsern als Maßstab. Dieser Wert wurde direkt in Deutschland als Auslegungsgrenzwert für die Konzeptplanung von Endlagergebinden [142] und in Großbritannien als generischer Grenzwert [519] übernommen. In anderen Ländern wird eine Sicherheitsmarge gegenüber der Glasübergangstemperatur festgelegt. In **Belgien** resultiert daraus für die verglaste HLW-Matrix ein zulässiger Grenzwert von 400 °C (Vermeidung thermischer Strukturveränderungen), in **Frankreich** ein Temperaturkriterium von 450 °C im Normalbetrieb (500 °C unter Störfall- oder Unfallbedingungen) [102]. Zusätzlich gilt in Frankreich nach dem Versagen des Behälters und der Kokille ein Temperaturkriterium von 50 °C für den Kontakt mit Wasser, um eine Rissbildung aufgrund thermischer Spannungen zu verhindern [102].

Zum Schutz der eingelagerten Brennelemente wird in der technischen Auslegung von z. B. **amerikanischen** Lagerbehältern eine Begrenzung der Hüllrohrtemperatur auf unter 400 °C gefordert [520] bzw. 570 °C unter Störfallbedingungen [333], bei **schweizerischen** Behältern sind es 400 °C [282], ebenso für DWR-BE in den generischen Vorgaben für **britische** Behälterkonzepte [519] und für LWR-BE im Endlagerprogramm der **Republik Korea** [521]. Für den mit inertem Helium gefüllten **deutschen** POLLUX®-Behälter wurden maximale Hüllrohrtemperaturen von 390 °C (DWR) bzw. 410 °C (SWR) als sicherheitsrelevante Auslegungsgrenzwerte festgesetzt [142]. In **Belgien** gelten zum Schutz des Inventars für die Brennelemente maximal zulässige Temperaturen von 350 °C (Begrenzung des Gasdruckes in den Hüllrohren) [405]. In **Frankreich** wurden die Temperaturkriterien für HLW-Gläser als Grenzwerte für die optionale Endlagerung von Brennelementen direkt übernommen [102]. In einigen Fällen wurden nur Grenzwerte für die Lagerung vor dem Versatz gefunden, etwa ein Temperaturkriterium von 330 °C für WWER-BE (Lagerung unter Helium-Atmosphäre) in der **Tschechischen Republik** [520]. Auch in der **Republik Korea** gibt es aus der Zwischenlagerung eine zweite Gruppe von Grenztemperaturen für Brennelemente: an Luft (vor dem Versatz) maximal 200 °C, unter Normalbedingungen maximal 370 °C und unter Störfallbedingungen maximal 570 °C [522]. Für **Kanada**, **Schweden** und **Finnland** wurden keine expliziten Grenzwerte zum Schutz der Abfallmatrix definiert; hier ist die Einhaltung des Temperaturkriteriums an der Gebindeoberfläche ausreichend, um eine thermische Schädigung der Abfallmatrix zu verhindern. So wurden in Modellen versetzter Behälter für **Kanada** maximale Inventartemperaturen von 125 °C ermittelt [523], und im **schwedisch-finnischen** KBS-3-Behälter abdeckend maximal 233 °C [524, 381].

Der Schutz der geotechnischen Barrieren vor thermischen Schädigungen betrifft vorwiegend die Endlagerkonzepte in kristallinen Wirtsgesteinen und im Wirtsgestein Ton; in Endlagerkonzepten im Steinsalz entfällt eine an die Endlagergebinde anschließende

geotechnische Barriere (s. u.). Da Bentonit, Tonstein und Kristallingesteine allgemein wasserhaltig oder wasserführend sind, und die Verdampfung des enthaltenen Wassers zu Gasbildung, Druckanstieg und zur Ausbildung von Transportpfaden führen würde, ist in solchen Endlagerkonzepten die Behälteroberflächentemperatur auf unter 100 °C begrenzt, oft mit einer zusätzlichen Sicherheitsmarge (siehe Tabelle 22). Dabei ist festzuhalten, dass aufgrund des gegenüber Normbedingungen höheren hydrostatischen Druckes die Siedetemperatur von Wasser in den beabsichtigten Teufenlagen über 100 °C liegt. Gelöste Ionen verstärken diesen Effekt noch. Trotzdem führte z. B. das französische *Dossier 2005* neben dem Schutz des Wirtsgesteins die Vermeidung von *Verdampfungsprozessen* und *erhöhtem Ionentransport* als Grund für ein Temperaturkriterium an [168].

Für die Endlagerkonzepte im Kristallingestein – in **Schweden**, **Finnland** (beide Abschnitt 3.6.2.2), **Kanada** (Abschnitt 3.6.2.3) und der **Republik Korea** (Abschnitt 3.6.2.4) – wird eine allgemeine Grenztemperatur von 100 °C an der Behälteroberfläche als Grundanforderung für die Behälterentwicklung festgesetzt. Als Begründung wird eine thermochemische Umwandlung im Montmorillonit, einem Tonmineral im Bentonit, angegeben, die die Wasserhaltefähigkeit des Bentonit-*buffers* negativ beeinflusst [525]. Zusätzlich wird im finnischen Behälterprogramm vermerkt, dass die thermomechanischen Eigenschaften des Behältermaterials hier mitbestimmend sind: einerseits kann das temperaturabhängige Kriechverhalten der Kupferhülle zum mechanischen Versagen des Behälters beitragen, andererseits liegt die untere Fließgrenze des Hüllmaterials (Kupfer) bei Zimmertemperatur bei 50 MPa und sinkt bei Temperaturen von 100 °C bis auf ca. 45 MPa – was nach Auslegung den im Endlagersystem maximal auftretenden äußeren Spannungen entspricht (siehe Abschnitt 3.5.2) [154]. Da im wasserführenden Kristallin der Behälter, der *buffer* und gegebenenfalls die Verschlussbauwerke – technische und geotechnische Barriersysteme – den sicheren Einschluss des Abfallinventars gewährleisten müssen, sind die Kriechfestigkeit und Integrität des Behälters sowie die Barrierewirkung des Bentonits von großer Bedeutung für den Sicherheitsnachweis. Entsprechend dieser Grundanforderung wurden für die verschiedenen Behälterkonzepte maximale Werte für die Zerfallswärmeleistung des Inventars errechnet. In **Schweden** sind dies 1.700 W je Behälter [526, 366]. Dabei wurden in konservativen Auslegungsberechnungen für das Langzeitverhalten auch 1.800 W je Behälter angenommen [527]. Um eine Unterschreitung der maximal zulässigen inventarisierten Zerfallswärmeleistung in jedem Falle (also auch bei fehlerhafter Beladung) zu gewährleisten, beträgt der Grenzwert der Auslegungsbeladungsleistung 1.650 W pro Behälter [366]. In **Finnland** beträgt die maximale Wärmeleistung des Inventars, abhängig von der Beladungs- bzw. Behältervariante (vergleiche Abbildung 9 und Tabelle 28) zwischen 1.370 W und 1.830 W je Behälter. In der **Tschechischen Republik** (Abschnitt 3.6.2.5) gilt als Temperaturkriterium für die Behälteroberfläche ein noch konservativerer Wert von 95 °C [312, 515]. Im Normalbetrieb wird sogar ≤ 90 °C angenommen [312]; für die Handhabung an Luft werden aus Gründen des Schutzes des eingesetzten Personals unter Normalbedingungen (Umgebungsluft untertage 38 °C) Temperaturen ≤ 50 °C an allen zugänglichen Oberflächen gefordert [528].

Im Tonstein bildet das Wirtsgestein im günstigen Fall eine Barriere gegen die Ausbildung von Transportpfaden wässriger Lösungen sowohl zum Behälter hin als auch, nach einem Behälterversagen, vom Behälter weg zur Biosphäre. Das Endlagerkonzept in **Frankreich** sieht zum Schutze dieser Barriere analog zu Betrachtungen in Endlagerprogrammen im Kristallingestein ein Temperaturkriterium von 100 °C vor, um thermo-hydromechanische Effekte im callovo-oxfordianischen Wirtsgestein zu vermeiden. In der Praxis wird ein konservativeres Temperaturkriterium von 90 °C für das die Endlagergebäude umgebende Wirtsgestein veranschlagt. Als signifikanter Indikator für ein auch nach dem Einbringen der

Wärme entwickelnden Abfälle in das Wirtsgestein intaktes geotechnisches Barrierensystem gilt ein Temperaturkriterium von 70 °C nach einer Lagerzeit von 1.000 Jahren; dies wird als deutlicher Hinweis darauf gewertet, dass keine irreversiblen mineralogischen Umwandlungen in der Umgebung der endgelagerten Abfälle stattgefunden haben, und dass die zugrundeliegenden Modellrechnungen zum Transport freigesetzter Radionukliden weiterhin zutreffen [529].

Wirts- gestein	Land	Behälter- Ober- flächen- temperatur	Grund	Inventar	Nachweis	Quelle
Kristallin	Schweden	< 100 °C	Bentonit	< 1.700 W	Berechnungen	[526, 366]
	Finnland	< 100 °C		1.700 W (SWR)		[154]
				1.370 W (WWER)		
				1.830 W (DWR)		
	Kanada	< 100 °C		1.270 W (IV-25)		[208]
				169 W (UFC II)		
	Tschechien	< 95 °C		ausstehend		[312, 515]
	Rep. Korea	< 100 °C		1.540 W (DWR)		[217, 220]
				760 W (CANDU)		
				600 W (HLW)		[218]
Frankreich	< 90 °C	Verdampfung; Schutz des Wirtsgesteins	1 Kokille je Behälter oder 4 UOX-BE je Behälter oder 1 MOX-BE je Behälter	nur Konzept	[168, 157]	
Tonstein	Frankreich	< 100 °C (< 70 °C nach 1.000 Jahren)		Schutz des Wirtsgesteins	Berech- nungen, Experiment	[162]
	Belgien	≤ 100 °C an der Grenze zum <i>buffer</i>	Bentonit, Betonhülle	≤615 W	Heiztests, Berech- nungen	[404, 117, 405]
	Schweiz	≤ 160 °C	Bentonit	≤1.500 W		[282]
Kristallin/ Steinsalz /Tonstein	Deutschland	≤ 100 °C	<i>vorläufige Grenztemperatur</i>	ausstehend	Berech- nungen	[530]
Kristallin	Großbri- tannien	≤ 100 °C	Bentonit	≤1.200 W	konservativ	[174]
Tonstein		≤ 125 °C				
Steinsalz		≤ 200 °C	Steinsalz	≤2.000 W	Transport	
Tuff	V.S.A.	≤ 200 °C	Wärmeabfuhr	≤18 kW	Auslegung	[531]

Tabelle 22: Thermische Behälteranforderungen.

In **Belgien** dient das Temperaturkriterium an der Oberfläche des *Supercontainers* ebenfalls der Erhaltung der günstigen Eigenschaften des Bentonites; hier werden für die Umwandlungen im Montmorillonit verschiedene Übergangstemperaturen zwischen 90 °C und 150 °C angegeben [404]. Die dauerhafte Temperatur in maßstäblichen Heiztests überschritt 78 °C nicht. In der Mitte der Betonhülle des *Supercontainers* treten demnach Temperaturen bis 150 °C auf [117].

Eine Ausnahme hinsichtlich der Auslegungsbegrenzung der Behälteroberflächentemperatur im Endlager bildet die **Schweiz**: die Wirtsgesteinstemperatur des Opalinustons in einer Tiefe von 450 bis 850 m liegt bei 30 bis 45 °C. Eine geplante Endlagerung von Behältern mit einer Wärmeleistung von ≤ 1.500 W jeweils koaxial in 40 m voneinander entfernten Entsorgungsstrecken führt zu einer maximalen Oberflächentemperatur von 150 bis 160 °C. In Vergleichsrechnungen für Kristallingestein (Tiefe 900 bis 1.200 m, Temperatur 45 bis 55 °C) lag dieser Wert ebenfalls bei etwa 150 °C. Basierend auf Studien anderer Entsorgungsprogramme, die zur Erhaltung der günstigen Eigenschaften des Bentonites eine maximale Oberflächentemperatur von 100 °C ansetzten. Da das schweizerische Konzept stärkeres Gewicht auf die Vermeidung von korrosionsbedingter Gasbildung legt und auch die Behälterwand als Korrosionsbarriere überkonservativ ausgelegt ist (siehe Abschnitt 3.6.3.3), wird hier die Behälteroberflächentemperatur nicht als behälterauslegungsrelevante Anforderung angesehen (siehe auch Tabelle 42). Auch ist der Behälter nicht mit hochkompaktiertem Bentonit umgeben, wie z. B. im schwedisch-finnischen KBS-3-System (siehe Abschnitt 3.6.2.2.2) oder im kanadischen Endlagerkonzept (Abschnitt 3.6.2.3), sondern mit Bentonitgranulat als barrierewirksamem Verfüllmaterial. Thermodynamische Berechnungen zeigten, dass vor der Sättigung des Bentonites (wenige Jahrhunderte) weniger als die Hälfte der von der Bentonitbarriere ausgefüllten Strecke zwischen Behälter- und Streckenwand Temperaturen von ≥ 100 °C ausgesetzt ist; das Schwellverhalten zeigte in Experimenten bis zu Temperaturen von 125 °C nur kleine Veränderungen. Das daraus abgeleitete Kriterium für die Bentonitbarriere beinhaltet, dass die äußere Hälfte der Bentonitbarriere nicht über 125 °C erwärmt werden sollte; die weitere Bentonitverfüllung wird für den mechanischen Schutz und als Barriere für den Transport von wässrigen Lösungen und darin enthaltenen Radionukliden als ausreichend erachtet [282].

In **Deutschland** wurde ab 1986 der POLLUX®-Behälter für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle (ausgediente Brennelemente; später auch HAW-Kokillen) im Steinsalz konzipiert (siehe Abschnitt 3.6.4.1). Dabei wurde frühzeitig ein Temperaturkriterium von 200 °C im Steinsalz angenommen, anfangs explizit als „Arbeitshypothese“ [142]. Nach den Auslegungsrechnungen dieses ersten POLLUX®-Behälters ist die maximale Auslegungsbeladung mit einer Zerfallswärmeleistung von bis zu 22 kW angegeben; für den Zeitpunkt der Einlagerung im Steinsalz wurde ein maximales Wärmeinventar von 6.512 W errechnet, um die Temperatur des Wirtsgesteins im Endlagerkonzept entsprechend den Vorgaben langfristig unter 200 °C zu halten. Kurzzeitige Überschreitungen dieser Temperatur wurden dabei in Kauf genommen. Eine generelle Einhaltung der Temperaturgrenze von 200 °C bedingt eine Reduktion des Wärmeinventares auf 5,4 kW je Behälter [142]. Mit der Fortentwicklung des Behältertyps zum POLLUX®-10 wurden im Rahmen der *Vorläufigen Sicherheitsanalyse Gorleben* Auslegungsberechnungen für die Endlagerung von gemischten UOX/MOX-Inventaren in Endlagerbehältern dieses Typs durchgeführt. Temperaturkriterium für Steinsalz war auch hier 200 °C an der Behälteroberfläche (167 °C für Kalisalz). Für die Einhaltung dieses Kriteriums wurde eine maximale Zerfallswärmeleistung der inventarisierten Abfälle (Brennstäbe oder CSD-V-Kokillen) von 7,9 kW errechnet [513]. Die derzeitigen Vorgaben für ein deutsches Endlagerkonzept sehen vor, dass das Temperaturkriterium für die Behälteroberfläche auf

100 °C festgesetzt wird, solange „die maximalen physikalischen Temperaturen in den jeweiligen Wirtsgesteinen aufgrund ausstehender Forschungsarbeiten noch nicht festgelegt worden sind“ (§27 Abs. 4 StandAG) [135]. Der in den *Empfehlungen der Entsorgungskommission vom 17.03.2016 (Anforderungen an Endlagergebinde zur Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle)* vermerkte „Diskussionsstand für Salz [von] ca. 200 °C“ [6] ist damit derzeit nicht mehr auslegungsbestimmend. Eine Bestimmung der zur Einhaltung des Kriteriums einer maximalen Behälteroberflächentemperatur von 100 °C maximal zulässigen inventarisierten Zerfallswärmeleistung für die Auslegung des POLLUX®-Behälters oder anderer möglicher Behälterkonzepte ist bislang nicht erfolgt.

Die generischen Endlagerkonzepte **Großbritanniens** (Abschnitt 3.6.6.2) adaptieren die in den jeweiligen Referenzprogrammen gesetzten Grenzwerte; in Hartgestein (Referenz KBS-3) soll die Oberflächentemperatur des Behälters nicht über 100 °C liegen, im weichen Sediment (Referenz Nagra-Konzept) soll die Temperatur in der Mitte der Bentonitverfüllung nicht über 125 °C liegen und im Evaporit (Referenz VSG) soll die Behälteroberflächentemperatur nicht über 200 °C liegen [174]. Im Endlagerkonzept der **Vereinigten Staaten von Amerika** (Abschnitt 3.6.6.1) im Yucca Mountain wurde für den TAD-Behälter ein maximales Inventar von 18 kW errechnet, maßgeblich um eine ausreichende Ableitung der Wärme in den unverfüllten Tunneln des Endlagersystems zu gewährleisten [531]. Eine Aufheizung des die offenen Strecken umgebenden Wirtsgesteins auf über 100 °C wird dabei als wirksame Barriere gegen das Einsickern von (Niederschlags-)Wasser angesehen [532]. Für generische Endlagerkonzepte orientieren sich die Temperaturkriterien an der Behälteroberfläche bzw. im Wirtsgestein ebenfalls an entsprechenden internationalen Referenzprojekten; so werden für Salz 200 °C angenommen, für tonbasierte Wirtsgesteine und *buffer* 100 °C. Entsprechende Auslegungsrechnungen ermitteln ausgehend von den Temperaturkriterien die minimalen Abklinglagerungsdauer, maximale Behältergröße und wesentliche Parameter des Endlagerkonzeptes (z.B. Strecken- bzw. Bohrlochabstände) [533].

3.5.5 Oberflächen-Dosisleistung (zum Schutz des Barrierensystems)

Die Begrenzung der Dosisleistung an der Behälteroberfläche dient zwei zeitlich getrennten Sicherheitszielen der Endlagergebinde (vergleiche Abschnitt 1.2): Einerseits dem Schutz des eingesetzten Personals während des Betriebes sowie für den Fall einer möglichen späteren Rückholung oder Bergung der Gebinde (siehe Abschnitt 3.5.6), und andererseits dem Schutz der Barrieren des Endlagersystems vor der schädigenden Wirkung des vom Inventar ausgehenden Strahlungsfeldes. Abhängig vom Zusammenhang kann die (Orts-)Dosisleistung dabei als Energiedosis (in Gy/h) oder als 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 (in diesem Abschnitt thematisiert). 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 3.5.6). Dementsprechend sind die in Tabelle 23 aufgeführten Grenzwerte zum Schutz der Barrieren allgemein in Gy/h angegeben (Energiedosis), ebenso die nachfolgend zusammengestellten Berechnungen zu den jeweils berechneten prognostizierten Dosisleistungen der einzelnen Behälterkonzepte. Ausnahmen sind die für die Beurteilung von Handhabungsvorgängen ermittelten Werte für den kanadischen UFC-II-Behälter 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 3.5.6). Allgemein ist die Äquivalenzdosisleistung in einem Strahlungsfeld größer

oder gleich groß der Energiedosis, abhängig von der Art des Strahlungsfeldes. Für Photonen (γ -Strahlung) ist der Umrechnungsfaktor gleich 1, für Neutronen ist er $> 2,5$ [534]. Da der berechnete Beitrag der Neutronen zur gesamten Dosisleistungen für die betrachteten Behälterkonzepte zwischen 9 % [153] und $\approx 0,01$ % [217, 535] liegt, kann zumindest in den hier zusammengestellten Werten angenommen werden, dass angegebene Energie- und Äquivalenzdosen hinsichtlich der jeweiligen Größenordnungen vergleichbar sind.

Land	Gestein	Dosisleistung	Bemerkung	Nachweis	Quelle
Schweden	Kristallin	≤ 1 Gy/h	Begrenzung der Radiolyse an der Oberfläche	Berechnung	[274]
Finnland					[154]
Kanada		≤ 15 Gy/h			[207]
Rep. Korea		$< 0,5$ Gy/h			[217]
Frankreich	Tonstein	< 20 Gy/h	Vermeidung von strahlungsinduzierter Korrosion	Experiment	[385]
Schweiz		≤ 1 Gy/h		Berechnung	[100]
Belgien		≤ 25 Gy/h	VHLW im Beton-Supercontainer	Berechnung (abdeckende Einwirkung)	[404]

Tabelle 23: Begrenzung der Oberflächendosisleistung zum Schutze der Barrieren – Grenzwerte

Anforderungen zur Begrenzung der Oberflächendosisleistung zum Schutze des Barrierensystems ergeben sich in vielen Konzepten aus der korrosionsfördernden Wirkung von Radiolyseprodukten im Nahfeld. Um der Gasbildung und Materialschädigung im Nahfeld vorzubeugen, wird eine Minimierung der langfristigen Oberflächendosisleistung durch eine effektive Abschirmwirkung der Behälterwand oder einer entsprechenden Umverpackung angestrebt. Die derart zum Schutz des Barrierensystems veranschlagten Grenzwerte liegen für Konzepte im Tonstein bzw. mit tonbasierten geotechnischen Barrieren in der Größenordnung von ~ 1 Gy/h.

Für das **schwedisch-finnische** KBS-3-Konzept wurde zur Vermeidung von Radiolyseprozessen im Porenwasser des Bentonit-*buffers*, und damit zur Begrenzung der Korrosion, ein Grenzwert von 1 Gy/h festgelegt [274]. Es wurden MCNP-Rechnungen für alle drei endzulagernden Brennelementkonfigurationen – DWR, SWR und WWER – an gegenüber detaillierten Modellen konservativen homogenisierten Modellen durchgeführt. Dabei sind die SWR-Ergebnisse jeweils größer/gleich den WWER-Ergebnissen und größer als die DWR-Ergebnisse und gelten daher als abdeckend. Der Referenzbrennstoff hatte einen Abbrand von 60 GWd/t_{SM} und eine Abklingzeit von 20 Jahren. Das Ergebnis wird mit 220 mSv/h angegeben, davon 200 mSv/h γ -Dosis und 20 mSv/h Neutronendosis; der vorgegebene Grenzwert von 1 Gy/h wurde damit deutlich unterschritten [154]. In der **Republik Korea** wurde ein *Akzeptanzkriterium* für die ODL an der Gebindeoberfläche von 0,5 Gy/h festgesetzt. Abschirmungsberechnungen mit ORIGEN-ARP und MCNP4c2 zeigten, dass an der Oberfläche eines KDC-1-Gebindes die durch Neutronen erzeugte Strahlungsdosisleistung gegenüber der von γ -Strahlung vernachlässigbar ist (um 4 Größenordnungen niedriger) [217].

Die Begrenzung kann sowohl in kristallinen Gesteinen als auch im Tonstein konzeptabhängig auch höher als 1 Gy/h angesetzt sein. So ist der **kanadische** Grenzwert an der unmittelbaren Gebindeoberfläche noch aus dem UFC-I-Konzept (vor 2015) übernommen; im UFC-II-Konzept wird stattdessen die Oberflächendosisleistung an der für Handhabungs- und Transportvorgänge relevanten Oberfläche des die Endlagergebäude umgebenden Supercontainers aus hochkompaktiertem Bentonit („*buffer box*“) betrachtet. Beträgt die

Oberflächendosisleistung an der Oberfläche des unabgeschirmten UFC-II-Gebindes je nach Abklingdauer der CANDU-Brennstabbbündel noch etwa 1,5 Sv/h (nach 30 a) bis 3,5 Sv/h (nach 10 a), so liegt die maximal abgeschätzte ODL noch bei 62 mSv/h (nach 30 a) bis 135 mSv/h (nach 10 a) in 20 cm Entfernung von der Oberseite der „buffer box“. Auch hier ist die Neutronen-Dosisleistung etwa 4 Größenordnungen schwächer als die γ -Dosisleistung [535]. In **Frankreich** sollen die Behälter für die Endlagerung von HLW-Kokillen in langen, verrohrten Strecken eingelagert werden. Daher liegt zwischen dem Gebinde und dem Wirtsgestein (Tonstein) eine stählerne Verrohrung als weitere technische Barriere [162]. In Korrosionsversuchen wurde festgestellt, dass eine Bestrahlung mit Dosisleistungen unterhalb 20 Gy/h keinen Einfluss auf das Korrosionsverhalten der verwendeten Stähle hat [385]. In **Belgien** wurde als maximale Abschätzung einer auftretenden ODL an der Oberfläche des Supercontainers ein Wert von 25 Gy/h für Gebinde mit „Abfällen sehr hoher Aktivität“ (VHLW) angegeben, maßgeblich durch γ -Strahlung von Cs-137. Eine radiolytische Erzeugung oxidierender Radikale im Porenwasser des buffers und des Betonkörpers des Supercontainers für einen „vorübergehenden“ Zeitraum von etwa 300 Jahren wird daher angenommen [404].

Für FuE-Vorhaben zu Endlagerkonzepten in **Deutschland** wird für Konzepte mit tonbasierter geotechnischer Barriere (in kristallinen Wirtsgesteinen) allgemein der Grenzwert von 1 Gy/h aus Schweden bzw. Finnland übernommen [536]. Für Endlagerkonzepte in Tonstein wurde für den Fall der Streckenlagerung die Verwendung von Endlagergebinden angenommen, die ausreichend für Transport und Handhabung abgeschirmt sind (vergleiche Abschnitt 3.5.6). Daher wird in solchen Fällen eine deutliche Unterschreitung des schweizerischen Grenzwertes von 1 Gy/h implizit vorausgesetzt. Eine Betrachtung von Grenzwerten für die Ortsdosisleistung zum Schutz der Barrieren in Endlagerkonzepten im Tonstein wurde nicht geführt [300, 537, 538, 539, 139].

Ein validierter Grenzwert für den Schutz der geologischen Barriere Steinsalz existiert nicht. Im FuE-Vorhaben ISIBEL wurde 2008 ein Richtwert von 10.000 Gy/h vorgeschlagen [105]. Dieser Richtwert basiert auf der Abschätzung einer Schädigung des Steinsalzes durch *explosive Rekombination* von radiolytisch erzeugtem kolloidalem Natrium und Chlorgas bei einer Strahlungsdosis von „einigen Megagrey“, die auf der Grundlage einer entsprechenden Literaturrecherche [540] von der Reaktorsicherheitskommission angegeben wurde [541]. In dieser Stellungnahme wurde explizit auch darauf hingewiesen, dass die zugrundeliegenden Annahmen und Randbedingungen sich nicht auf die Bedingungen eines Endlagers übertragen ließen, dass die genannten Effekte im Endlager auch bei niedrigeren Strahlungsdosen auftreten könnten und dass weitere Forschungsarbeit notwendig sei. Die auftretenden Schädigungen im Steinsalz würden mehrere Dezimeter bis Meter um die Einlagerungsstellen zu Rissbildungen und Wegsamkeiten führen [541]. Dies wurde auch im FuE-Vorhaben ISIBEL erwähnt, allerdings unter der Maßgabe eines anzunehmenden einschlusswirksamen Gebirgsbereiches (ewG) von mehreren hundert Metern Mächtigkeit als akzeptabel angesehen [105]. Anforderungen an eine spätere Rückholbarkeit bzw. Bergbarkeit der Gebinde wurden erst ab 2010 gestellt [5]. Während der genannte Richtwert von 10.000 Gy/h keinen validierten Grenzwert darstellt, verdeutlicht er die gegenüber (wasserhaltigen) Tonmineralen generell größere Strahlungshärte von (als trocken angenommenem) Steinsalz. Hinzuzufügen ist, dass kein bekanntes Endlagergebäude eine Dosisleistung von 10 kGy/h an seiner Oberfläche aufweist; an der Oberfläche der für die Endlagerung von HLW-Kokillen u. a. des Typs CSD-V (Dosisleistung an der Kokillenoberfläche ≤ 290 Gy/h nach Spezifikation 300 AQ 16 (C1) bzw. ≤ 560 Gy/h nach Spezifikation 300 AQ 60 (C5) [102]) im Steinsalz konzipierten Brennstabkokille BSK-3 wurde mit maximal 100 Sv/h abgeschätzt [105].

Der für die Streckenlagerung im Steinsalz in **Deutschland** entwickelte POLLUX®-Behälter ist auslegungsbedingt ausreichend abgeschirmt, um Handhabungs- und Transportvorgänge zu

gestatten; dementsprechend ist für diese Gebinde eine sämtliche angegebene Grenzwerte deutlich unterschreitende Dosisleistung an der Gebindeoberfläche von $< 10 \text{ mSv/h}$ zu erwarten [105].

3.5.6 Handhabbarkeit – Begrenzung von Dosisleistung und Temperatur

3.5.6.1 Dosisleistung

Während der Einlagerungsphase und bei einer möglichen Rückholung vor bzw. Bergung nach dem Verschluss des Endlagerbergwerkes soll das eingesetzte Personal vor den Folgen einer Strahlenexposition geschützt werden. Hierfür sind die sich aus den jeweils geltenden Regularien des Strahlenschutzes abgeleiteten maximal zulässigen Grenzwerte für die Dosisleistung an der Gebindeoberfläche einzuhalten. Diese Dosisgrenzwerte sind in den verschiedenen nationalen Gesetzgebungen jeweils als maximal zulässige Individual- und/oder Organdosis über einen definierten Zeitraum von einem oder mehreren Jahren festgesetzt. Entsprechend den Empfehlungen der *Internationalen Strahlenschutzkommission* ICRP gilt dabei ein Jahr zu 50 Wochen à fünf 8-Stunden-Tage als Referenz [542].

In einigen Behälterkonzepten wie z. B. dem slowakischen (Abschnitt 2.4.27) und daraus folgend wahrscheinlich dem tschechischen Behälterkonzept (Abschnitt 3.6.2.5) sowie dem belgischen *Supercontainer* (Abschnitt 3.6.3.1) ist explizit eine Umverpackung vorgesehen, da die Abschirmwirkung der eigentlichen Behälter nicht ausreicht. In solchen nicht ausreichend für Transport und Handhabung abgeschirmten Behälterkonzepten dient ein spezifischer Transport- bzw. Abschirmbehälter der zusätzlichen Abschirmung des Strahlungsfeldes während Transport- und Einlagerungsvorgängen sowie gegebenenfalls während einer möglichen späteren Rückholung oder Bergung der Gebinde.

In **Deutschland** gilt für den Schutz von beruflich strahlenexponiertem Personal ein Grenzwert der effektiven Dosis von 20 mSv über ein Kalenderjahr; in Einzelfällen kann eine effektive Dosis von 50 mSv gestattet werden. In fünf aufeinanderfolgenden Jahren dürfen dabei 100 mSv nicht überschritten werden (§78 StrSchG [543]). Für **Frankreich** liegt der Grenzwert für die Jahresdosisleistung bei eingesetztem Personal bei 5 mSv für den Normalbetrieb und 20 mSv für Störfallereignisse [385]. In **Kanada** gilt für beruflich exponiertes Personal („*Nuclear Energy Worker*“) eine maximal zulässige Dosis von 100 mSv über 5 Jahre, wobei in keinem Jahr mehr als 50 mSv anfallen dürfen. Gleichmaßen gilt für den Betrieb ein Grenzwert von 10 mSv/a für das eingesetzte Personal [535].

Neben den regulatorisch definierten maximal zulässigen Äquivalentdosen über einen Zeitraum von einem oder mehreren Jahren wird für die Handhabung auch auf die Grenzwerte für maximale Äquivalentdosisleistungen für Transportgebinde auf öffentlichen Wegen zurückgegriffen, obwohl diese streng nur für den Transport außerhalb des Betriebsgeländes gelten. Nach dem hier geltenden Regelwerk der ADR/RID darf die Ortsdosisleistung an keinem Punkt der äußeren Oberfläche der Gebinde 2 mSv/h überschreiten (bei „ausschließlicher Verwendung“ ist ein höherer Grenzwert von 10 mSv/h zulässig). In einem Abstand von 2 m gilt weiterhin ein Grenzwert von $0,1 \text{ mSv/h}$ [544].

Die Grenzwerte von 10 mSv/h an der Gebindeoberfläche und $0,1 \text{ mSv/h}$ in 2 m Oberfläche wurden von **Großbritannien** als generische Anforderungen an Endlagergebäude übernommen [174]. Allerdings sind an anderer Stelle auch ein genereller Grenzwert von 2 mSv/h an der Gebindeoberfläche und der Grenzwert von $0,1 \text{ mSv/h}$ bereits in einer Entfernung von 1 m zur Gebindeoberfläche als generische Anforderungen an die Endlagergebäude angegeben [396]. In **Deutschland** werden die Vorgaben der ADR/RID ebenfalls als Referenz für die Handhabung hinzugezogen, wogegen für die Abschätzung der Strahlungsexposition des eingesetzten Personals die durch das Betriebspersonal jährlich akkumulierte Äquivalenzdosis

berechnet und mit den o. g. Grenzwerten verglichen wird (z. B. [147]). In enger Anlehnung an die ADR-Grenzwerte wurde für den (für Transport und Lagerung ausgelegten) POLLUX®-Behälter (siehe Abschnitt 3.6.4.1) eine maximale Äquivalenzdosisleistung von 2 mSv/h an der Gebindeoberfläche und von 0,1 mSv/h in bereits 1 m Entfernung als Planungsvorgabe festgesetzt [142]. Dies deckt die ADR-Vorgabe von 0,1 mSv/h in 2 m Abstand ab. Spätere Quellen für die maximal zulässige Dosisleistung an der Gebindeoberfläche beim POLLUX®-Behälter nennen hiervon abweichend wieder 10 mSv/h (mit Bezug auf die „ausschließliche Verwendung“) [105] bzw. 0,1 mSv/h in 2 m Abstand [538], immer mit Bezug zur ADR/RID.

In einigen Fällen musste auf Ausweichquellen zurückgegriffen werden; so wurde für die **tschechischen** Personendosisgrenzwerte darauf zurückgegriffen, dass es sich entsprechend den tschechischen Strahlenschutzverordnungen (Dekret 422 vom 14.12.2016, §19) bei Nuklearanlagen und Abfalllagern um Level-IV-Arbeitsplätze handelt, für die keine maximale Prozessaktivität definiert ist [545], für die aber die Grenzwerte für die Personendosisleistung bei der Handhabung umschlossener Strahlungsquellen gelten, also 100 µSv/h an der Oberfläche und 10 µSv/h in 1 m Abstand [545]. Die Entsorgungsbehälter für bestrahlten Brennstoff oder Abfälle aus dessen Wiederaufarbeitung gelten entsprechend als Typ-D-Behälter [546].

In den **Vereinigten Staaten von Amerika** gelten für den Transport auf öffentlichen Wegen ebenfalls die Anforderungen aus ADR/RID. Dies ist auch in den Anforderungen an die für das YMP entwickelten Behälter (kombinierte Transport-, Lager- und Endlagerbehälter, TAD, siehe Abschnitt 3.6.6.1.1) verankert, die „den *Einschluss der Abfälle während Transport, Versatz und Rückholung*“ gewährleisten sollen (10 CFR § 60.135 [547]). Weitergehende explizite Anforderungen an die Behälter selbst sind in den Vorschriften nicht enthalten [548]; so soll außerhalb des Kontrollbereiches nach 10 CFR § 72.104 ein Grenzwert für die Körper-Äquivalentdosis von 0,25 mSv pro Jahr nicht überschritten werden [549]. Unter trockenen Bedingungen ergaben Abschirmberechnungen für einen aus dem TAD-Konzept weiterentwickelten STAD-Behälter (siehe Abschnitt 3.6.6.1.2) Äquivalentdosisleistungen an der Gebindeoberfläche von umgerechnet¹³ < 10 mSv/h. Unter der Annahme einer Flutung des Behälters und der vorhandenen Zwischenräume mit Wasser sinkt diese Dosisleistung auf < 1 mSv/h [548].

3.5.6.2 Temperatur

Um eine Handhabbarkeit der Gebinde zu gewährleisten und das eingesetzte Personal zu schützen, müssen bei der Entsorgung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle auch die Temperaturen an den für Handhabungsvorgänge während des Betriebes sowie bei einer möglichen späteren Rückholung oder Bergung zugänglichen Oberflächen begrenzt werden. Als grundsätzliche Referenz dienen hier ebenfalls die übernationalen Grenzwerte aus dem Transportrecht der ADR/RID. Als B(U)-Versandstück klassifizierte Gebinde dürfen an berührbaren Oberflächen eine Temperatur von 50 °C nicht überschreiten; als Maximum werden 85 °C angegeben [505]. Für die Referenzkonzepte für Endlagerbehälter in Großbritannien ergibt sich aus diesen Vorgaben eine weitere Begrenzung der Wärmeleistung für die Einlagerung in Evaporiten (d. h. Steinsalz). Aufgrund der in Großbritannien aus der VSG übernommenen maximal zulässigen Temperatur an den Gebindeoberflächen im Steinsalz von 200 °C wurde hier eine maximal zulässige Wärmeleistung der Gebinde von 3.160 W berechnet. Für die Einhaltung der Grenzwerte aus ADR/RID hingegen ist eine Begrenzung der Wärmeleistung auf ≤ 2.000 W notwendig (vergleiche Tabelle 22). Für die

¹³ In U.S.-amerikanischen Berichten wird die Äquivalentdosis zumeist noch in „Roentgen equivalent in man“ (rem) angegeben. 1 rem = 10 mSv.

Referenzbehälterkonzepte in Tonstein (≤ 1.940 W) und Kristallingestein (≤ 1.600 W) hingegen ist die Wärmeleistung nicht durch die Anforderung nach Handhabbarkeit, sondern durch die Anforderung nach Begrenzung der Temperaturen zum Schutz der geotechnischen Barrieren begrenzt [174].

Von den Anforderungen nach ADR/RID weichen dagegen die Vorgaben in **Frankreich** ab, die im Betrieb eine maximal zulässige Oberflächentemperatur von $60\text{ }^{\circ}\text{C}$ vorgeben [102]. Für die Endlagergebinde in **Kanada** wurde aufgrund derer geringen Wärmeleistung (siehe Tabelle 22) keine für Handhabungsvorgänge maximal zulässige Oberflächentemperatur festgelegt; thermische Berechnungen beladener Behälter ergaben für den Behälter allein eine maximale Oberflächentemperatur von $23\text{ }^{\circ}\text{C}$ bei einer angenommenen Lufttemperatur von $20\text{ }^{\circ}\text{C}$. Die Temperatur im Behälterinneren betrug in diesem Falle $69\text{ }^{\circ}\text{C}$. Im für Handhabung und Einlagerung in der „buffer box“ verpackten Gebinde wurde an der Behälteroberfläche unter gleichen Randbedingungen eine maximale Temperatur von $37\text{ }^{\circ}\text{C}$ berechnet; auf der Oberfläche der „buffer box“ selbst war keine wesentliche Erwärmung über die Lufttemperatur hinaus feststellbar [523].

3.5.7 Rückholbarkeit und Bergbarkeit

Die Anforderung nach Gewährleistung einer Rückholbarkeit bzw. Bergbarkeit der Endlagergebinde wird in **Deutschland** seit 2010 gestellt [5]. Nach den geltenden Begriffsdefinitionen in § 2 StandAG handelt es sich bei der Rückholbarkeit um „die geplante technische Möglichkeit zum Entfernen der eingelagerten [Endlagergebinde] während der Betriebsphase“ und bei der Bergung um ein „ungeplantes Herausholen von radioaktiven Abfällen aus dem Endlager“ [135]. Es handelt sich in beiden Fällen um Korrekturmaßnahmen, mit denen möglicherweise auftretende Fehlentscheidungen berichtigt oder Fehlentwicklungen vermieden werden können. Im vorliegenden Verordnungsentwurf der zukünftigen Endlagersicherheitsanforderungen [7] sind die Anforderungen an die Gewährleistung einer späteren Rückholbarkeit (§ 13 EndlSiAnfV) und Bergbarkeit (§ 14 EndlSiAnfV) definiert. Dementsprechend gilt die Anforderung nach einer Rückholbarkeit der Gebinde vom Beginn der Einlagerung bis zum Beginn der Stilllegungsarbeiten – in den bisherigen Sicherheitsanforderungen war dieser Zeitraum vom Beginn der Einlagerungsarbeiten bis zum vollständigen Verschluss des Endlagersystems definiert [5]. Nach den *Sicherheitsanforderungen* von 2010 ist eine Bergbarkeit der Gebinde vom Verschluss des Endlagers an für 500 Jahre zu gewährleisten, wobei für den Fall einer Bergung in diesem Zeitraum die Handhabbarkeit der Gebinde zu gewährleisten ist und eine Freisetzung radioaktiver Aerosole vermieden werden soll [5]. Nach der zukünftigen Endlagersicherheitsanforderungsverordnung ist die Ermöglichung einer Bergung der Endlagergebinde zwischen der Stilllegung und einem Zeitraum von 500 Jahren nach dem vorgesehenen Verschluss des Endlagers zu gewährleisten. Hierfür getroffene Vorkehrungen gelten als ausreichend, wenn sie eine individuelle Auffindbarkeit und Identifizierbarkeit ermöglichen, dazu eine für die Handhabung ausreichende mechanische Stabilität erlauben und eine Freisetzung radioaktiver Aerosole vermeiden [7]. Die Bedeutung der Anforderung nach Rückholbarkeit für die in Deutschland bisher im Rahmen von FuE-Vorhaben entwickelten Endlagerkonzepte in den Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein wurde im Rahmen eines entsprechenden FuE-Vorhabens untersucht [550]; Rückholungskonzepte für das Wirtsgestein Steinsalz wurden im Rahmen der VSG erarbeitet [513]. Eine zusammenfassende Darstellung der sich aus Rückholbarkeit und Bergbarkeit ergebenden Anforderungen an Endlagergebinde in Deutschland befindet sich im Bericht zum AP3 des Vorhabens „KoBrA“, zur Bergbarkeit insbesondere im Kapitel 7 [3].

In keinem anderen der betrachteten Endlagerprogramme wird eine spätere Bergbarkeit der Endlagergebinde aus dem (bereits stillgelegten bzw. verschlossenen) Endlager gefordert;

allerdings gibt es in vielen Programmen Anforderungen nach Rückholbarkeit, die sich von den in Deutschland geltenden Anforderungen teilweise unterscheiden.

So gilt in **Frankreich** für das gesamte Endlagerprogramm das „Prinzip der Umkehrbarkeit“. Dieses Konzept aufeinander aufbauender Einzelschritte soll garantieren, dass zukünftige Generationen bereits getroffene Entscheidungen auch im laufenden Prozess aufgrund neugewonnener Erkenntnisse wieder zurücknehmen und verändern können. Die Entscheidungsfreiheit späterer Generationen soll so lang wie möglich nur minimal eingeschränkt werden. Die Rückholbarkeit bereits eingelagerter Gebinde ist zentraler Bestandteil dieses Konzeptes. Die Einlagerung der Endlagergebäude erfolgt dabei erst nach einer mehrjährigen Testphase, und zunächst in einem „Pilotlager“. Nach dem Abschluss der Einlagerung im Pilotlager werden die dabei gewonnenen Erkenntnisse zusammengefasst und veröffentlicht. Erst danach wird das eigentliche „Hauptlager“ weiter ausgebaut. Nach dem Ende der Einlagerung im Hauptlager soll das gesamte Endlager dann verschlossen werden [160]. Bis zu diesem Verschluss der Gesamtanlage ist eine Rückholbarkeit der Gebinde für einen Zeitraum von bis zu 100 Jahren vorgesehen [114]. Zur Identifizierung im Falle einer Rückholung sind alle Gebinde individuell markiert (siehe Abbildung 82).

In der **Schweiz** soll im Rahmen eines „umkehrbaren“ Endlagerkonzeptes ebenfalls ein Pilotlager parallel zum Hauptlager betrieben werden. In diesem Pilotlager soll das Verhalten des Endlagersystems während des Endlagerbetriebes im Hauptlager untersucht werden [281]. Neben dem Verhalten der geotechnischen und geologischen Barrieren sollen explizit auch Rückholungskonzepte *in situ* erprobt werden können [282]. Nach dem Abschluss der Einlagerungsarbeiten schließt sich eine Beobachtungsphase von 10 Jahren für das Hauptlager bzw. von 50 Jahren für das Pilotlager an, während der die Rückholbarkeit der Gebinde gewährleistet sein muss. Erst nach dem Ende dieser Beobachtungsphase wird das Endlager verschlossen [283].

In **Schweden** ist die Rückholbarkeit der Gebinde während der Betriebsphase „prinzipiell vorgesehen“ [274], jedoch wird der Nachweis bzw. die Demonstration einer Rückholbarkeit weder gefordert noch verworfen. Die Betreibergesellschaft SKB führt entsprechende Betrachtungen und Untersuchungen im Wesentlichen eigenverantwortlich durch [551]. Das Herausholen eines bereits versetzten KBS-3-Behälters aus seinem mit Bentonit verfüllten Bohrloch wurde bereits demonstriert. Hierbei ist zu beachten, dass zwar der den Behälter umgebende Bentonit-*buffer* vollständig mit Wasser gesättigt war, nicht aber der den Behälter nach überdeckende *buffer*. Auch war die Freilegung der Einlagerungsstrecken nicht Teil des Demonstrationsversuches. Auch eine mögliche Exposition des eingesetzten Personals durch kontaminierte oder aktivierte Spülwässer (Wasser und freigespültes Bentonit) oder durch die Rückholung des nicht ausreichend abgeschirmten Gebäudes wurden nicht betrachtet [552]. Eine Bergbarkeit der Gebinde nach dem Verschluss des Endlagers ist explizit nicht vorgesehen [553]. In **Finnland** ist eine Rückholbarkeit der Gebinde ebenfalls „prinzipiell vorgesehen“ [154]; im Unterschied zu Schweden gibt es hier aber eine regulatorische Anforderung an die Betrachtung einer „Wieder-Öffnung“ des Endlagers, die eine Kostenabschätzung, eine Gefahrenabschätzung für die Bevölkerung und eine Bereitstellung der dafür notwendigen Technologie beinhaltet [554].

In **Kanada** wird eine Rückholbarkeit der Gebinde bis zum Verschluss des Endlagers gefordert [535]. In **Großbritannien** werden derzeit nur generische Studien durchgeführt und generische Anforderungen an die Endlagergebäude und Endlagerkonzepte formuliert; eine Umkehrbarkeit von Maßnahmen und eine – abhängig von möglicherweise zu implementierenden Überwachungsmaßnahmen auch die Nachverschlussphase umfassende – Rückholbarkeit der Endlagergebäude wird allgemein betrachtet [555].

3.5.8 Weitere Anforderungen

Aus der Notwendigkeit, die Endlagerbehälter in einem Endlagerprogramm in großtechnischem Maßstab in ausreichender Menge zu fertigen, zu prüfen, zu beladen und (gegebenenfalls auf öffentlichen Wegen) zu transportieren, ergeben sich weitere Anforderungen. Diese Anforderungen aus Planung, Fertigung und Logistik sind nicht in allen genauer betrachteten Endlagerprogrammen in gleichem Maße formuliert oder beschrieben, können aber zusätzliche Randbedingungen an die Auslegung von Behälterkonzepten ergeben. Daher sollen hier exemplarisch einige dieser weitergehenden, nicht unmittelbar schutzzielorientierten Anforderungen aus ausgewählten Endlagerprogrammen aufgeführt werden:

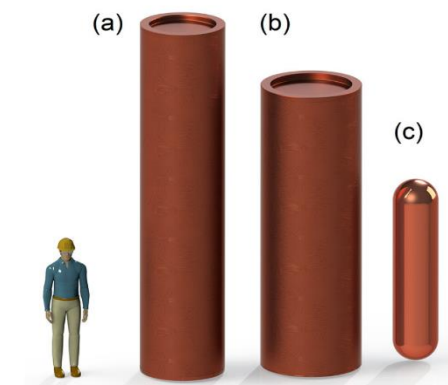


Abbildung 41:
Kanadische Endlagerbehälterkonzepte: Gegenüber dem aus dem schwedisch-finnischen KBS-3-Konzept (a) abgeleiteten Referenzbehälter IV-25 (b) ist der UFC-II-Behälter (c) wesentlich kleiner [632].

Die minimalen Gebindedimensionen sind durch die endzulagernde Abfallform festgelegt. So wurde z. B. in einem FuE-Vorhaben zur Endlagerung der Brennstäbe und Brennelemente aus **deutschen** Versuchs-, Forschungs- und Prototyp-reaktoren die Möglichkeit untersucht, diese Abfälle in Brennstabkokillen des Typs BSK-3 einzulagern [90]. Für die mögliche Einlagerung von Brennelementkugeln der HTR-Anlagen in Jülich und Hamm-Uentrupp in den dazugehörigen Brennelementkannen wurde als Adaptation der BSK-3 eine entsprechend größere „BSK-THTR/AVR“ skizziert (siehe Abbildung 100). Auch die Verkleinerung des **kanadischen** Behälterkonzeptes vom aus dem KBS-3-System abgeleiteten Referenzbehälter IV-25 zum derzeitigen UFC-II-Behälter (Abbildung 41) basiert auf den gegenüber LWR-BE wesentlich kürzeren CANDU-Brennstabbündeln (siehe Abschnitt 3.2.4).

Hinsichtlich der maximalen Gebindedimensionen können sich einerseits aus einem möglichen Transport der Gebinde über Straße, Schiene oder Wasser ergeben, und andererseits am Standort aus der verwendeten Transport- und Einlagerungstechnik sowie der Notwendigkeit die Gebinde sowohl während des Betriebes als auch auch im Falle einer späteren Rückholung oder Bergung bewegen zu müssen. In **Großbritannien** werden aus der Anforderung an die Transportfähigkeit nach ISO668 maximale Gebindedimensionen von $6,058 \times 2,438 \times 2,591$ m³ abgeleitet. Darüber hinaus gelten für den Transport auf der Schiene Maximalabmessungen von ca. 6 m (Länge) $\times$ 2,67 m (Breite) $\times$ 2,40 m (Höhe). Als maximale transportfähige Masse werden untertage 80 t abgeschätzt, was aufgrund der Notwendigkeit einer Transport-Umverpackung für die ausreichende Abschirmung zu einer maximal zulässigen Gebindemasse von ca. 65 t führt [174]. Für Endlagergebinde in Deutschland wurde eine Machbarkeitsstudie durchgeführt, in deren Ergebnis die technische Möglichkeit der Einlagerung von Gebinden mit einer Masse von bis zu 160 t positiv bewertet wurde [147].

Weitergehende Anforderungen aus dem Endlagerbetrieb ergeben sich aus der Logistik und dem Qualitätsmanagement: Für eine vorgesehene jährliche Produktion und Beladung von 200 Behältern jährlich ist in **Schweden** eine geeignete Fertigungs- und Prüfinfrastruktur zu schaffen, wobei auch ausreichende Kapazitäten in der Materialbeschaffung und Logistik sowie eine zuverlässige Basis an qualifizierten Unterauftragnehmern zu berücksichtigen sind [556, 557]. Die Fertigung und Prüfung der Behälter wurde ebenfalls getestet und erprobt [558]. In der **Schweiz** wurden Anforderungen an Tests und Prüfungen für eine Fertigungs- und Beladungsrate von 1 bis 2 Behältern täglich formuliert, worin Materialverfügbarkeit,

Herstellungsverfahren und Normenverträglichkeit und die Möglichkeit einer Rekonditionierung beschädigter Gebinde enthalten sind (siehe Tabelle 42) [100].

3.6 Behälterkonzepte

In Tabelle 24 sind Behälterkonzepte verschiedener hier betrachteter Länder anhand ihrer Wandstärken und -zusammensetzungen (Farblegende der Materialien siehe Tabelle 25) dargestellt. Entsprechend den erarbeiteten Konzepten derjenigen unter den in Abschnitt 2.4 vorgestellten Länder, deren Behälterprogramm bereits weit fortgeschritten ist, wurden die wesentlichen Behälterkonzepte für Kristallingestein (**Schweden/Finnland, Kanada, Republik Korea, Tschechische Republik** und, zum Vergleich, **Slowakei**), für Tonstein (**Belgien, Schweiz und Frankreich**), für Steinsalz (**Deutschland**) und für Tuff (**Vereinigte Staaten von Amerika**) zusammengetragen. Aus den für aktuelle und ausgewählte frühere Behälterkonzepte angegebenen Materialzusammensetzungen und Wandstärken sind z. B. die Ähnlichkeiten der Behälterkonzepte im Kristallin (Abschnitt 3.6.2) genauso ersichtlich wie die weitgehend unterschiedlichen Entwicklungen im Ton (Abschnitt 3.6.3) oder die Entwicklung der amerikanischen Behälterkonzepte für das Yucca-Mountain-Projekt (Abschnitt 3.6.6.1.1).

3.6.1 Behältermaterialien

Für einige der in den in Tabelle 24 aufgeführten Behälterkonzepten verwendeten metallischen Werkstoffe (siehe Tabelle 25) sowie für Konzepte keramischer Behälter (siehe Abschnitt 3.6.5) vorgeschlagene Materialien sind in Tabelle 26 wesentliche mechanische und thermomechanische Kenngrößen aufgelistet. Die Tabelle umfasst, soweit in den gesichteten Quellen angegeben, die Dichte ρ , den Elastizitätsmodul E , die Poisson-Zahl ν , die Vickers-Härte HV , den kritischen Spannungsintensitätsfaktor K_{IC} , die Bruchspannung σ_{frac} , den thermischen Ausdehnungskoeffizienten α , die Wärmeleitfähigkeit λ und die spezifische Wärmekapazität c_p .

3.6.1.1 Auswahlkriterien für Behältermaterialien

Die hier detailliert betrachteten Behälterkonzepte bestehen allesamt aus metallischen Werkstoffen. Alternativ betrachtete keramische Behälterkonzepte (siehe Abschnitt 3.6.5) sind gegenüber metallischen Behälterkonzepten deutlich seltener. Grund hierfür ist die derzeit nicht etablierte bzw. vorhandene Technologie, die eine industrielle Fertigung benötigter keramischer Großkomponenten und einen sicheren Verschluss beladener Behälter in der geforderten Qualität und Zuverlässigkeit gewährleisten kann. Daher sind auch die im Folgenden betrachteten Behälterkonzepte allesamt metallbasiert. In den in Tabelle 24 zusammengestellten metallischen Behälterkonzepten sind im Wesentlichen zwei verschiedene funktionelle Materialgruppen – Strukturmaterialien und Korrosionsbarrieren – aus vier verschiedenen Grundmetallen enthalten. Die mechanische Festigkeit gewährleistende Strukturmaterialien sind allgemein eisenbasiert (Gusseisen, Stahl oder Edelstahl), während die Korrosionsbarrieren, als Hülle oder Beschichtung ausgeführt, zusätzlich Kupfer, Titan- oder Nickellegierungen umfassen. In den folgenden Abschnitten sowie zusammengefasst in Tabelle 27 sind für einige der hier betrachteten Behälterkonzepte exemplarische Auswahlkriterien aufgeführt, die für die Entscheidung für bestimmte Behältermaterialien von Bedeutung waren bzw. sind.

Behälterwandkonzepte																
Gestein	Land	Jahr	Quelle	Inventar	Zusammensetzung [mm]											außen
					innen → → → → → → → → → → → → → → außen											
Kristallin	Schweden Finnland	1995	[154, 275]	BE	50				50							Bentonit
	Kanada OPG	2002	[150]		96						25					
	Kanada IV-25	2013	[209]		102,5						25					
	Kanada UFC II	2015	[210]		46,2								≥3			
	Slowakei	2017	[295]		5	55...80						3				
	Tschechien'12	2012	[311]		5	45						0,5				
	Tschechien ca	2016	[515, 314]		10	120...137										
	Tschechien cr1				63...84								5			
	Tschechien cr2												5			
	Rep. Korea 1	2007	[217]		50				50							
	Rep. Korea 2	2007	[220]	50?				50?								
	Rep. Korea 3	2011	[218]	KA	95								10			
Tonstein	Belgien ¹⁴	2016	[115]	BE VA	C	OP	F	540...750					U	15		
	Schweiz Ref.	2012	[100]		140										Bent.	
	Frankreich	2005	[162]	BE	40...45				110							
			2017	[160]	VA	53...65										16
Steinsalz	Deutschland	1986	[142, 559]	BE	155			3	3	56	205				Salz	
		1987	[144]	AWA	50						6					
		2004	[300]	AWA	160				274							
		2010	[513]		19,5...44,5											17
Tuff	Vereinigte Staaten von Amerika	1984	[333]	BE und / oder AWA	10	keine Abschirmung										Luft
		1991			9,5	keine Abschirmung										
		1993			9,5	100										
		1995			25	20	100									
		1998			20	100										
		2000			50						20					
		2008			51						25	25				

Tabelle 24: Wandkonzepte unterschiedlicher Endlagerbehälter (jeweils nicht maßstäblich). Bekanntermaßen obsolete Konzepte sind in blauer Schrift markiert. Farblegende für die Materialien in Tabelle 25 auf der nächsten Seite.

¹⁴ *Supercontainer*-Konzept: C – Container; OP – Umverpackung; F – Füllmaterial; U - Ummantelung

¹⁵ Als Verfüllmaterial wird je nach Quelle Beton [116] oder „zementbasiertes Material“ angegeben [596].

¹⁶ Die Gebinde werden in einem verrohrten horizontalen Einlagerungstunnel gelagert; anschließende Medien sind daher ggfs. eine dünne Luftschicht, die Stahlverrohrung und dahinter das Wirtsgestein Ton.

¹⁷ Die Gebinde (BSK-3R) werden in mit Quarzsand verfüllten verrohrten Vertikalbohrlöchern eingelagert.

Feld	Material	ISO	Bemerkungen
<i>Inventar</i>			
BE	Brennelemente		
VA	Verglaste Abfälle		Edelstahlkokillen mit vergasten HLW (CSD-V); Stahlmantel nicht eingezeichnet
AWA	Abfälle aus der Wiederaufarbeitung		Edelstahlkokillen mit verglasten HLW (CSD-V oder äquivalent), verglasten Prozesslösungen (CSD-B) oder verpressten Metallabfällen (CSD-C); Stahlmantel nicht eingezeichnet
KA	Keramische Abfälle (Rep. Korea)		verpresste keramische Abfälle aus der Pyroprozessierung im Edelstahlbehälter
<i>Strukturmaterialien</i>			
	Gusseisen		
	Stahl		
	Edelstahl		
<i>Korrosionsschutz</i>			
	Legierung Alloy 825	NiFe30Cr21Mo3	[560]
	Legierung Alloy 22	NiCr21Mo14W3	[561]
	Titan (<i>grade 7</i>)		
	NiCr		NiCr80/20 [311]; gen. <i>Inconel</i> [142]
	Hastelloy-C4	NiMo16Cr16Ti NiMo16Cr15Fe6W4	[562] hohe Beständigkeit gegen [563] Chloride, Halide etc. [564]
	Kupfer		
	OFP-Kupfer		sauerstoffreies phosphordotiertes Cu
<i>Moderatorschicht (POLLUX® (1986/87))</i>			
	Moderator		50 mm PE in Al-Lamellen (2x3 mm)
<i>Betonhülle</i>			
	Füllbeton		[117, 118, 115]; Wasser/Zement = 1,0
	Strukturbeton		[117, 118, 115]; selbstkompaktierend
<i>Behälterumgebung</i>			
B	Bentonit		nass/reduzierend
S	Salz		trocken/reduzierend
Luft	Luft		oxidierend

Tabelle 25: Materialien für verschiedene Behälterkonzepte (Farblegende zu Tabelle 24)

Basis	Material	ρ	E	ν	HV	K_{IC}	σ_{frac}	α	λ	C_p	Quelle
		g/cm ³	GPa	1	GPa	MPa·√m	MPa	10 ⁻⁶ /K	W/(m·K)	J/(g·K)	
Cu	OFPC	8,93	117	0,3	k. A.	--	k. A.	16	380	0,39	[207]
	Kupfer	8,94	114	0,308	k. A.	--	k. A.	16,9	391	0,394	[154]
Ni	Hastelloy	8,64	211	k. A.	k. A.	k. A.	k. A.	10,8	10,1	0,41	[562]
	Inconel	8,44	205	k. A.	k. A.	k. A.	k. A.	12,8	k. A.	k. A.	[565]
	Alloy 22	8,90	220	0,29	k. A.	k. A.	360	11	10	0,43	[566]
	Alloy 825	8,20	200	0,28	k. A.	k. A.	260	14	11	0,46	[567]
Ti	Titan gr. 7	4,51	105	k. A.	k. A.	k. A.	k. A.	8,70	k. A.	k. A.	[565]
Eisen	15MnNi63	7,80	211	0,3	k. A.	k. A.	450	k. A.	50	k. A.	[568]
	Gussstahl	7,80	200	0,3	k. A.	k. A.	k. A.	12	59	0,46	[207]
	Baustahl	7,85	210	0,3	k. A.	k. A.	≥335	12	≤63	0,50	[154]
	EN-GJS-400-15U	7,20	166	0,32	k. A.	78	≥240	11,5	36	0,461	[154]
	GGG40.3	7,20	156	0,25	k. A.	k. A.	343	k. A.	35	k. A.	[568]
Keramik	Alumina	3,97	375	0,22	20,6	4	≤500	8,4	≤38	880	[569, 570]
	Silizium-carbid	≥ 3,1	420	0,16	26	3,5	400	2,75 ...5,05	75 ...130	700 ...1050	[571]
	Silika-MgO	2,2... 2,8	70... 120	k. A.	k. A.	k. A.	110... 180	4...7	2...5	k. A.	[565]
	Zirkonia-MgO	5,74	210	k. A.	13	8,1	500	10,2	3	k. A.	
	Zirkonia-Yttria	6,08	210	k. A.	13	10,0	1.000	10,4	2,5	k. A.	
	Titanoxid	4,26	283	k. A.	k. A.	2,5	69... 103	9,4	8,8	k. A.	
	E80	3,05	154	k. A.	k. A.	k. A.	136	k. A.	7,4	k. A.	

Tabelle 26: Mechanische Kenngrößen ausgewählter Behältermaterialien. Die thermomechanischen Größen sind, soweit möglich, für den Temperaturbereich zwischen 20 °C und 500 °C abgegeben. **OFPC** – Sauerstofffreies phosphordotiertes Kupfer; **ES** – Edelstahl; **E80** – Alumina/Silika-Mischkeramik aus dem Behälterkonzept der Andra (Abschnitt 3.6.5.3).

3.6.1.2 Materialien für den Korrosionsschutz

Kupfer als Material für die äußere Hülle des **schwedisch-finnischen** KBS-3-Behälters war – neben Titan (siehe Abbildung 46) – bereits frühzeitig ein mögliches Material für die notwendige Korrosionsbarriere. Unter anoxischen Bedingungen und im hydrochemischen Milieu des Skandinavischen Schildes wurde Kupfer als chemisch weitestgehend stabil angesehen; aufgrund der niedrigen Korrosionsraten wurden für eine angenommene Wandstärke von 50 mm „vom Blickpunkt der Korrosion her Standzeiten von mehreren Millionen Jahren“ prognostiziert [266]. In späteren Quellen werden niedrigere Standzeiten veranschlagt, allerdings wird auch dort allgemein eine den gesamten in Schweden und Finnland relevanten Nachweiszeitraum von 100.000 Jahren konservativ abdeckende Behälterlebensdauer veranschlagt [275, 154]. Es gibt hier jedoch auch abweichende Forschungsergebnisse (siehe Fußnote 18 auf Seite 126). Daher wurde Kupfer als Korrosionsbarriere für alle in Schweden betrachteten Endlagerkonzepte außer sehr tiefen Bohrlöchern bevorzugt. Auch in der Verarbeitung des Kupfers und der Fertigung der Hülle wurden Vorteile gegenüber alternativen Materialien – Titan und Stählen – gesehen; lediglich ein mögliches Gießen der Behälter und (um ca. 15% je Gebinde) niedrigere Materialkosten sprachen hier für Stahl. Insgesamt wurde Kupfer aufgrund der vorhandenen Technologien und der Vorteile in der Langzeitsicherheit als optimales Material für die äußere Hülle des KBS-3-Behälterkonzeptes identifiziert [266]. Später wurde die Materialdefinition noch erweitert: Anstelle von hochreinem Kupfer wurde als Hüllmaterial sauerstofffreies phosphordotiertes Kupfer (*oxygen-free phosphorus-doped copper*, OFPC) beschlossen. Das hochreine Kupfer (> 99,99 %) soll mit einem Anteil von 30...100 ppm Phosphor und einem Schwefelanteil von < 12 ppm eine ausreichend hohe Kriechzähigkeit besitzen (> 15%), um auch unter den mechanischen Lasten des Endlagers eine allseitig gleichförmige Korrosionsbarriere aufrechtzuerhalten. Einige 10 ppm Sauerstoff sollen mögliche Korrosionsprozesse an den Korngrenzen (durchschnittliche Korngröße < 360 µm) auszuschließen [275]. Auch im **kanadischen** Endlagerprogramm wurden anfangs Kupfer und Titan als mögliche Korrosionsbarrieren betrachtet. Kupfer wurde hier gewählt, da es unter den erwarteten anoxischen Bedingungen nicht nur sehr geringe Korrosionsraten aufweist, sondern darüber hinaus keine Lochfraßkorrosion zeigt [572].

Gruppe	Material	Land	Kriterien	Quelle
Gusseisen	Sphäroguss, Grad SS0717	Schweden Finnland (implizit auch, Rep. Korea)	- einfachere Fertigung - niedrigere Kosten - mechanische Stabilität (höher als Stahl)	[380]
	GJS			[275]
	EN-GJS-400-15U			[556, 154]
	Sphäroguss, 0.7040 (GGG40.3)	Deutschland	- Mechanische Belastbarkeit - einfache Fertigung (Guss)	[105, 559]
Stahl	SA 106 Gr. C	Kanada	- bereits industriell verfügbar - anforderungsgerecht (Festigkeit, Zähigkeit, Bruchfestigkeit)	[572]
	SA 516 Gr. 70 (Deckel)		- gleiche ASME-Klassifizierung wie SA 106 Gr. C - gute Verschweißbarkeit mit SA 106 Gr. C	
	verschiedene (siehe Tabelle 34); z. B. CSN422707.9	Tschechien	- mechanische Festigkeit - Korrosionsrate langfristig $\leq 5 \mu\text{m/a}$ - Chemische Verträglichkeit mit anderen Materialien	[515]
	Kohlenstoffstahl	Schweiz	- verfügbare Fertigungstechnik - einfache Fertigung - gute Schweißbarkeit - Korrosionsprozesse genau bekannt	[565]
	P235 unlegiert	Frankreich	- Korrosionsprozesse genau bekannt (minimale Unsicherheiten, bestmögliche Modellierbarkeit) - Korrosionsraten nur schwach abhängig vom hydrochemischen Milieu - lang etablierte Fertigung	[162]
	Feinkornbaustahl 1.6210	Deutschland	- gute Schweißbarkeit - Korrosionsbeständigkeit - einfache Fertigung (Schmieden)	[105, 559]
Kupfer	Kupfer	Kanada	- Korrosionsbeständigkeit - keine Lochfraßkorrosion - anpassbare Fertigungstechnologie (Aufsprühen nach Verschluss)	[572]
		Schweden Finnland	- Korrosionsbeständigkeit - einfache Fertigung - vorhandene Schweißtechnologien	[266]
	OFPC		- verbesserte Kriechzähigkeit - Ausschluss von Korrosion an den Korngrenzen	[275, 154]

Tabelle 27: Beispiele für Auswahlkriterien für Behältermaterialien

3.6.1.3 Strukturmaterialien

Die Entscheidung für einen gusseisernen Innenbehälter beim KBS-3-Behälter in **Schweden** fiel 1994/95 in einer Ergänzung zu jener Systemstudie, die 1992/93 den KBS-3-Behälter als Favoriten unter einer Reihe anderer Behälterkonzepte herausgestellt hatte (PASS [266]). Als Ergebnis dieser Studie wurde ein Doppelhüllenbehälter mit einer massiven äußeren Kupferhülle als Korrosionsschutz und einem inneren Behälter aus Gussstahl für die mechanische Festigkeit für die zukünftige Verwendung als alleiniges Endlagerbehälterkonzept im schwedischen Entsorgungsprogramm empfohlen und bis 1994 weiter untersucht [573]. Erst im Nachgang wurde 1995 das Material des inneren Behälters von Gussstahl zu Gusseisen verändert [380]. Als Material wird allgemein „Gusseisen mit Kugelgraphit“ angegeben, mit verschiedenen Bezeichnungen verschiedener Genauigkeit (siehe Tabelle 27). Als Motivation findet sich die einfachere Fertigung des Innenbehälters, aber auch eine Kostenreduktion durch den Wegfall einer größeren Masse hochwertigeren, schweißbaren Materials. Vor- oder Nachteile im Langzeitverhalten des Werkstoffes konnten jedoch mangels entsprechender Daten nicht bewertet werden. Die mechanische Festigkeit wurde als zwei- bis dreimal stärker als die eines vergleichbaren Gussstahlbehälters abgeschätzt. Als Nachteile wurden ein insgesamt höherer Kostenaufwand je Behälter und eine Gewichtszunahme je Gebinde um bis zu 10,5 t identifiziert [380]. Für die Werkstoffwahl beim **deutschen** POLLUX®-Behälterkonzept wurden am Anfang Anforderungen festgelegt, die einen hohen Reinheitsgrad, hohe Zähigkeit, Unempfindlichkeit bei der Verarbeitung, einfache und erprobte Herstellungsverfahren sowie eine hohe Betriebssicherheit als Auswahlkriterien definierten. Für die Fertigung selbst wurden die Kriterien der Festigkeit, Schweißbarkeit, Prüfbarkeit und Korrosionsbeständigkeit formuliert [142]. Die Entscheidung für Sphäroguss/Gusseisen mit Kugelgraphit der Materialbezeichnung GGG 40.3 (1987 [559]) bzw. 0.7040 (2008 [105]) wird nicht weiter begründet; die in der Planungsphase angestellte Überlegung, ob anstelle des Gusseisens Stahl verwendet werden sollte [142], wurde bis zum Verfassen der Auslegungsberichte fallengelassen [559].

Die Stahlbehälter für Kategorie-C-Abfälle in **Frankreich** sollen aus dem unlegiertem Stahl P235 hergestellt werden. Mit der Materialwahl soll ein Versagen des Behälters, insbesondere auch entlang der Schweißnähte, verhindert werden. Einerseits sind die Fertigungstechnologien seit Langem etabliert und bekannt; der Stahl zeigt ein gutes Schweißverhalten und hat, gemessen an der Größe der Behälter, ausreichende mechanische Eigenschaften. Andererseits zeigt der unlegierte Stahl ein gleichmäßiges Korrosionsverhalten. Die Korrosion des Stahles ist sehr gut untersucht und experimentell validierte Modelle (teilweise mit Verwendung archäologischer Funde, mit Zeitskalen von mehr als 2.000 Jahren) zeigen nur geringe Abhängigkeiten von Schwankungen des hydrochemischen Milieus im Behälternahefeld, was Modellberechnungen und Prognosen mit höherer Genauigkeit zulässt [162]. Für den UFC-II-Behälter in **Kanada** werden standardisierte Stahlrohre mit 22 Zoll (55,88 cm) Durchmesser aus dem Kohlenstoffstahl SA 106 Gr. C verwendet. Diese Standardrohre werden von mehreren Herstellern in industriellem Maßstab gefertigt und kommerziell angeboten; dadurch wird der Bedarf an spezialisierten Fertigungsbetrieben und Schmieden reduziert. Der Stahl selbst erfüllt die ASME-Anforderungen an eine große Bandbreite möglicher Verwendungen und damit einhergehend an eine große Bandbreite mechanischer Lasten. Hinsichtlich Festigkeit, Zähigkeit und Bruchfestigkeit wird der Stahl für die kanadischen Endlagerbehälter als geeignet angesehen. Die Deckelendstücke werden aus dem Stahl SA 516 Gr. 70 heißgeformt; dieser Stahl fällt in die gleiche ASME-Klassifizierung wie das Material des Behältermantels [572]. Für die **tschechischen** Endlagerbehälter wurde noch keine Festlegung auf einen bestimmten Werkstoff getroffen. Eine Zusammenstellung bisher betrachteter Werkstoffe befindet sich in Tabelle 34). Allerdings sollen die Behälter sowohl der korrosionsresistenten als auch der Korrosion erlaubenden Entwicklungslinie aus

Stahl bzw. Stahl und Edelstahl bestehen (vergleiche auch Tabelle 35). Wesentliche Anforderungen sind die Verträglichkeit mit weiteren Materialien der technischen (Titan, Kupfer) bzw. geotechnischen Barrieren (Bentonit) sowie eine Korrosionsrate von $\leq 5 \mu\text{m/a}$. Materialversuche mit dem Stahl CSN422707.9 zeigen langfristig Korrosionsraten, die diesen Anforderungen genügen [515]. In der **Schweiz** wurden, ähnlich wie in Schweden [266], mehrere Behältervarianten miteinander verglichen [565]. Aus den untersuchten Behälterkonzepten wurde ein robuster Behälter aus Kohlenstoffstahl mit einer ausreichenden Wandstärke, um auch mit anzunehmenden Korrosionsverlusten die mechanische Integrität des Gebindes über seine Funktionsdauer hinweg zu gewährleisten, als beste Lösung herausgestellt. Insbesondere die bereits etablierte und bewährte Fertigungstechnologie und Prüfmethodik für Komponenten der benötigten Größe und Qualität wurde als Vorteil gewertet, da der notwendige Aufwand für die Entwicklung benötigter Technologien so minimiert werden kann. Einzig die gegenüber z. B. einem KBS-3-Behälter geringere Korrosionsbeständigkeit und die damit verbundene Gasproduktion wurden als nachteilig gewertet [565].

3.6.2 Behälterkonzepte für Kristallingestein

Im Kristallingestein sind durch die Ausbildung von Klüften und Rissen verschiedener Größenordnungen durch den Wirtsgesteinskörper von einer Wasserführung auszugehen, also von vorhandenen potenziellen Transportpfaden für die Freisetzung von Radionukliden. Dementsprechend basiert die Einschlussicherheit in Kristallingesteinen nicht auf dem Wirtsgestein selbst, dessen Funktionen die mechanische Stabilisierung des Endlagersystemes sowie die Ableitung der freigesetzten Zerfallswärme sind, sondern auf geotechnischen und technischen Barrieren. Im Falle der potenziellen Standorte in Deutschland ist davon auszugehen, dass die gesamte Einschlusswirkung von diesen Barriersystemen getragen werden muss, dass also in konservativer Betrachtung die technische Barriere des Behälters mit Abfallinventar über den gesamten Nachweiszeitraum den sicheren Einschluss des Nuklidinventares zu gewährleisten hat [6].

3.6.2.1 Entwicklungslinien

Die rezenten Behälterkonzepte der betrachteten Länder gehen weitestgehend auf das **schwedische** KBS-3-Konzept (Abschnitt 3.6.2.2) zurück oder wurden maßgeblich davon beeinflusst. Das liegt nicht zuletzt auch daran, dass mit der Entwicklung dieser Behälterkonzepte erst im Verlaufe der letzten 20 Jahre begonnen worden ist (**Kanada** 2002 (UFC Mk. I) bzw. 2015 (UFC Mk. II); **Republik Korea** 2007; **Tschechische Republik** 2012) und die Beteiligten sich im Vorfeld über Erfahrungen aus anderen Ländern informierten. Das bereits seit 1978 bestehende KBS-Programm, das im Wesentlichen 1994 zum heutigen Behälterdesign führte [380], hatte damit eine inhärente Vorbildfunktion. Die im Kristallingestein global recht ähnlichen Anforderungsprofile – Wasserführung und dementsprechende Einbringung einer geotechnischen Barriere aus Bentonit mit den sich ergebenden mechanischen und thermischen Randbedingungen – vereinfachen eine konzeptionelle Übertragung, da die Sicherheitsfunktionen des Endlagersystems hauptsächlich und über den größten Teil oder sogar den gesamten Nachweiszeitraum vom Behälter erfüllt werden müssen. Die Einstufung als „hartes Gestein“ ermöglicht die Betrachtung von Gesteinsdruck und Gesteinsdynamik als über die Endlagertiefe und den Standort regulierbare und damit nicht das Behälterkonzept selbst bestimmende Parameter.

Unter den aufgeführten Konzepten ist das tschechische Konzept von 2012 (siehe Tabelle 24, „Tschechien‘12“) noch am eigenständigsten, da hier von Anbeginn auf die reiche nationale Erfahrung in der Stahlverarbeitung zurückgegriffen werden sollte und die Lehren aus dem KBS-3-Programm sich im Wesentlichen auf die Konzeption eines doppelwandigen Behälters mit äußerer Korrosionsschutzschicht beschränkte. Die jüngeren Konzepte („Tschechien 1, 2a

und 2b“ in Tabelle 24) nähern sich dann, auch in den Materialoptionen, wieder dem schwedisch-finnischen Modell an. Der kanadische „Used Fuel Container“ (UFC, siehe Abschnitt 3.6.2.3) übernimmt ebenfalls den Doppelmantel-Ansatz und die Materialauswahl, auch hier basierend auf Ergebnissen aus der schwedischen Materialforschung aber als eigenständige Entwicklungslinie mit Unterschieden vor Allem in der Korrosionsschutzschicht (elementares Kupfer statt sauerstofffreiem Phosphor-dotiertem Kupfer; aufgesprühte 3-mm-Schicht statt einem 49...50-mm-Behälter), die schließlich auch, mit einer Nickel-Chrom-Legierung statt Kupfer, wieder beim älteren tschechischen und nachfolgend beim von Škoda vorgeschlagenen slowakischen Behälter (Abschnitte 2.4.27 und 3.6.2.5) aufgegriffen werden. Das koreanische Referenzsystem (KRS, Abschnitt 3.6.2.4) sieht für die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente den KDC-1-Behälter vor (Abbildung 61 und Abbildung 62), der dem KBS-3-Behälter gleicht; in neueren koreanischen Behälterkonzepten für CANDU-Bündel (A-KDC-CANDU, Abbildung 65) und HLW-Abfälle (Abbildung 69) ist die Korrosionsschutzschicht wieder reduziert und wird nicht mehr als separater Überbehälter verschweißt sondern aufgesprüht; eine Veränderung hin zum kanadischen Konzept.

Litauen (Abschnitt 2.4.19, Abbildung 19) und Ungarn (Abschnitt 2.4.33, Abbildung 32) wollen direkt das KBS-3-System nutzen, Slowenien (Abschnitt 2.4.17, Abbildung 18) und Taiwan (Abschnitt 2.4.30) erwägen eine Adaptation des KBS-3-Systems an lokale Bedingungen und Anforderungen.

3.6.2.2 Das schwedisch-finnische KBS-Konzept

3.6.2.2.1 Prä-KBS-3-Arbeiten (KBS-1, KBS-2, PASS)

Das schwedische Entsorgungsprogramm wurde 1977 mit dem *Bestimmungsgesetz* („*stipulation act*“) gestartet (siehe Abschnitt 2.4.25). Der bereits 7 Monate später veröffentlichte Bericht des seitens der Kernkraftwerksbetreiber eingerichteten Forschungsprogrammes zur Kernbrennstoffsicherheit (schwedisch *Kärnbränselsäkerhet* – KBS) wurde Grundlage der 1979/80 erteilten Betriebsgenehmigungen und der weiteren Arbeiten [256].

Der erste KBS-Bericht von 1977 betrachtet Transport und Zwischenlagerung bestrahlten Brennstoffes und nachfolgend die Konditionierung, Zwischenlagerung und Endlagerung verglaster HLW-Abfälle aus der zu jener Zeit noch favorisierten Wiederaufarbeitung schwedischer Brennstäbe im Ausland [263]. Hierzu sollten die verglasten Abfälle in Kokillen aus 3 mm starkem Chrom-Nickel-Stahl gefüllt, und nach einer Zwischenlagerung über mindestens 30 Jahre in Blei-Titan-Behältern endgelagert werden (siehe Abbildung 42). Die Kokillen (40 cm Außendurchmesser, 1,50 m hoch) hatten eine Auslegungsmasse von ca. 30 kg, für jede Kokille wurde ein Inventar von 150 l Glas, entsprechend einer Abfallmasse von 420 kg, veranschlagt. Vor der Einbringung in ein Endlagerbergwerk in etwa 500 m Tiefe sollten die Kokillen in Endlagerbehälter (61,2 cm Durchmesser, 1,71 m hoch ohne Tragepilz) mit einer Außenhülle aus 6 mm Titan als Korrosionsschutz und einer inneren, 10 cm starken Blei-Abschirmung verpackt werden (siehe Abbildung 42). Die Gesamtmasse dieser Endlagerbehälter wurde auf 3,9 Tonnen geschätzt. Im Konzept wurden die Fertigungs- und Prüfschritte der Behälter konzeptionell erarbeitet, ebenso wie die Schritte in der eigentlichen Endlagerung, die später teilweise auch für das KBS-3-Konzept beibehalten wurden, so die Einlagerung in flachen Bohrlöchern im Boden der Einlagerungsstrecken und die Verfüllung, im KBS-1-Konzept mit einem Quarzsand-Bentonit-Gemisch (siehe Abbildung 43) [574].

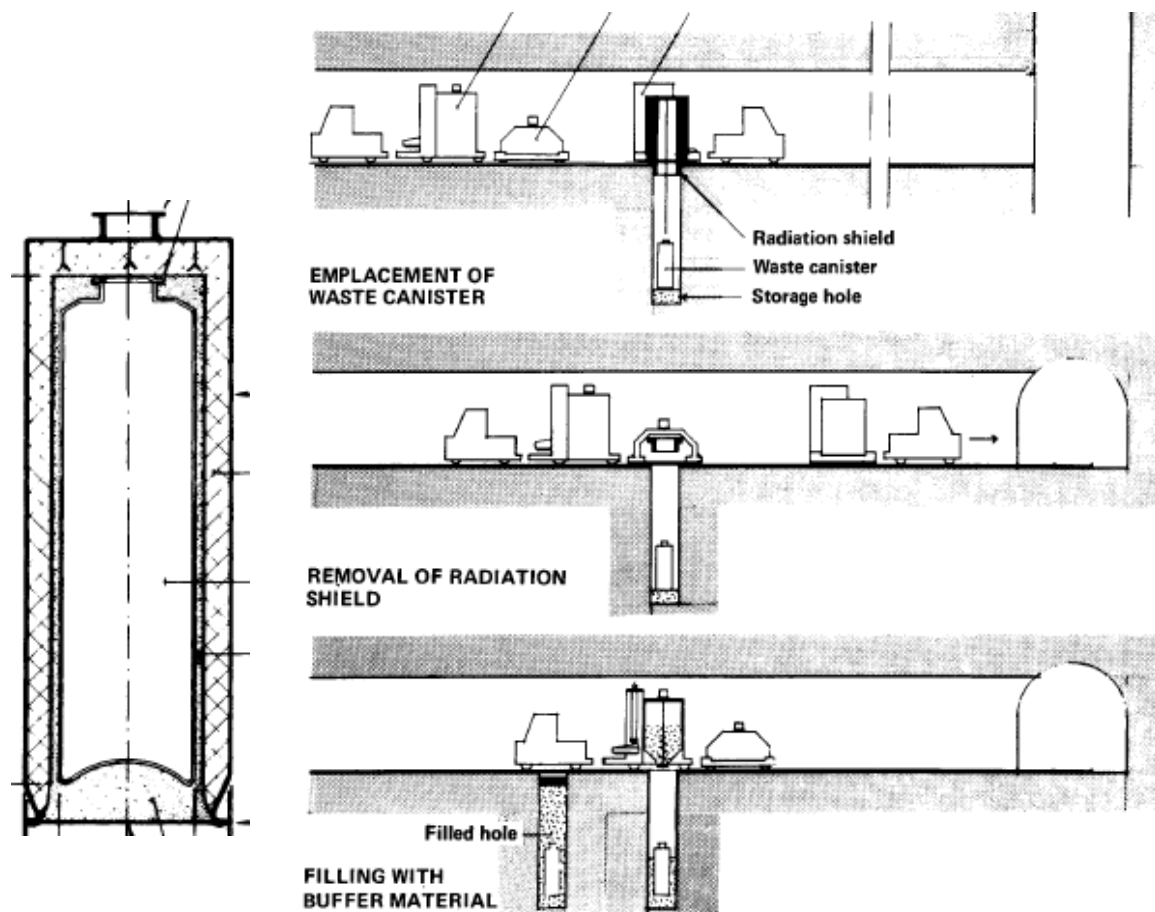


Abbildung 42: Schwedisches Endlagerkonzept für verglaste HLW-Abfälle von 1977 (KBS-1) Die eigentliche Kokille ist aus 3 mm Chrom-Nickel-Stahl und enthält die Glasmatrix. Der vorgefertigte Außenbehälter besteht aus einer Titanhülle und einer innenliegenden Bleiabschirmung (links). Die eigentliche Endlagerung weist bereits viele Merkmale des KBS-3V-Konzeptes auf: Einzelne Behälter werden in abgeschirmten Transferfahrzeugen zu flachen Bohrlöchern im Boden der Einlagerungsstrecken transportiert und dort versenkt; die Bohrlöcher werden mit einem Quarzsand-Bentonit-Gemisch verfüllt (rechts) [574].

Der zweite Bericht (KBS-2) von 1978 betrachtet die zweite im *Bestimmungsgesetz* formulierte Option, die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente. Das erarbeitete Konzept sieht hierbei nicht die Endlagerung ganzer Brennelemente, sondern die Konditionierung der gezogenen Brennstäbe in Endlagerbehältern vor [264]. Der Endlagerbehälter selbst besteht in diesem Konzept aus einer massiven Kupferhülle von 20 cm Wandstärke (Außendurchmesser 77 cm), die aus reinem Kupfer geschmiedet und nach dem Ausbohren des Innenraumes (Innendurchmesser 37 cm) auf eine Gesamtlänge (außen) von 4,70 m gearbeitet wird. Die eingesetzten Brennstäbe werden schließlich in einer gasdichten beheizten Glocke unter Vakuum mit Blei vergossen, das den gesamten Innenraum zwischen und um die Brennstäbe ausfüllen und so Geometrieänderungen und einen Moderatorzutritt langfristig verzögern soll. Das anschließende Abkühlen erfolgt unter Stickstoffatmosphäre, um Oxidationsprozesse am Behälter zu vermeiden. Der Kupferbehälter wird schließlich mit einem Elektronenstrahl verschweißt (*electron beam welding*, EBM). Für Brennstoffbruchstücke und ähnliche kleinteilige hochradioaktive Rückstände wurde eine alternative Belegung vorgesehen, in der die Abfälle in kleinen Zylindern mit Sand verfüllt und diese dann im Behälter konditioniert werden [569]. Auch hier erfolgt die Einlagerung in Bohrlöchern im Boden der Einlagerungsstrecken in 500 m Tiefe; die Behälter sollten in ihren Bohrlöchern mit

hochkompaktiertem Bentonit umgeben werden. Die Einlagerungsstrecken selbst sollten dann nach Abschluss der Einlagerung mit einem Quarzsand-Bentonit-Gemisch verfüllt werden. Die aktivierten Metallkomponenten der Brennelemente werden in Betonwürfeln konditioniert und in einer Tiefe von 300 m endgelagert [264].

Ebenfalls im Rahmen des KBS-2-Konzeptes wurde ein keramischer Behälter aus Aluminiumoxid als Alternative zu metallischen Endlagerbehältern beschrieben (siehe Abschnitt 3.6.5.1), jedoch nach der Entwicklung des metallischen Behälterkonzeptes zum KBS-3-Konzept nicht weiter betrachtet [569].

Das aus dem KBS-2-Konzept abgeleitete KBS-3-Konzept (siehe folgender Abschnitt) wurde von der SKB parallel zu weiteren Konzepten entwickelt, die allesamt die geforderten Sicherheitsauflagen erfüllten. Der Langzeit-Sicherheitsnachweis des Gesamtsystems gehörte damals noch nicht zu den Bedingungen und wurde erst nach der Eingrenzung auf das KBS-3-Konzept angewendet.

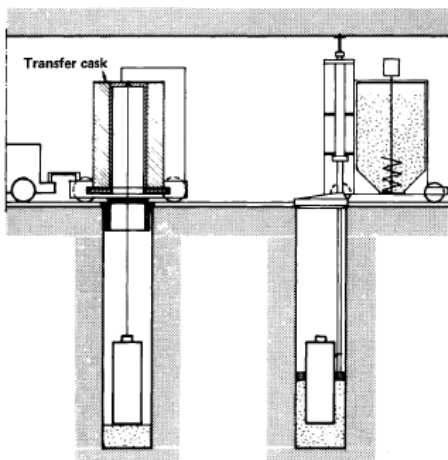


Abbildung 43:
Detail der HLW-Endlagerung nach dem KBS-1-Konzept (Abbildung 42): Absenkung des Behälters aus dem Transferfahrzeug und anschließende Verfüllung des Bohrloches mit einem Quarzsand-Bentonit-Gemisch [574].

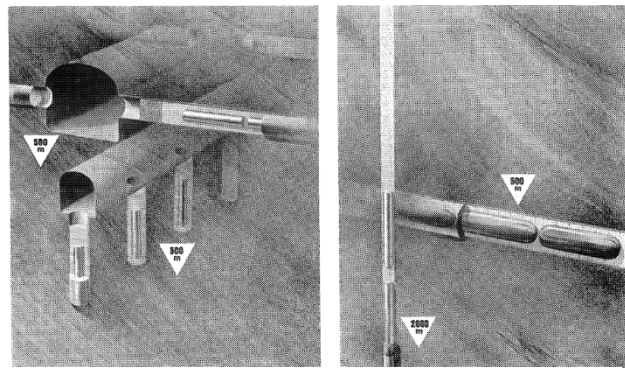


Abbildung 44:
Verschiedene schwedische Konzepte für ein Endlager: Horizontale Streckenlagerung (MLH) und KBS-3 (links) sowie Lagerung in überlangen Tunneln (VLH) und tiefe Bohrlochlagerung (VDH) (rechts) [266].

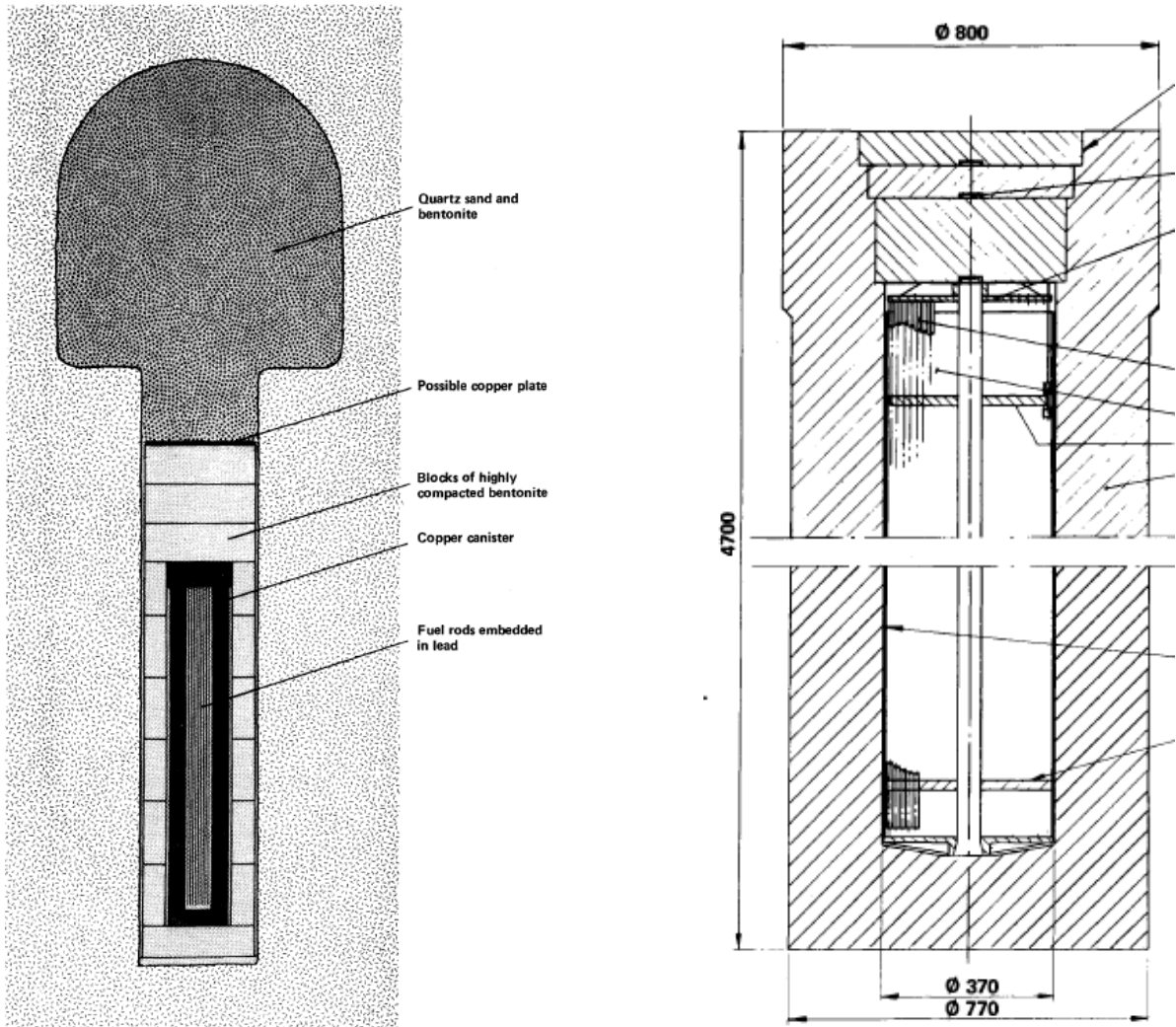


Abbildung 45: Die Endlagerung von Brennstäben in massiven Kupferbehältern mit Blei-Verfüllung in Bentonit-verfüllten vertikalen Bohrlöchern im Granit (KBS-2). Links der Endlagerbehälter unter der verfüllten Einlagerungsstrecke [264], rechts Detailansicht des Endlagerbehälters [569].

Die erarbeiteten Konzepte waren [266]:

- Das spätere KBS-3-Konzept mit der Einlagerung der einzelnen Behälter in vertikalen Bohrlöchern unter den Strecken. Hierfür in Betracht gezogene Behälter waren ein Kupfer-Stahl-Doppelmantelbehälter, ein Kupferbehälter mit Bleifüllung (analog KBS-2), ein massiver aus Kupferpulver heißgepresster Kupferbehälter, ein Stahlbehälter mit Bleifüllung oder ein massiver Stahlbehälter.
- Die *Horizontale Lagerung in mittellangen Tunneln* (MLH), also eine horizontale Streckenlagerung der Behälter. Hier sollten ebenfalls die für das KBS-3-Konzept vorgesehenen Behälter verwendet werden.
- Die Lagerung in überlangen Tunneln (VLH). Kupfer-Stahl-Doppelbehälter oder Stahlbehälter mit flachen oder halbkugelförmigen Endstücken oder Kupferbehälter mit halbkugelförmigen Endstücken werden in Bentonit-verfüllten langen horizontalen Bohrkanälen eingelagert.
- Die tiefe Bohrlochlagerung (VDH). Mehrere heißgepresste Kupferbehälter, Titanbehälter oder betongefüllte Titanbehälter sollten in 2...4 km Tiefe übereinander in einem Bohrloch eingelagert werden.

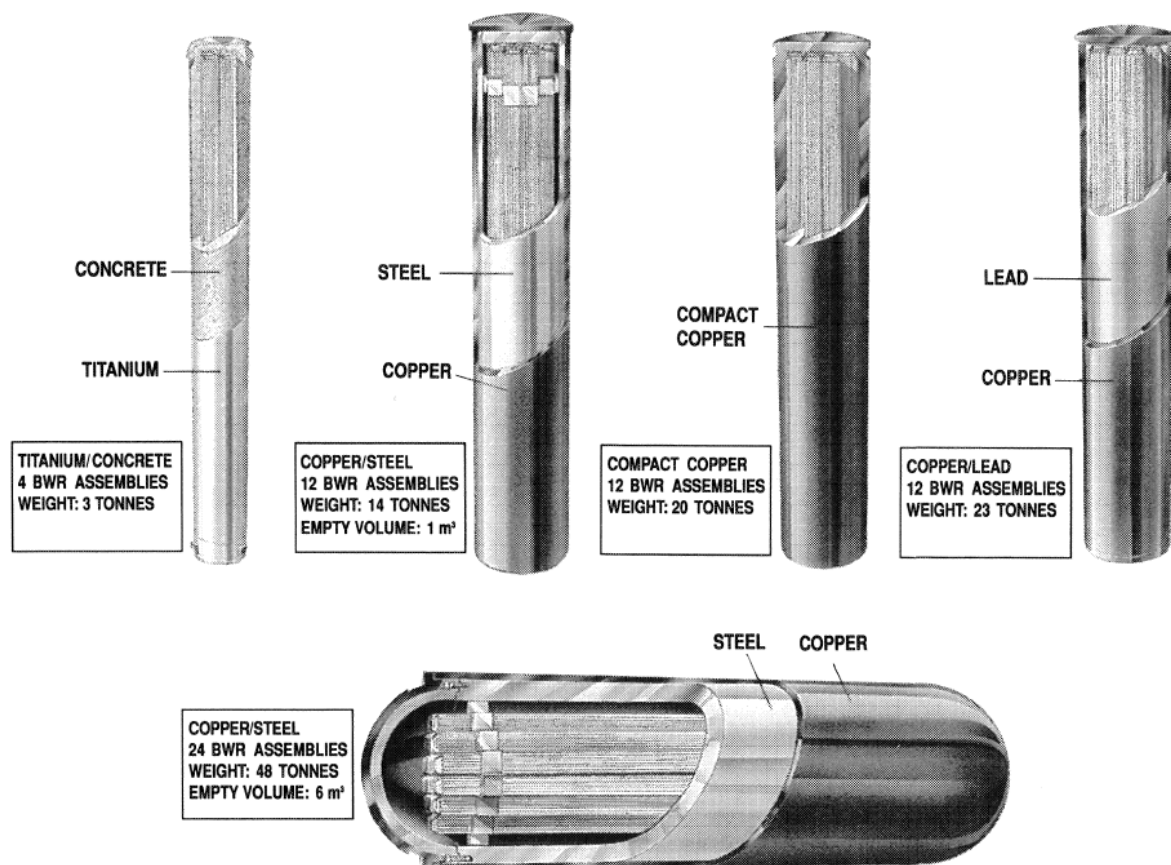


Abbildung 46: Verschiedene Behälterkonzepte für das schwedische Endlager. V. l. n. r.: Betongefüllter Titanbehälter für die tiefe Bohrlochlagerung, Kupfer-Stahl-Doppelbehälter, massiver Kupferbehälter und bleigefüllter Kupferbehälter (sämtlich u.a. für KBS-3). Unten ein Kupfer-Stahl-Behälter mit halbkugelförmigen Endstücken für eine größere mechanische Stabilität bei horizontaler Lagerung [266]. Analog zu den Kupferbehältern waren auch Stahlbehälter vorgesehen. Der Kupfer-Stahl-Doppelhüllenbehälter setzte sich durch.

Die Behälter waren in den jeweiligen Konzepten mit hochkompaktiertem Bentonit umgeben; die Einlagerungstiefe für die Konzepte MLH und VLH betrug, wie im KBS-3-Konzept, 500 m. Sämtliche Konzepte und innerhalb der Konzepte sämtliche Behälter wurden zwischen 1989 und 1991 in Zusammenarbeit mit der finnischen TVO in einem *Projekt zu alternativen Systemstudien* („*Project on Alternative Systems Study*“ – PASS) jeweils gegeneinander verglichen, wobei das KBS-3-Konzept, das bereits 1984 von den Behörden als den Sicherheitsregulationen entsprechend eingestuft und für die weitere Entwicklung freigegeben wurde, als Referenzkonzept getestet wurde. Anhand der grundsätzlichen Behältereigenschaften sowie der vorhandenen Kompetenzen in Fertigungs- und Prüftechnologien wurde eine Wertung erstellt, anhand derer schließlich die Kupferbehälter als Favoriten für die Endlagerung ausgewählt wurden. Für die Titanbehälter wurden, basierend auf kanadischen Forschungen, Lebensdauern von lediglich einigen Jahrtausenden prognostiziert. Aufgrund der hohen Korrosionsbeständigkeit und der günstigen mechanischen Eigenschaften wurden die Kupfer-Stahl-Behälter für sämtliche Varianten außer der tiefen Bohrlochlagerung favorisiert, für die der betongefüllte Titanbehälter als am besten geeignet befunden wurde. Als Gesamtsystem wurde das KBS-3-System als am besten geeignet für die technische Realisierung und das sicherheitsrelevante Langzeitverhalten befunden [266].

3.6.2.2.2 Das KBS-3-Konzept

Das von der schwedischen SKB entwickelte und später von der verantwortlichen finnischen Endlagergesellschaft Posiva Oy übernommene KBS-3-Konzept ist eine Gesamtkonzeption eines Mehrbarrieren-Endlagersystems für die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente in kristallinem Wirtsgestein.

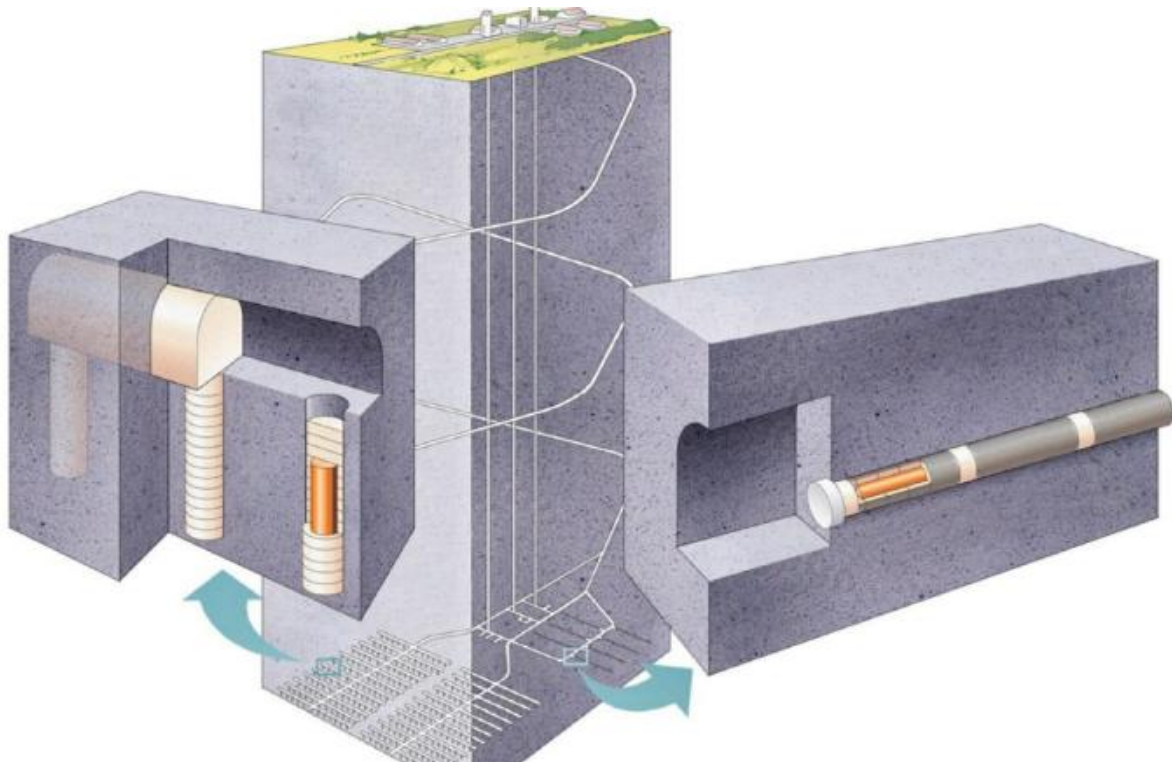


Abbildung 47: Das KBS-3-Konzept [620]. Links das Konzept für die vertikale Einlagerung der Behälter in flachen Bohrlöchern unterhalb der Einlagerungsstrecken (KBS-3V), rechts das später entwickelte Alternativkonzept für eine horizontale Einlagerung eines mit einer Bentonit-Umverpackung umhüllten Behälters in Strecken (KBS-3H). Die Endlagerprogramme Schwedens und Finnlands sehen die KBS-3V-Variante vor; Finnland behält sich die KBS-3H-Variante jedoch weiterhin als Alternative vor [581].

Aufbauend auf den Grundkonzeptionen aus dem Jahr 1983 [265] wurde das System kontinuierlich und gemeinschaftlich von Schweden und Finnland weiterentwickelt [575]. Die wesentlichen Sicherheitsfunktionen des Gesamtsystems sind der sichere Langzeiteinschluss und – nach einem Integritätsverlust der einschließenden Barrieren – die Verzögerung der Freisetzung der im Inventar enthaltenen Radionuklide. Aufgrund der für Freisetzung und Transport der Nuklide günstigen Eigenschaften des allgemein durch Risse und Klüfte wasserführenden Gebirgskörpers im Kristallingestein müssen sämtliche Sicherheitsfunktionen für den gesamten Nachweiszeitraum von den technischen und geotechnischen Barriersystemen übernommen werden. Dabei dient der Behälter dem sicheren Einschluss und der ihn umgebende *buffer* aus hochkompaktiertem Bentonit einerseits der mechanisch-chemischen Stabilisierung des Behälternaufbaues und andererseits der Rückhaltung austretender Radionuklide sowie der Verzögerung von deren Transport in die Hydrosphäre [573]. Der Behälter ist als Doppelhüllenbehälter ausgelegt, mit einer inneren Hülle aus Gusseisen, die die mechanische Stabilität gewährleistet, und einer äußeren Hülle aus Kupfer, die den sicheren Einschluss gewährleistet. Die Stärke der Kupferschicht wurde aus fertigungstechnischen Gründen (Schweißbarkeit) ursprünglich auf 30 mm festgelegt, obwohl bereits 15 mm als ausreichender Korrosionsschutz ermittelt worden sind [274]. Spätere Überlegungen führten zu einer Erhöhung der Wandstärke der Kupferhülle auf 50 mm, um zu gewährleisten, dass der Endlagerbehälter die im Inventar eingeschlossenen Radionuklide für mindestens 100.000 Jahre sicher einschließt. Der KBS-3-Behälter muss dafür eine Reihe von Anforderungen erfüllen (Quelle für die Informationen ist, soweit nicht explizit anders dargestellt, [274]):

- Mechanische Integrität zum Zeitpunkt der Einlagerung. Im Rahmen der Sicherheitsanalyse wird ein maximaler Anteil von 0,1% der hergestellten Behälter angenommen, der über die Qualitätsanforderungen hinausgehende Defekte aufweist.
- Chemische Widerstandsfähigkeit im Milieu des Endlagersystems. Die Auslegungsdauer von 100.000 Jahren wird durch einen starken Korrosionsschutz garantiert; Materialtests und Experimente zur Korrosion verschiedener Materialien bilden hierfür die Basis. Nach Veröffentlichungen der SKB ist kein Prozess bekannt, der in diesem Zeitraum die äußere 50-mm-Kupferhülle durchdringt. In dieser Frage kam es in den vergangenen Jahren zu einem noch nicht geklärten Forscherstreit¹⁸. Das für die Lizenzierung der Errichtung eines Endlagers zuständige schwedische Gerichtshof für Land- und Umweltangelegenheiten hat daher den Lizenzierungsprozess vorerst unterbrochen und die SKB zur Klärung der Datenlage hinsichtlich der Korrosion von Kupfer in der chemischen Umgebung des Endlagersystems aufgefordert. Hier ist zu beachten, dass als Korrosionsbarriere eine Wandstärke der Kupferhülle von 15 mm als ausreichend angesehen wird und der Aufschlag von weiteren 35 mm dem Ausschluss von möglichen unentdeckten Fehlern in der Hülle bzw. in der Schweißnaht sowie der weiteren Abschirmung des Strahlungsfeldes (s. u.) [517, 576] dient.
- Mechanische Stabilität und Festigkeit unter den im Endlagersystem auftretenden Lasten. Als primäre Lasten sind dabei ein hydrostatischer Druck und ein Schwellendruck des Bentonit-*buffer*s von jeweils bis zu 7 MPa anzunehmen, sowie der Auflagedruck eines Gletschers von bis zu 3 km Mächtigkeit (30 MPa). Konservativ addiert ergibt sich

¹⁸ Eine Forschergruppe um Peter Szakálos von der Königlichen Technischen Hochschule in Stockholm fand Korrosionsraten für Kupfer in sauerstofffreiem Wasser, die um bis zu drei Größenordnungen über den von der SKB angenommenen Werten liegen [623, 622]. Die SKB hat diese Ergebnisse nicht reproduzieren können [621].

somit ein äußerer isostatischer Druck von 44 MPa (später auf 45 MPa erhöht). Der Nachweis der mechanischen Festigkeit erfolgt dabei sowohl durch Tests mit Behältern und Behälterprüflingen [514, 577] als auch durch Berechnungen auf Grundlage der experimentell gewonnenen Daten zum Material- und Komponentenverhalten [578, 579, 580]. Weitere Lasten durch sich schnell bewegend Frakturen im Wirtsgesteinskörper oder durch anisotropes Schwellen des Bentonit-*buffers*, wurden ebenfalls untersucht und für weniger auslegungsbestimmend befunden.

- Die Materialauswahl darf nicht die Sicherheitsfunktionen der anderen Barriersysteme beeinträchtigen. Forschungen zum Verhalten des Bentonits unter Einwirkung verschiedener Korrosionsprodukte haben keine negative Einwirkung auf mechanische und chemische Eigenschaften gezeigt.
- Begrenzung von Temperatur und ODL zum Schutz der weiteren geotechnischen Barrieren. Für die Temperatur wird ein Grenzwert von 100 °C angenommen, der durch ein maximales Auslegungswärmeinventar von 1.650 W je Behälter (Schweden [366]) bzw. typenabhängig 1.370 bis 1.830 W je Behälter (Finnland [154]) und eine entsprechende Wahl der Abstände zwischen den Behälterpositionen eingehalten wird. Für die Dosisleistung an der Gebindeoberfläche wird ein Grenzwert von 1 Gy/h angenommen, der durch eine 100 mm starke metallische Behälterwand für die einzulagernden Inventare eingehalten wird.
- Eine dauerhafte Unterkritikalität des Inventars ist zu garantieren. Dies wird durch die im Innenbehälter über

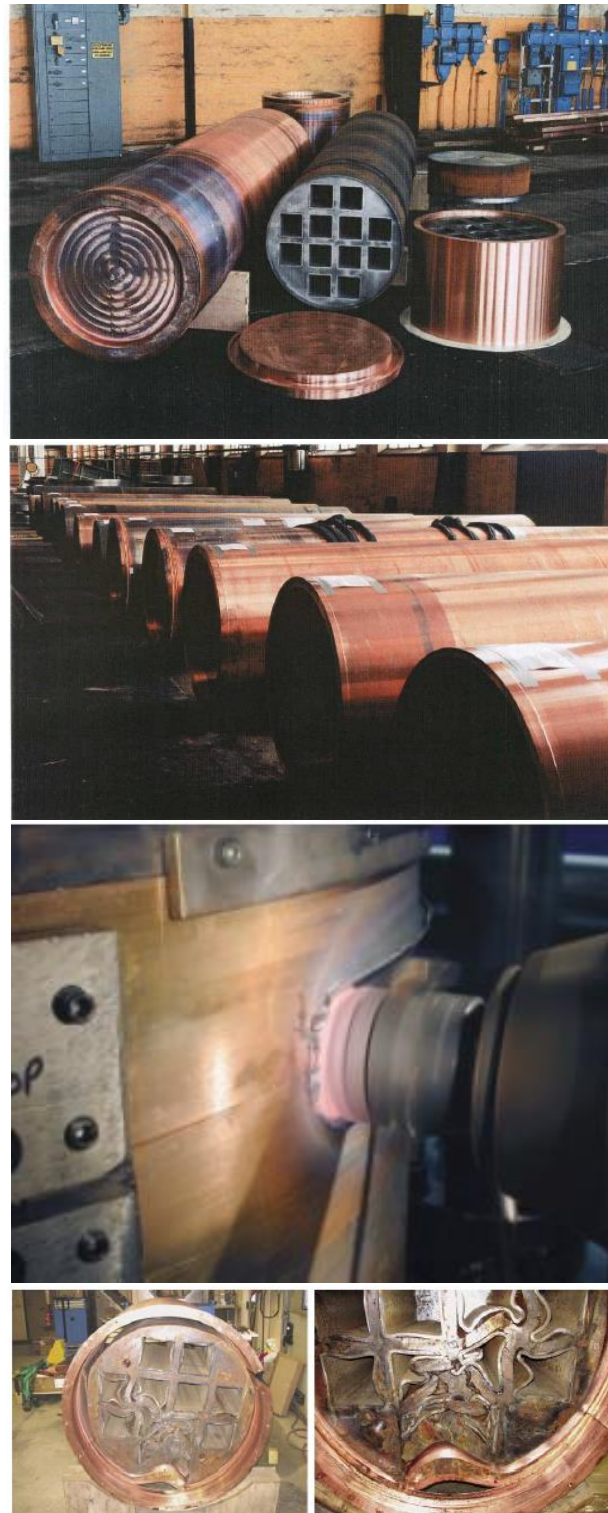


Abbildung 48:
Fertigung und Test der Behälter, v. o. n. u.:
Hergestellter Behälter mit Deckel und einigen
Prüfstücken und eine Produktionsreihe fertiger
Behälter [619], Reibverschweißung eines Deckels
[556] und ein Prüfling nach sukzessiven
Belastungstests mit zuletzt 139 MPa [514].

lange Zeiträume aufrecht erhaltene geometrische Anordnung und die Auslegungsbelastung des Behälters erfüllt.

- Begrenzung des vom Behälter auf den Bentonit-buffer ausgeübten Druckes, insbesondere auf den Boden zur Gewährleistung allseitiger Ummantelung des Behälters.

- Die Behälter müssen großtechnisch herstellbar sein. Als Richtgröße gilt hier eine Produktion von 200 Behältern jährlich. Dies bedingt einerseits eine einfache, gut prüfbare Bauweise des Behälters und andererseits die Entwicklung einer entsprechenden Fertigungs- und Prüfungsinfrastruktur [556, 557] bishin zu Materialverfügbarkeit und Logistik von Unterauftrag-

nehmern. Der Übergang von Stahl zu Gusseisen als Material für den Innenbehälter, erstmals in einem Nachtrag zum Projekt zu alternativen Systemstudien (PASS) von 1991 (siehe Abschnitt 3.6.2.2.1) untersucht [380], diente maßgeblich der Erhöhung der mechanischen Festigkeit und der Vereinfachung des Fertigungsprozesses. Der Fertigungsprozess wurde getestet und erprobt (siehe auch Abbildung 48) [557, 383]. Ausgehend von den Erfahrungen mit dem Behälterlabor der SKB in Oskarshamn ist an diesem Standort eine Behälterfabrik geplant [558].

- Handhabbarkeit: Der Behälter muss, unter Einsatz geeigneter technischer Hilfsmittel, zum Einlagerungsort transportiert werden können, ohne die geltenden Grenzwerte der Strahlenexposition für das eingesetzte Personal zu überschreiten (Arbeitsschutz) oder zur Freisetzung von Radioaktivität zu führen. Auftretende mechanische Spannungen müssen vom Behälter oder von mechanischen Unterstützungsstrukturen aufgenommen werden können.
- Transport und Einlagerung müssen sicher erfolgen. Hierfür kann eine Transportumverpackung genutzt werden, die die Auflagen von Strahlenschutz, Brandsicherheit und mechanischem Schutz gewährleistet.
- Rückholbarkeit: Der Behälter muss für einen Zeitraum von 40 Jahren rückholbar sein. Der Zustand des Behälters nach dem Einsatz der zur Rückholung erforderlichen Technik soll derart sein, dass eine Wiedereinlagerung ohne Weiteres möglich ist.

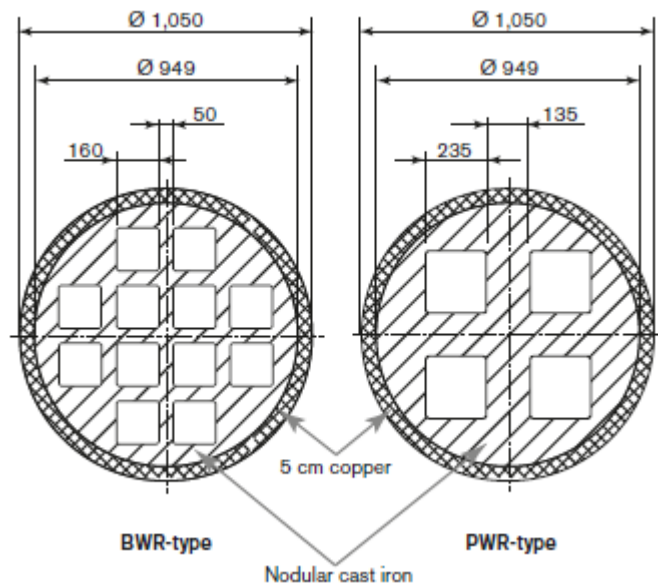


Abbildung 49: Belegungsplan für 12 SWR-Brennelemente (l.) oder 4 DWR-Brennelemente (r.). Der Übergang des Innenbehältermaterials von Stahl auf Gusseisen diente der Erhöhung der mechanischen Stabilität und der Vereinfachung der Fertigung [381].

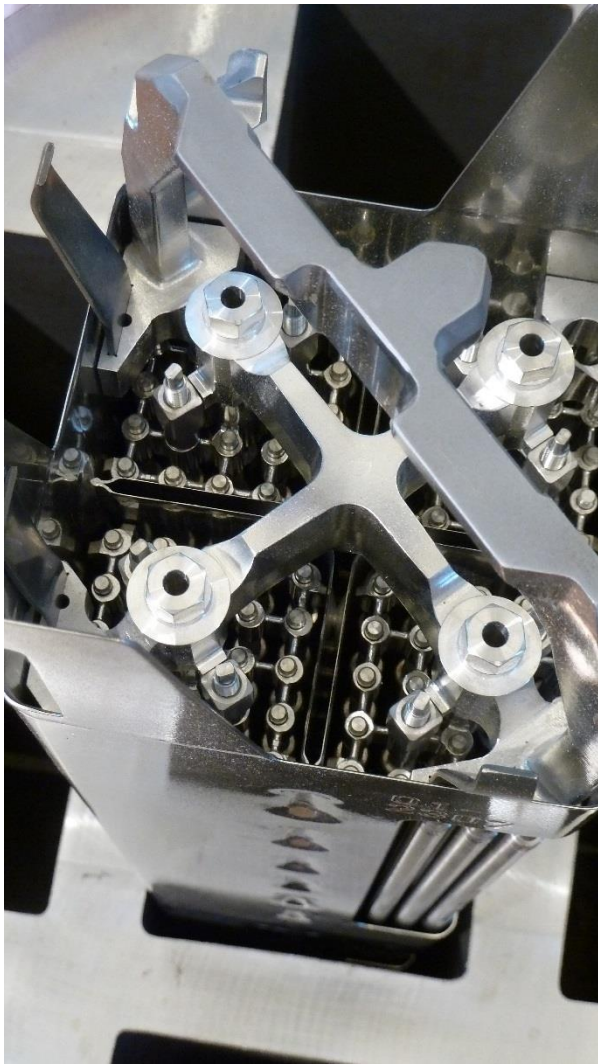


Abbildung 50: Maßstäbliches Modell eines KBS-3-Behälters mit Modell eines SWR-Brennelementes im Besucherzentrum des Äspö nahe Oskarshamn. Im Hintergrund ein Bild des Kernbrennstofftransportschiffes Sigyn [617]

Technische Hilfsfahrzeuge für die Handhabung der Endlagerbehälter von der Verbringung untertage bis zur Einlagerung wurden im Rahmen des KBS-3-Programmes ebenfalls entwickelt und in Demonstrationsversuchen in den Untergrundlaboratorien Äspö und ONKALO erprobt (Abbildung 51).

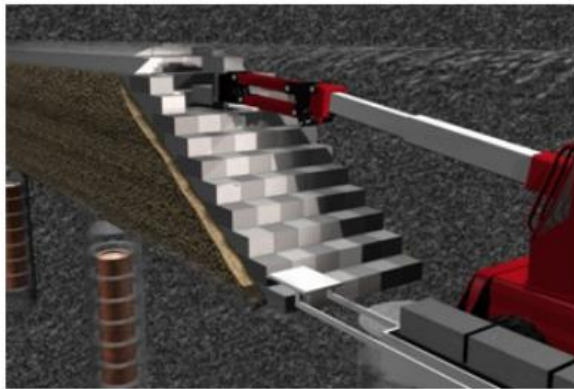
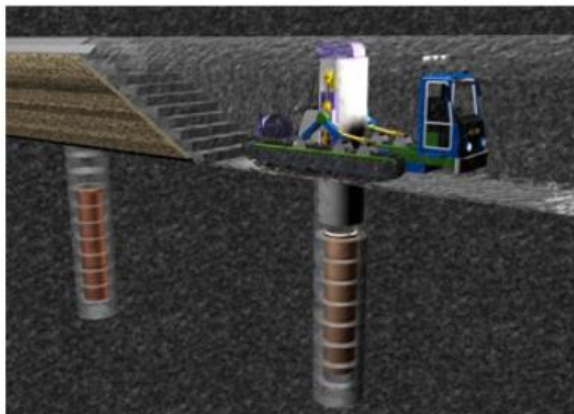
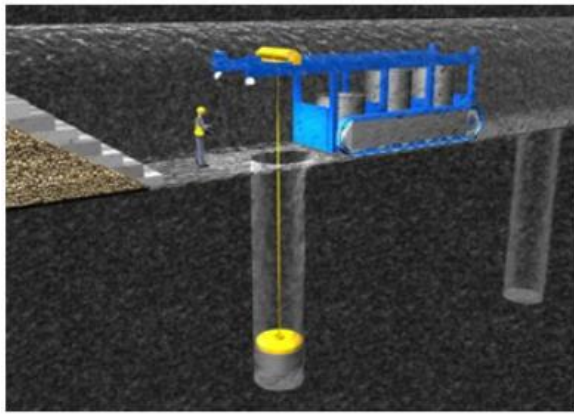


Abbildung 51: Prototypmaschinen für die Einlagerung der KBS-3-Behälter im finnischen Endlagerprojekt ONKALO. Oben: Einbringung des Bentonit-buffers; Mitte: Transfer- und Einlagerungsfahrzeug; unten: Spezialkran zum Verfüllen der Einlagerungsstrecken [152].



Abbildung 52: KBS-3-Behälter im Untergrundlabor Äspö nahe Oskarshamn [617]

Mit der Adaptation des KBS-3-Konzeptes durch die finnische Endlagergesellschaft Posiva Oy gibt es derzeit fünf verschiedene Varianten des KBS-3-Behälters:

KBS-3	Land	Schweden [526, 366]		Finnland [154]		
	Typ	12 SWR	4 DWR	12 WWER	12 SWR	4 DWR
Inventar	Masse [t_{SM}]	2,1 ^B	1,86 ^B	1,4	2,2	2,1
	Wärmeleistung [W]	≤ 1.700		1.370	1.700	1.830
Innenbehälter	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]	$\leq 24,7$	$\leq 27,6$	14,2 ^B	20,9 ^B	26,8 ^B

Tabelle 28: Verschiedene Varianten des KBS-3-Behälters. **B** – aus weiteren Angaben berechnet.

Die Angaben zu den finnischen Behältervarianten in Tabelle 28 stammen aus dem Abschlussbericht zum Behälterdesign [154]. Im Bericht zur Behälterfertigung finden sich geringfügig andere Masseangaben (16 Mg für den 12-WWER-BE-Behälter, 20,7 Mg für den 12-SWR-BE-Behälter und 25,8 Mg für den 4-DWR-BE-Behälter) [383].



Abbildung 53: (Unverfüllte) Pileteinlagerungsstrecke für mehrere KBS-3-Behälter (KBS-3-V-Konzept) in 460 m Tiefe im Untergrundlabor Äspö, nahe Oskarshamn [617].

3.6.2.2.3 Das Alternativkonzept KBS-3H

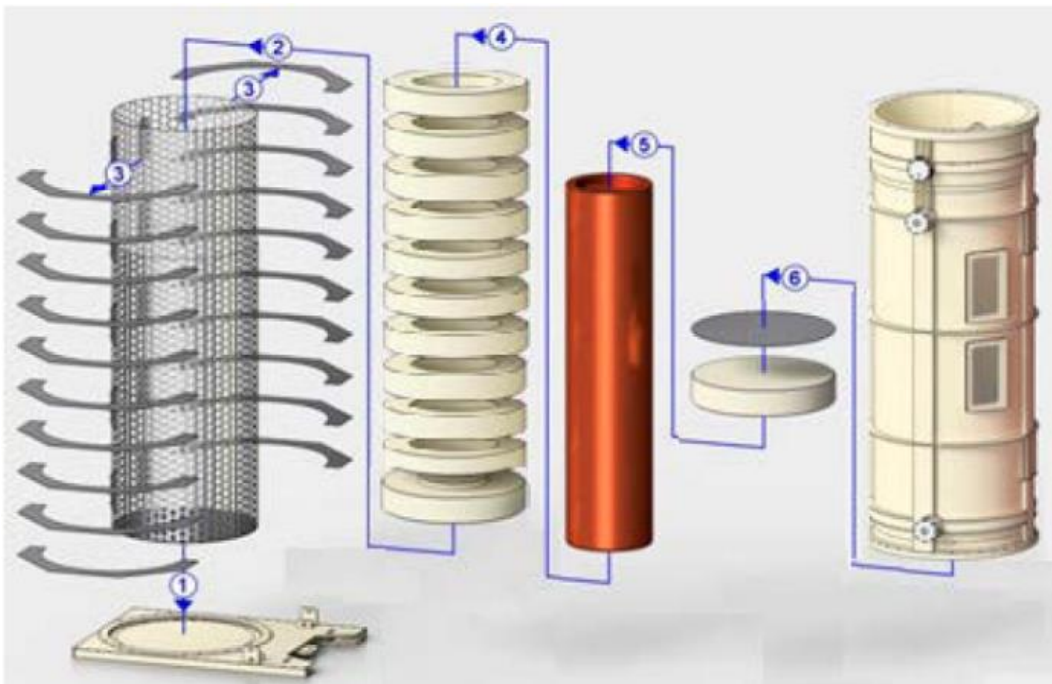


Abbildung 54: Zusammenstellung des KBS-3H-Supercontainers in sechs Assemblierungsschritten (in blau) aus dem KBS-3-Behälter (m.), vorgefertigten Bentonitringen (2.v.I.) und einer perforierten Stahlhülle (I.). Rechts ein Transportbehälter [627].

Alternativ zur Einlagerung der KBS-3-Behälter in flachen Bohrlöchern im Streckenboden wurde von der SKB und der Posiva Oy seit 2002 auch die horizontale Behälterlagerung in Strecken untersucht. In diesem KBS-3H-Konzept (horizontal; das vertikale Konzept wird in entsprechenden Quellen zur besseren Unterscheidung auch als KBS-3V-Konzept geführt) werden mehrere Endlagergebinde coaxial in bis zu 300 m lange Strecken eingebracht. Aufgrund der damit veränderten Einlagerungstechnik wird hier nicht der Behälter in ein mit vorgefertigten Bentonitringen ausgekleidetes Bohrloch abgesenkt und anschließend mit weiteren Bentonitscheiben bedeckt, sondern bereits vor der Einlagerung mit vorgefertigten Bentonitringen umhüllt und in eine perforierte Stahlhülle verpackt (siehe Abbildung 54). Der so entstandene *Supercontainer* wird dann nach untertage verbracht und in die Strecken eingelagert.



Abbildung 55: Transportfahrzeug MODE für den KBS-3H-Supercontainer (l.) und Einlagerungsmaschine auf dem Transportfahrzeug im schwedischen Untergrundlabor Äspö (r.) [628].

SKB und Posiva haben Sicherheitsstudien zum KBS-3H-Konzept durchgeführt, die das Hauptziel hatten, Vor- oder Nachteile zum KBS-3V-Konzept aufzuzeigen [581]. Im Zuge dessen wurde ein maßstäblicher *Supercontainer* hergestellt und entsprechende Einlagerungstechnik – u. A. ein Transportfahrzeug und eine Einlagerungsmaschine, dargestellt in Abbildung 55 – entwickelt. Zwar werden gegenüber dem KBS-3V-Konzept stellenweise Vorteile für die Errichtung des Endlagerbergwerkes genannt (so der geringere Aushub als Konzeptvorteil im litauischen Endlagerprogramm, das das KBS-3H-Konzept als Referenz betrachtet und das KBS-3V-Konzept als Zweitoption), doch ein Nachweis über Vorteile im Langzeitverhalten des Endlagers ist nicht gelungen. Auch die Einlagerung eines den Endlagerbehälter umschließenden *Supercontainers* stellt zusätzliche Anforderungen an die Einlagerungstechnik, da neben den größeren Abmessungen eines solchen Gebindes (Durchmesser des *Supercontainers* 1,765 m gegenüber 1,05 m beim Endlagerbehälter; Gesamtlänge 5,525 m statt 4,75 m beim finnischen SWR-Behälter [581]) eine zusätzliche Masse von ca. 19,3 t/Endlagergebinde anfällt. Für Schweden und Finnland bildet das hinsichtlich seines Langzeitverhaltens besser untersuchte KBS-3V-Konzept weiterhin das Referenzkonzept für die Endlagerprojekte in Forsmark und Olkiluoto darstellt [152, 261].

3.6.2.3 Der kanadische Endlagerbehälter für ausgediente CANDU-Bündel

Die Entwicklung kanadischer Endlagerbehälter erfolgte mit der Auslegung eines generischen Endlagerkonzeptes, das parallel zur Eingrenzung möglicher Standorte und zur technischen Weiterentwicklung adaptiert wurde (Adaptive Phased Management, APM). In der Umweltverträglichkeitsstudie von 1994 wurden zwei Endlagerkonzepte evaluiert (siehe Abbildung 56 und Tabelle 29), eines mit Titanbehältern (Teil der Umweltverträglichkeitsstudie), die in Bohrlöchern unterhalb von untertägigen Einlagerungskammern in einer Tiefe von ca. 500 m im Wirtsgestein versenkt werden sollten, und eines mit Kupferbehältern, die in einer

durchlässigeren Geosphäre in mehrphasigem *buffer* in den Einlagerungskammern selbst eingelagert werden sollten („Zweite Fallstudie“). Dieses zweite Behälterkonzept, der OPG-Behälter (Abbildung 57), ist bei einem Inventar von 324 CANDU-Bündeln für eine Lebensdauer von 100.000 Jahren ausgelegt. Die Studie sah einen Einsatz von 370 Behältern jährlich über eine Betriebszeit von 30 Jahren vor, um das prognostizierte Inventar von 3,6 Millionen CANDU-Bündeln endzulagern. Das Design weist eine Korrosionsbarriere von 25 mm sauerstofffreiem Phosphor-dotiertem Kupfer als äußere Hülle auf. Der innere Behälter besteht aus einer die mechanische Stabilität gewährleistenden 96-mm-Hülle aus Stahl, mit Stahlkörben für die Brennstoffbündel.

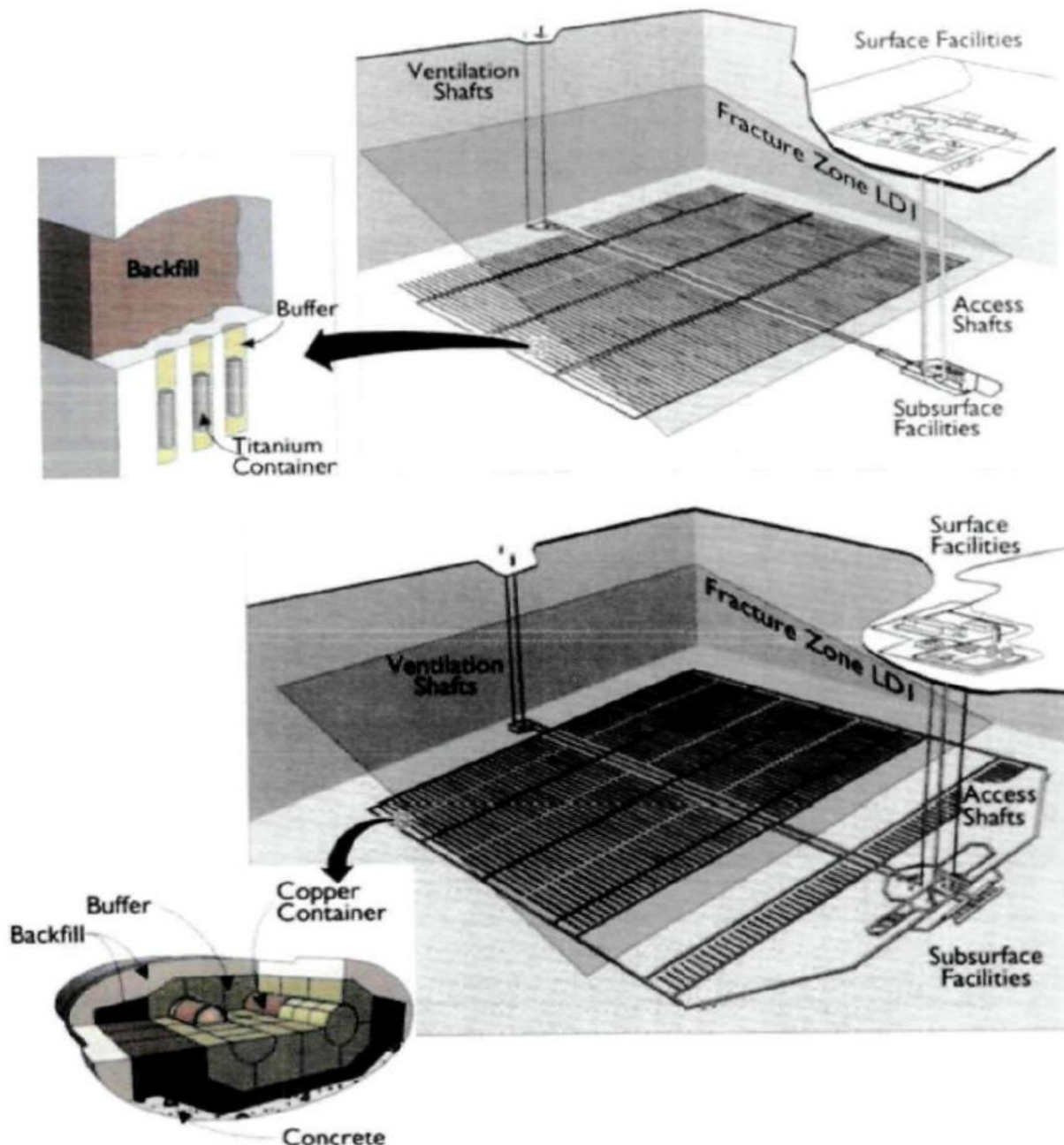


Abbildung 56: Die kanadischen Endlagerstudien von 1994: Oben vertikale Bohrlochlagerung von Titan-Behältern (Umweltverträglichkeitsstudie), unten Kupferbehälter horizontal in Kammern mit Bentonit-Auskleidung (Zweite Fallstudie) [150]

			vertikale Bohrlochlagerung	horizontale Kammerlagerung
Behälter	Hüllmaterial		Titan	innen Stahl, außen Kupfer
	Inventar	CANDU-Bündel	72	324
		Abklingzeit	10 Jahre	30 Jahre
		Wärmeleistung	291 W	1.139 W
	d [mm]		633	1.168
	L [mm]		2.246	3.867
	max. OFT [°C]		≤ 100	≤ 100
	Bentonit-buffer	min. Dicke [cm]	25	50+50
Arbeitsschutz	max. Dosisleistung für Arbeiter ("work dose")		5 mSv/a	2 mSv/a
Wirtsgestein	Endlagertiefe [m]		500...1.000	1.000
	Spannungen		Durchschnitt (kanadischer Schild)	Überdurchschnittlich (kanadischer Schild)

Tabelle 29: Die beiden Endlagerkonzepte der Umweltverträglichkeitsstudie bzw. der zweiten Fallstudie [207]

Entsprechend der iterativen Grundphilosophie des kanadischen APM-Programmes als sich ständig fortentwickelndes und anpassendes Endlagerkonzept wurde auch der Behälter weiterentwickelt. Mit der dritten Fallstudie wurde der OPG-Behälter („used fuel container mark I“, UFC I, Abbildung 57) unter geringfügiger Anpassung der Dimensionen zum Typ-IV-324-hex-Behälter. Mit der vierten Fallstudie wurde der IV-25-Behälter eingeführt [582], der 360 statt 324 CANDU-Bündel aufnehmen konnte. Dieser Übergang von 3 Brennstoffkörben für je 2 x 54 CANDU-Bündel auf 6 Körbe für je 60 Bündel ging mit einer Erhöhung der abschirmwirksamen Innenbehälterwandstärke auf 102,5 mm und einer Gesamtlänge von 3,84 m bei einem Durchmesser von 1,25 m einher.

Die Neuevaluation der geotechnischen Barrieren nach der fünften Fallstudie 2015 führte schließlich zu einer Neuentwicklung eines kompakten Endlagerbehälters [572]. Der UFC Mark II (Abbildung 58) hat eine Kapazität von 48 CANDU-Bündeln und wird aus einem zylindrischen Rohr aus Druckbehälterstahl (SA-106 gr. C) mit einer Wandstärke von 46,2 mm hergestellt, womit auf vorhandene Fertigungstechnologien und -kapazitäten zurückgegriffen werden kann. Zur Vermeidung von Spannungen in der aufgespritzten dünnen Kupfer-Korrosionsschutzschicht wird der Behälterkörper mit zwei 30 mm starken halbkugelförmigen Endstücken verschweißt und auf den beladenen und verschweißten Behälter schließlich eine mindestens 3 mm starke Kupferschicht aufgetragen (Kaltsprühverfahren).

Abschätzungen der Korrosionsrate in kanadischen Wirtsgesteinen führten zur Berechnung eines Kupferabtrages von etwa 0,4 mm in 100.000 Jahren und etwa 1,27 mm in 1 Million Jahren. Dementsprechend wurde bei der Konzeption des UFC Mk. II auf die 25 mm starke äußere Kupferhülle verzichtet und stattdessen eine 3 mm starke, nach dem Verschweißen auf den Behälter aufzutragende Kupferschicht als Korrosionsschutz eingeplant. Nach kanadischen Berechnungen ist so eine Korrosionssicherheit für mehr als 100 Millionen Jahre gegeben [583].

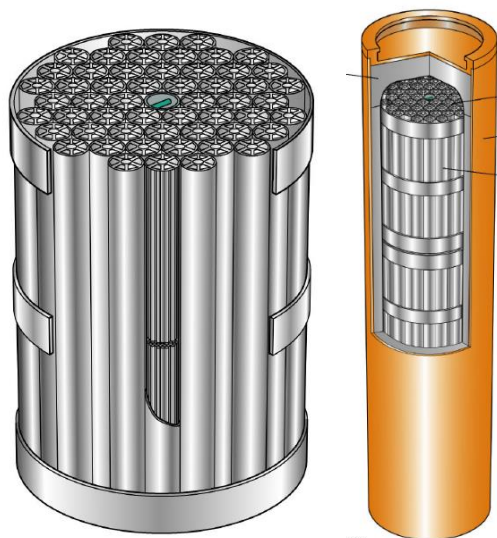


Abbildung 57:
Brennstoffkorb für 2x54 CANDU-Bündel (l.)
und der Stahlbehälter mit Kupferhülle (UFC)
zur Aufnahme von 3 solchen Körben [207].
Dieser „UFC Mk. I“ entspricht dem OPG-
Design [150].



Abbildung 58: Der UFC Mk. II [523]

Der Behälter ist weiterhin für äußere Lasten von bis zu 45 MPa ausgelegt. Nach Berechnungen wird die Last auf den Behälter in den ersten 50.000 Jahren etwa 6,6 MPa betragen. Langfristig sind, während Phasen maximaler Vergletscherung, maximale Lasten von 22,7 MPa (Kalkstein; inklusive 1,9 MPa durch Bentonitschwelldruck) bzw. 29,8 MPa (Granit; inklusive 7,1 MPa Bentonitschwelldruck) möglich [584].



Abbildung 59:
Fertigungs- und Materialtests des UFC-Mk.-II-
Behälters. V. o. n. u. ein Demonstrationsbehälter
mit abgenommenem Deckel und Kupfer-
beschichtung, 2 geschweißte Behälter und ein
Lasttest. Der Segmentring wurde zerdrückt, ohne
dass die geprüfte Schweißnaht dabei riss [572].

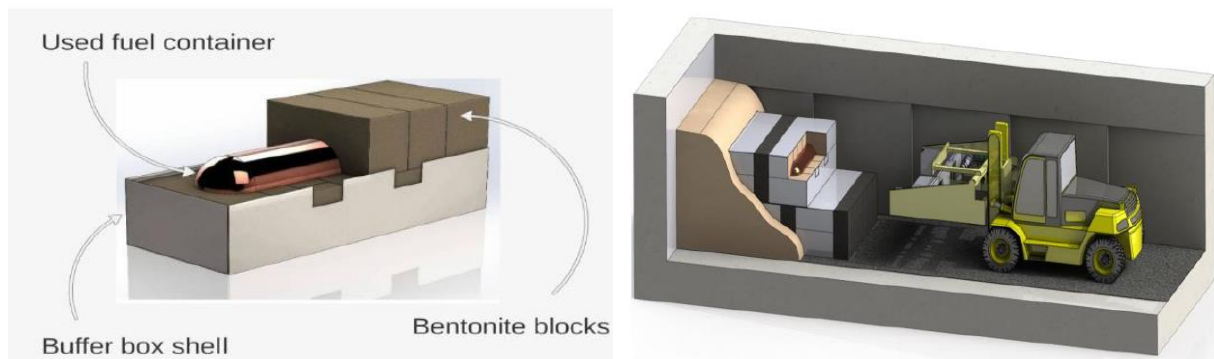


Abbildung 60: Die Einlagerung des kanadischen UFC-Mk.-II-Behälters. Der Behälter wird horizontal in einer "buffer-Box" aus hochkompaktiertem Bentonit umverpackt und diese mit einer dünnen Stahlhülle gesichert. Diese buffer-Boxen werden in den Einlagerungskammern gestapelt und die Kammern anschließend mit Bentonit verfüllt [572].

Die Einlagerung des UFC-II-Behälters erfolgt in Einlagerungskammern in Sediment oder Kristallingestein in 500 m Tiefe. Zur Abschirmung und als mechanischer Schutz des Behälters wird der UFC Mk. II dabei zuerst horizontal in eine „buffer-Box“ aus hochkompaktiertem Bentonit verpackt, die mit einer 1 mm starken Stahlhülle umgeben wird. Diese Boxen werden dann in die Einlagerungskammern transportiert und dort in der Kammermitte zweistöckig gestapelt. Anschließend werden die Kammern mit Bentonit verfüllt [572].

		OPG (2002)	IV-25 (2012)	UFC II (2015)
Inventar	Masse [t_{SM}]	6,24	6,93	0,924
	Wärmeleistung [W]	1.143	1.270	169
Innenbehälter	Material	Stahl		SA-106 gr. C
	Durchmesser [mm]	1.116	1.195	556
	Wandstärke [mm]	96	102,5	46,2
	Länge [mm]	3.708	3.700	2.500
Kupferhülle	Material	OFP-Cu		Kupfer*
	Durchmesser [mm]	1.168	1.247	562**
	Wandstärke [mm]	25		3**
	Länge [mm]	3.867	3.842	$\approx 2.506^{**}$
Behälter	Masse brutto [Mg]	24,46		2,7
Quelle		[207]	[582, 208]	[572, 210]

Tabelle 30: Kanadische Endlagerbehälter. * - Elementares Kupfer, im Kaltsprühverfahren direkt aufgetragen; ** - Die Schichtdicke von 3 mm ist eine minimale Schichtdicke; fertigungsbedingt sind Abweichungen nach oben möglich.

3.6.2.4 Behälterkonzepte in der Republik Korea

Das koreanische Referenz-Entsorgungssystem (KRS) sieht eine Endlagerung ausgedienter Brennelemente in korrosionsresistenten Behältern vor, die in vertikalen Bohrlöchern in den Böden der Einlagerungsstrecken eingelagert werden sollen. Gemäß der Ausgangsbedingung, einer Endlagertiefe von 500 m im Wirtsgestein Granit, wurde im ersten Referenzsystem (KRS-1) das schwedische KBS-3-Konzept im Wesentlichen vollständig übernommen, wie in Abbildung 61 und Abbildung 15 deutlich zu sehen ist.

Die Randbedingungen für das KRS-1-Konzept, insbesondere für das daraus entstehende Behälterkonzept, werden folgendermaßen angegeben [217]:

- Insgesamt ca. 36.000 t_{SM} endzulagernder Brennelemente, darunter 20.000 t_{SM} DWR-Brennelemente und 16.000 t_{SM} CANDU-Brennelemente. Diese Massen sind als Variablen für die Auslegungsgröße des Endlagers anzusehen.
- Referenzbrennelemente sind das auf einem Westinghouse-Design basierende koreanische Standardbrennelement mit Abmessungen von $(21,4 \text{ cm})^2 \times 453 \text{ cm}$ und 665 kg Gesamtmasse sowie CANDU-Bündel von 10 cm Durchmesser und 49,5 cm Länge und etwa 19 kg_{SM} (vergleiche Abschnitt 3.2.4).
- Referenzbrennstoffe sind für die DWR-Brennelemente Uranoxid mit Anfangsanreicherung 4,0 m-% Uran-235 und 45 GWd/t_{SM} Endabbrand sowie für die CANDU-Bündel ein Endabbrand von 7,5 GWd/t_{SM} .
- Die Abklingdauer der Brennelemente beträgt 40 Jahre.
- Die Behälter bestehen aus zwei Komponenten: einem Innenbehälter um die Brennelementpositionen herum, der Abschirmung und mechanische Festigkeit gewährleistet sowie einem korrosionsbeständigen Außenbehälter.
- Strukturmaterial in den Behältern (für die Zwischenräume im Brennstoffkorb) ist Gusseisen mit Kugelgraphit.
- Die Außenabmessungen für Endlagerbehälter mit DWR- und mit CANDU-Brennelementen sollen gleich sein.
- Die Temperatur der Hüllrohre im Behälter soll unter 200 °C bleiben.
- Die Temperatur an der Behälteroberfläche soll zum Schutze des Bentonits und seiner mechanischen und chemischen Eigenschaften unter 100 °C bleiben.
- Die maximale Dosisleistung an der Behälteroberfläche soll zur Begrenzung der Korrosion unter 0,5 Gy/h liegen.
- Das Endlagersystem muss unterkritisch bleiben, mit $k_{eff} \leq 0,95$.
- Der Behälter muss einem hydrostatischen Druck des Grundwassers von 5 MPa und einem Schwelldruck des ihn umgebenden Bentonites von 10 MPa widerstehen.

Aus diesen Anforderungen heraus wurde der erste koreanische Referenz-Endlagerbehälter für Brennelemente (eng. *Korean reference spent fuel Disposal Container*, KDC-1) entwickelt, der analog zur Ausrichtung des KRS-1-Systems am KBS-3-Konzept [221] dem KBS-3-Behälter deutlich gleicht (siehe Abbildung 61). Der Behälter hat einen Durchmesser von 1,02 m und je nach Quelle eine Länge von 4,78 m [217] bis 4,83 m [220], mit einer Gesamtmasse (beladen) von 25 Tonnen [220]. Für den korrosionsbeständigen Außenbehälter wurde Kupfer als Material veranschlagt. Auch die Einlagerung der Behälter in Bohrlöcher ist hier analog zum KBS-3V-Konzept (Abbildung 63 bzw. Abbildung 15).

Aus thermodynamischen Berechnungen der Behälter unter Berücksichtigung der Anforderungen hinsichtlich Behälterinnen- und -oberflächentemperatur wurde ein Inventar von 4 DWR-Brennelementen, entsprechend 1.540 W, bzw. von 297 CANDU-Brennelementen, entsprechend 760 W, errechnet. Die Belegung der DWR-Brennelemente im KDC-1 ist in Abbildung 61 dargestellt; abweichende Konzeptstudien für 3 bzw. 5 DWR-Brennelemente sind in Abbildung 64 gezeigt. Für die CANDU-Brennelemente werden 33 Positionen für jeweils 9 axial gestapelte CANDU-Brennelemente angegeben [217] (siehe Abbildung 62). Insgesamt wird nach dem dem KRS-1-Konzept zugrundeliegenden Inventar von 36.000 t_{SM} eine Gesamtzahl von 14.210 Behältern veranschlagt, hiervon 2.835 für 842.000 CANDU-Bündel (16.000 t_{SM}) und 11.375 Behälter für 45.000 DWR-Brennelemente (20.000 t_{SM}). Diese Prognosen sind abhängig vom i. A. zweijährlich aktualisierten Energieplan der Regierung und haben sich seit Beginn der Projektierung des KRS-1-Konzeptes 1997 mehrfach verändert.

Grundsätzlich bestehen die KDC-1-Behälter aus Gusseisen mit einer die mechanische Festigkeit garantierenden Mindeststärke von 5 cm und einer Außenhülle aus Kupfer mit einer Dicke von ebenfalls 5 cm als Korrosionsschutz. Für den KDC-CANDU gab es keine expliziten Angaben zum Korrosionsschutz, weshalb das KAERI, explizit aus Gründen der Material- und Kostenersparnis, eine Kaltsprühfertigung der Kupferhülle untersucht, um die Dicke der Korrosionsschutzschicht von 5 cm auf 1 cm zu senken [221]. Um weiterhin das Einlagerungsvolumen für die CANDU-Brennstoffe zu reduzieren, wurde der KDC-CANDU nochmals überarbeitet. Der entsprechende neue Behälter, genannt A-KDC-CANDU, weist eine andere Belegung auf, mit 4x60 statt 9x33 Bündelpositionen und dementsprechend geringerer Gesamthöhe. Zwei solcher Behälter sollen gestapelt in je einem Bohrloch eingelagert werden (Abbildung 65) und so eine Volumeneinsparung von 30% gegenüber dem KDC-CANDU ermöglichen [221].

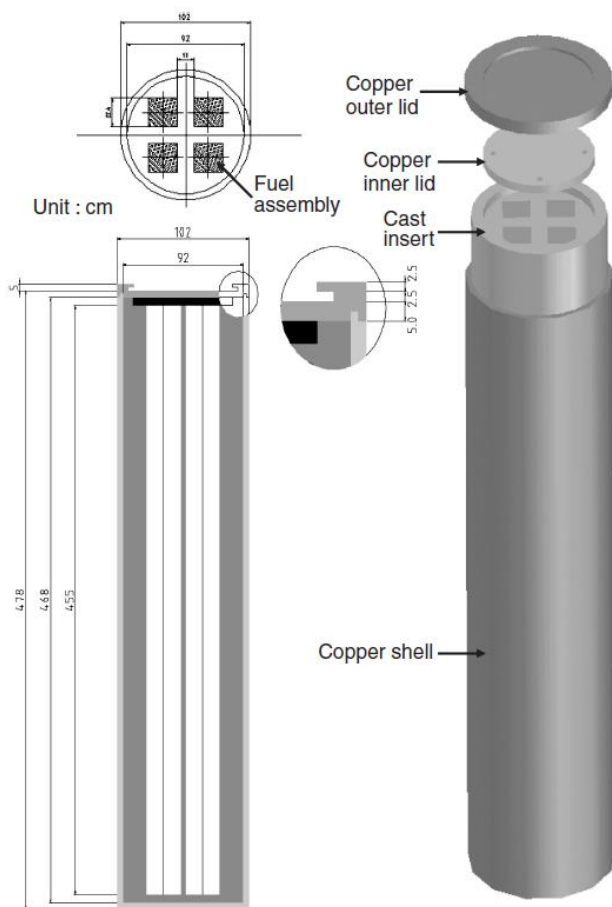


Abbildung 61: Der koreanische Referenzbehälter KDC-1. Die konzeptionelle Nähe zum schwedisch-finnischen KBS-3-System ist deutlich erkennbar [217].

Für den KDC-1 sowie für zwei Varianten mit 3 bzw. 5 Brennelementpositionen wurden Abschirm- und Festigkeitsberechnungen durchgeführt. Dabei zeigte sich, dass die zur Abschirmung des Strahlungsfeldes benötigte Wanddicke des inneren Behälters stets geringer war als die zur Sicherung der mechanischen Festigkeit, und dass daher durch die mechanische Auslegung des Behälters das Abschirmungskriterium für die Oberflächendosisleistung abdeckend erfüllt ist.

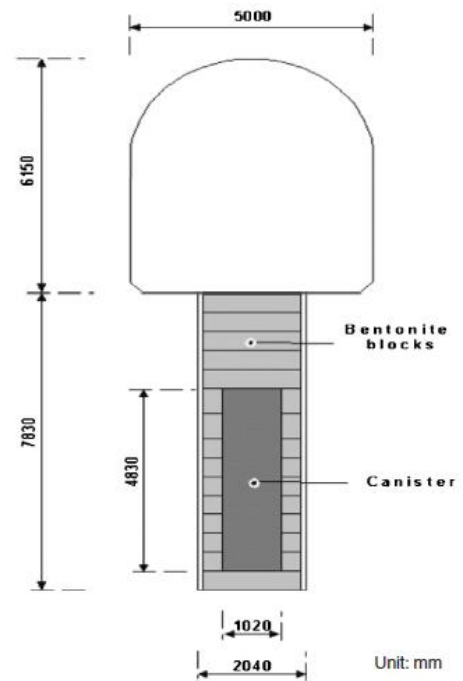


Abbildung 63:
Die vertikale Einlagerung des
koreanischen Referenzbehälters KDC-1,
analog zum schwedischen KBS-3-
Konzept [217].

		Variante des KDC-1		
		KDC-1	KDC-1a	KDC-1b
BE/Behälter		4	3	5
Außenradius		51,0	47,5	51,0
Normallast	σ_{VM} [MPa]	74,9	84,7	99,5
	ϵ_{max} [mm]	2,54	2,56	2,52
Extremelast	σ_{VM} [MPa]	111,9	120,3	119,2
	ϵ_{max} [mm]	2,65	2,66	2,63
ODL an der Oberfläche [Gy/h]		<0,5	<0,5	<0,5
k_{eff}		<0,95	<0,95	k. A.

Tabelle 31: Ergebnisse aus Abschirm- und Festigkeitsberechnungen am KDC-1-Behältermodell mit zwei Varianten [217]. σ_{vM} – von-Mises-Spannung; ϵ_{max} – maximale Deformierung (absolut).

Zur Charakterisierung der mechanischen Festigkeit wurde für Normal- und Extremfälle die von-Mises-Spannung in Bezug auf eine angenommene maximale Auslegungsspannung von $(234,71 \pm 0,18)$ MPa berechnet. Für den KDC-1 (Abbildung 61) und die beiden Varianten (Abbildung 64) erzielte Ergebnisse sind in Tabelle 31 zusammengefasst. Entsprechend diesen Berechnungen ist auch die Einlagerung von Brennelementen mit Endabbränden ≥ 60 GWd/t_{SM} möglich, wenn die Distanz zwischen Bohrlöchern bzw.

Einlagerungsstrecken entsprechend der höheren Wärmeleistung angepasst wird. Im Wirtsgesteingefüge treten FE-Berechnungen zufolge während der thermischen Phase teilweise hohe Kompressionsspannungen von bis zu 100 MPa auf (80 MPa bei horizontaler Lagerung). In der äußeren Hülle des Behälters treten in den gleichen Berechnungen eines frühen Designs des KRS-Konzeptes durch die thermische Ausdehnung des Innenbehälters nach den ersten 50 Jahren axiale Zugspannungen von bis zu 46 MPa und horizontale Kompressionsspannungen von ca. 40 MPa auf [222]. In den gleichen Berechnungen wurde für die meisten betrachteten Fälle ein spannungsbedingtes mechanisches Versagen von Bentonit-*buffer* und Verfüllungsmaterial ermittelt und eine genauere Modellierung sowie Anpassung des Konzeptes vorgeschlagen, von deren fernerer Umsetzung wir ausgehen.

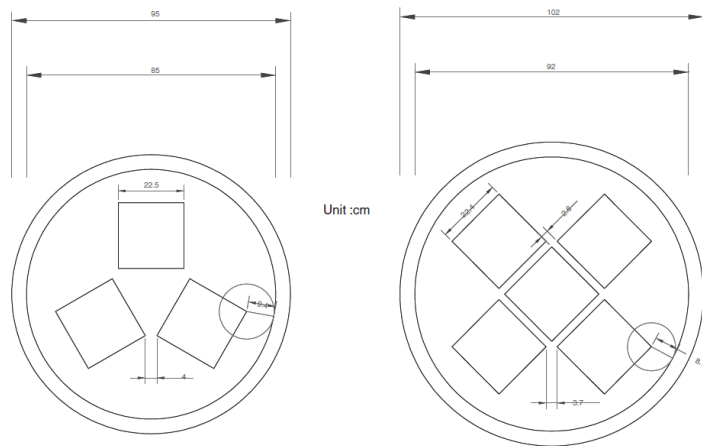


Abbildung 64:
Alternative Belegungskonzepte für den KDC-1-Behälter, für 3 bzw. 5 DWR-Brennelemente [217]

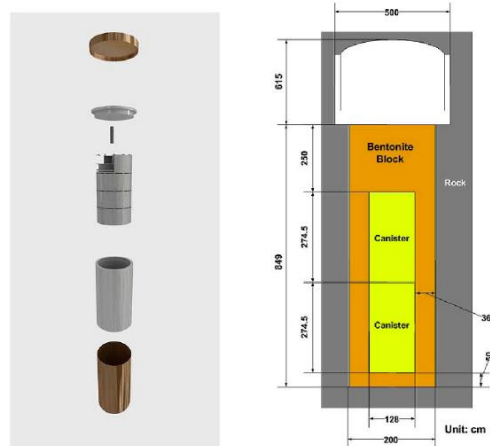


Abbildung 65:
Alternatives Behälterkonzept für CANDU-Bündel A-KDC-CANDU: vertikale Bohrlochlagerung von 2 Behältern mit jeweils 240 CANDU-Bündeln [221].

Im **Endlagerbergwerk** soll die Luftqualität und etwaige Radioaktivität ständig überwacht werden. Die Betriebstemperaturen (Luft) im Kontrollbereich sollen zwischen +10 °C und +50 °C liegen, im restlichen Endlagerbergwerk zwischen +10 °C und +40 °C, bei einer maximalen Luftfeuchte von 80% [220]. Ein 48-stündiger Ausfall der Wasserhaltung soll keine negativen Auswirkungen haben; für das Personal sollen zwei Evakuierungsrouten (max. 1 h) sowie Notfallräume bereitstehen. Für die **Handhabung der Behälter** in den Strecken sind zur Abschirmung zusätzliche technische Maßnahmen für den Behältertransport geplant; insbesondere ein mit einem abschirmenden Transferbehälter ausgerüstetes Spezialfahrzeug. Gemäß KRS-Konzept soll die Einlagerung der Behälter wie folgt geschehen [220]:

- Einfahrt der Behälter untertage in einem Spezialaufzug (vertikal)
- Fahrt des Aufzugswagens mit dem Behälter zu einer untertägigen Verladestation
- Ein Behältertransferfahrzeug nimmt den Behälter in einen Abschirmbehälter auf und bringt ihn in eine horizontale Position.

- Das Behältertransferfahrzeug fährt den im Abschirmbehälter mitgeführten Endlagerbehälter zum Einlagerungsort.
- Der Behälter wird in die Vertikale gebracht und aus dem Abschirmbehälter in das Bohrloch eingeführt (siehe Abbildung 66).



Abbildung 66:
Das Behältertransferfahrzeug in teilverfüllter Einlagerungsstrecke, entsprechend dem KRS-Konzept [220].

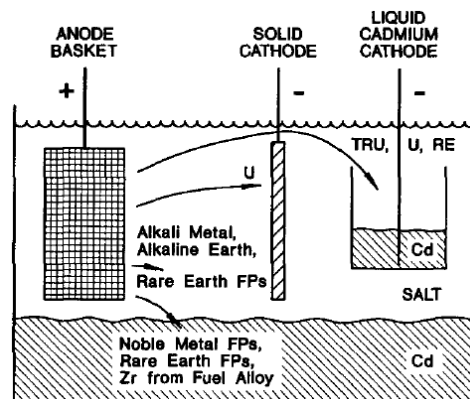


Abbildung 67:
Schematische Darstellung der Pyroprozessierung. Der metallische Brennstoff wird in einem in Salzlösung eingebrachten Anodenkorb elektrolytisch aufgelöst; Uran und Transuraneisotope werden zurückgewonnen [585].

Alternativ zur Endlagerung der Brennelemente wird seit den 1990er-Jahren in den Vereinigten Staaten, in Japan, Indien und in der Republik Korea die **Pyroprozessierung** als Methode zur Abfallvolumenverringerung untersucht [585, 586, 587, 588]. In dieser – im Gegensatz zu bisher technisch vollzogenen Wiederaufbereitungsverfahren wie z. B. dem PUREX-Verfahren – elektrochemischen Methode wird der von Hüllrohren befreite und thermisch zu U_3O_8 aufoxidierte Brennstoff in einer Salzschnmelze (laut Quellen meist $LiCl$) zu Metall reduziert [589, 590] und dieses anschließend elektrolytisch gelöst [218]. Über eine feste Kathode wird Uran abgeschieden, in einer flüssigen Cd-Kathode lagern sich Uran, Lanthanoide und Transurane (Np, Pu, Am, Cm) ab. Die Spaltprodukte verbleiben in der Salzschnmelze oder in einer separaten Flüssigmetallphase (siehe Abbildung 67) und können später abgetrennt werden [591, 592]. Durch die gemeinsame Abtrennung von Plutonium mit Uran, Lanthanoiden und anderen Transuranen gilt die Methode als sicherer gegen Proliferation als andere Wiederaufarbeitungstechnologien. Die Erforschung dieser Technologie in der Republik Korea muss hier vor dem Hintergrund der restriktiven amerikanischen Politik zur Implementierung von Wiederaufarbeitungs-technologien und dem gemeinsamen zehnjährigen Forschungsprogramm zum nuklearen Brennstoffkreislauf 2011-2021 betrachtet werden [216, 214].

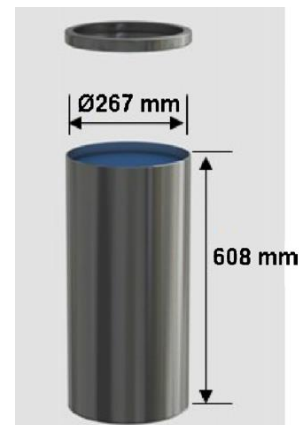


Abbildung 68:
Edelstahl-Lagergefäß für keramische HLW-Abfälle aus der Pyroprozessierung [218]

Die entstehenden Abfälle werden auf fünf Abfallströme aufgeteilt, wovon lediglich einer, bestehend aus in einer keramischen Monazitmatrix immobilisierten Seltenerdmetallen, Transuranen und Spaltprodukten, als endzulagernder HLW-Abfall betrachtet wird (siehe Tabelle 32). Für diese Abfälle wurde ein auf dem KRS-1-Endlager aufbauendes Behälterkonzept entwickelt. Die keramischen Abfälle werden dabei in zylindrische

Lagergefäße aus austenitischem Edelstahl (STS304L [218, 593, 594]) gefüllt (siehe Abbildung 68), die dann in einem zweiteiligen Überbehälter verpackt werden. Dieser Überbehälter besteht dabei, wie auch der KDC-1-Behälter, aus Gusseisen mit einer Außenhülle aus Kupfer. Die Lebensdauer der Kupferschicht ist auf 1.000 Jahre bemessen; veranschlagt wird eine konservative 1-cm-Kupferschicht, die mittels Kaltsprüh-Technologie aufgebracht werden soll. Die Gesamtabmessungen sowohl der Lagergefäße als auch des Überbehälters resultieren aus Überlegungen der Wärmeabführung und Handhabbarkeit. Aus der Pyroprozessierung werden etwa 1,4 Keramikblöcke je Tonne Schwermetall antizipiert, die entsprechend den Werten aus Tabelle 32 jeweils ein Gewicht von 47,5 kg und eine Zerfallswärmeleistung (nach 40 Jahren) von 21,2 W haben. Die Abmessungen von 26 cm Durchmesser und 25 cm Höhe ergeben sich dabei aus dem Bestreben eine zu hohe Blockinnentemperatur und damit einhergehende Phasenübergänge in der Monazitmatrix zu vermeiden [223]. Zwei dieser Keramikblöcke passen in ein Lagergefäß und 14 Lagergefäße in einen Überbehälter (Abbildung 69), was ein Wärmeinventar von ca. 600 W ergibt. Die Gesamtmasse des gefüllten Überbehälters beläuft sich nach diesem Konzept auf ca. 7,663 Tonnen [218].

Die gefüllten Überbehälter sollen entweder horizontal in rechtwinklig von den Hauptstrecken abgehende Querschläge eingebracht werden (jeweils 64 je Strecke, siehe Abbildung 71) oder vertikal, wobei thermische Berechnungen für zwei Überbehälter je Bohrloch und vier Überbehälter je Bohrloch vorliegen (siehe Abbildung 70 und Abbildung 72). Die Einhaltung des Temperaturkriteriums von maximal 100 °C an der Behälteroberfläche zum Schutze des *buffer*s aus koreanischem Calcium-Bentonit kann über die Variation der Bohrloch- bzw. Behälterabstände in den Einlagerungsstrecken realisiert werden. So verdoppelt sich der minimale Bohrlochabstand für die vertikale Lagerung von zwei Überbehältern von 4 m auf 8 m für vier Überbehälter. Die maximale Temperatur wird 5 Jahre nach Einlagerung erreicht [218]. Auch ein mehrschichtiges *buffer*-System wurde berechnet, hierbei wird einem inneren *buffer* Sand und Graphit zugegeben, um die Wärmeleitfähigkeit zu verbessern (siehe Abbildung 70). Damit ließ sich in den Simulationen der Bohrlochabstand und damit das Endlagervolumen weiter verringern [218].

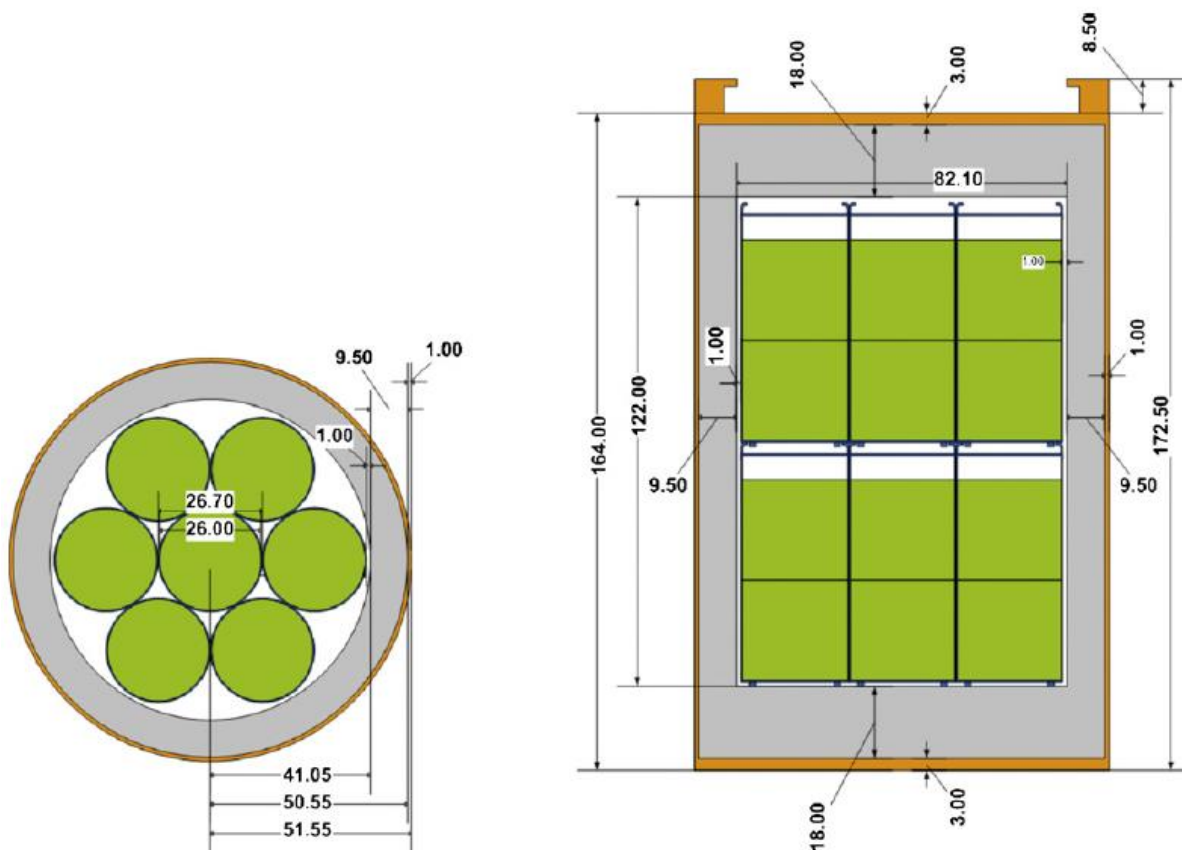


Abbildung 69: Überbehälter aus mit Kupfer überzogenem Gusseisen. In einem Überbehälter werden 14 Lagergefäße für keramische HLW-Abfälle verpackt [218].

Gruppe	Abfallform	Hauptnuklide	Masse [kg/t _{SM}]	P _{th} (40 a) [W/t _{SM}]	Entsorgung
Langlebige Abfälle	metallisch	U, Transurane	313,64	k. A.	Endlagerung 200 m tief
	Monazitmatrix	Lanthanoide, Transurane	66,49	29,7	Endlagerung 500 m tief
	Filter	I, Tc	45,55	< 0,01	Transmutation
Abkling- lager	SiO ₂ -Al-PO ₄ - Matrix	Sr, Cs	284,57	259,7	Langzeit- Zwischenlagerung
	Asche	Cs	31,87	325,3	
Summe			742,12	≥ 614,7	

Tabelle 32: Abfallformen aus der Pyroprozessierung von DWR-Brennelementen (4,5 m.-% U-5 nach 55 GWd/t_{SM}), nach [218]. Entsprechend dem koreanischen Entsorgungsprogramm gelten nur die als Monazitmatrix vorliegenden Abfälle (9,0%) als HLW-Abfälle; die metallischen Abfälle (42,3%) werden als „langlebig schwachaktiv“ geführt, für die Strontium- und Cäsium-haltigen Abfälle (42,6%) mit 95% des Wärmeinventares muss vor der beabsichtigten Entsorgung als schwachaktiver Abfall eine Abklinglagerung von ca. 300 Jahren veranschlagt werden.

Behälterkonzepte der Republik Korea	KDC-1	KDC-CANDU	A-KDC-CANDU	HLW-Überbehälter		
Quelle	[217]	[221]	[221]	[218, 221]		
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	172,50		
Einlagerung	vertikal	vertikal	vertikal	vertikal	horizontal	
Behälter/Bohrloch	1	1	2	2	4	64/Strecke
Positionsabstand [m]	5,34	4	5	4	8	2
Streckenabstand [m]	40	40	40	40	40	25

Tabelle 33: Zusammenstellung der koreanischen Behälterkonzepte für die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (KDC) und für die Endlagerung von HLW-Abfällen aus der Pyroprozessierung

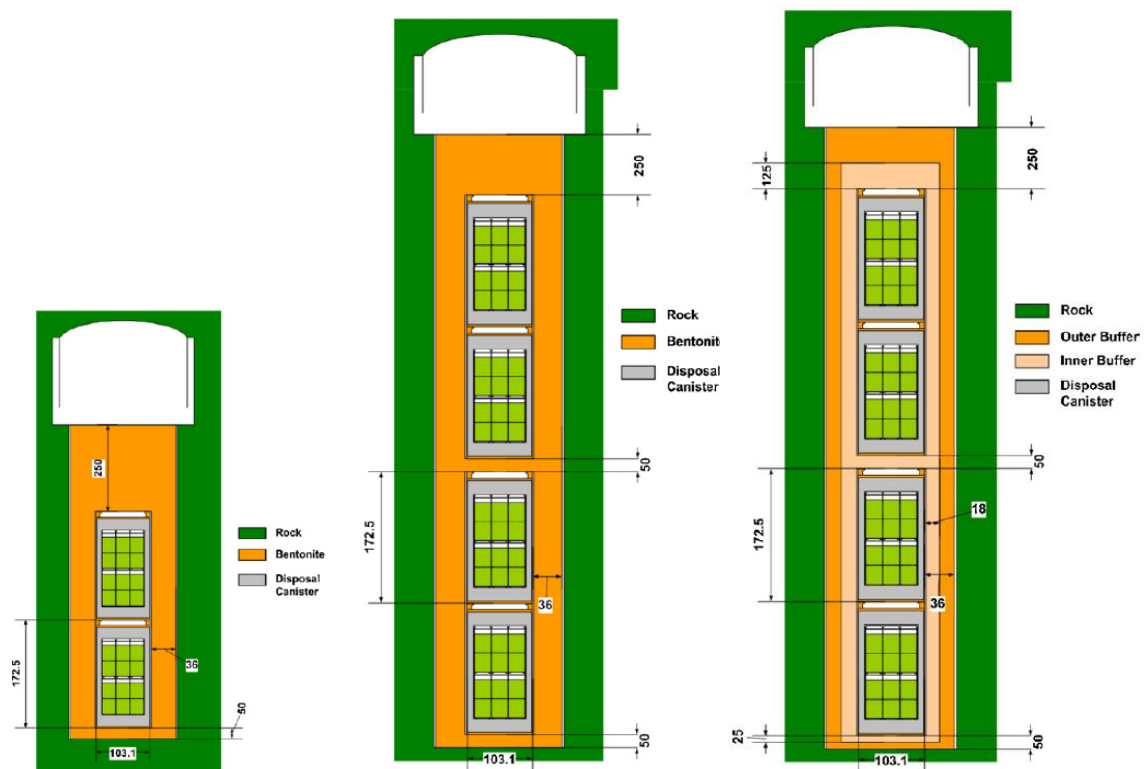


Abbildung 70: Vertikale Bohrlochlagerung der HLW-Überbehälter. Links: flaches Bohrloch mit 2 Überbehältern; Mitte: Bohrloch mit 4 Überbehältern; rechts: Bohrloch mit 4 Überbehältern und zweiphasigem buffer zur Begrenzung der Temperatur im Bentonit [218].

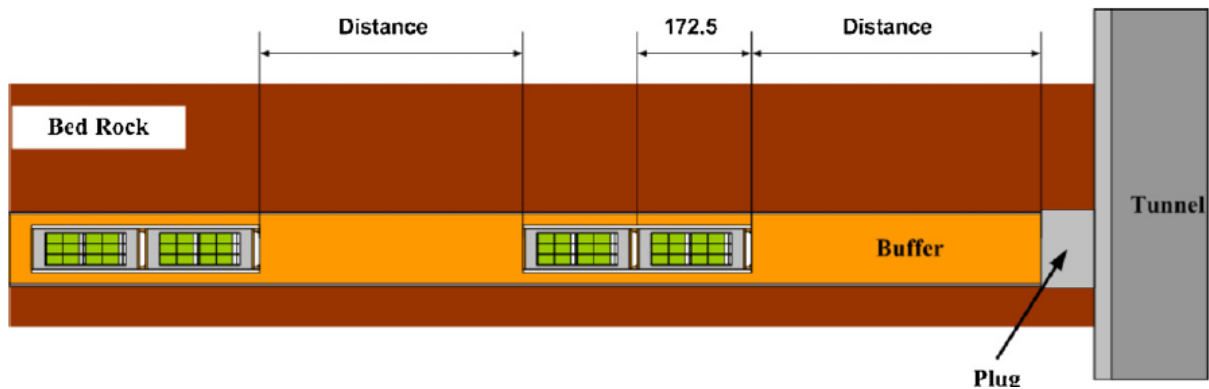


Abbildung 71: Horizontale Lagerung der HLW-Überbehälter in Querabschlägen senkrecht zur Einlagerungsstrecke. Im Endlagerkonzept für HLW-Abfälle aus der Pyroprozessierung werden 64 Überbehälter je Strecke angenommen [218].

Hauptargument der Forschungen an der Pyroprozessierung ist neben der Rückgewinnung des Uran-Transuran-Gemisches zur Verwendung in schnellen Reaktoren die Abtrennung der Spaltprodukte Iod und Technetium, die zukünftig in Transmutationsanlagen entsorgt werden sollen, sowie die Abtrennung von Strontium und Cäsium, die nach entsprechender Zerfallswischenlagerung als schwachaktive Abfälle entsorgt werden könnten. Die übrigen Bestandteile – Spaltprodukte und Rückstände von Strontium und Transuranen – würden als HLW-Abfälle in einer keramischen Monazit-matrix¹⁹ eingeschlossen werden. Nach diesem Konzept wären von 10 t_{SM} ausgedienter Brennelemente nur 665 kg keramischer Abfälle

endzulagern [218].

Abgesehen von den technisch nicht verfügbaren schnellen Reaktoren und

Transmutationsanlagen wird die Abtrennung und anschließende langfristige Zwischenlagerung der hoch radiotoxischen Isotope von Cäsium und Strontium kritisiert, die über etwa 300 Jahre abklingen müssten. Auch wären außer den keramischen Abfällen weitere teilweise hochradioaktive Abfallströme endzulagern und die angestrebte Reduktion um einen Faktor 20 nicht realistisch [214].

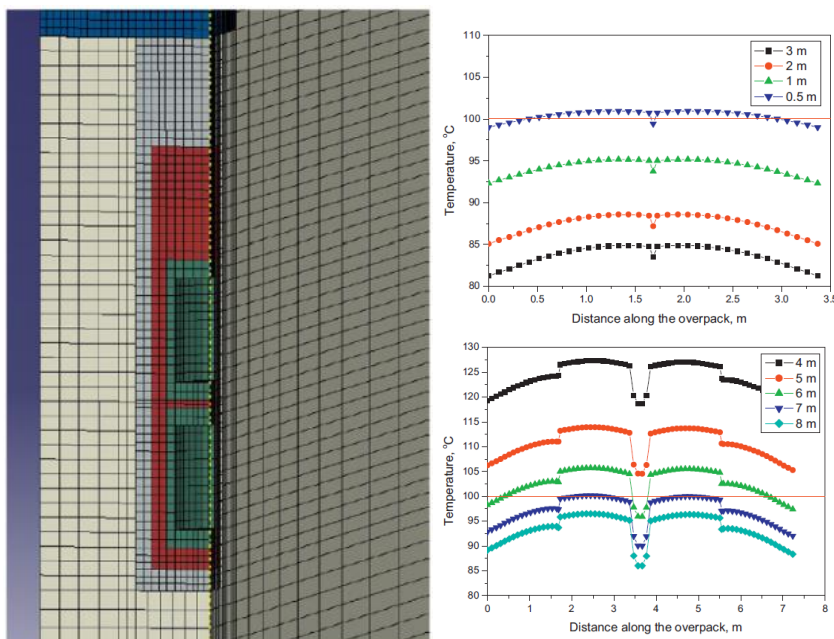


Abbildung 72: ABAQUS-Rechenmodell für die Temperaturfeldberechnungen am Modell eines Bohrlochs mit 2 Überbehältern (links) sowie die Ergebnisse für verschiedene Abstände bei horizontaler (rechts oben) und vertikaler Lagerung (für 4 Behälter, rechts unten) [218].

¹⁹ Monazite sind Lanthanoidphosphate, die oft auch hohe Thorium-Konzentrationen enthalten [615]. In Indien sollen vorhandene Monazitvorkommen zum Aufbau eines thoriumbasierten Brennstoffkreislaufes genutzt werden (siehe auch Abschnitt 2.4.11).

Unabhängig von der technischen, politischen und wirtschaftlichen Realisierung der Pyroprozessierung stellt das daraus abgeleitete Behälterkonzept eine Möglichkeit dar, AWA-Kokillen in einem Überbehälter analog zu Brennelementlagerbehältern endzulagern. Die Ähnlichkeiten zum amerikanischen STAD-Behälter für die Endlagerung von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung legen trotz der unterschiedlichen Randbedingungen (insbesondere geotechnische *buffer*-Schicht gegenüber unverfüllter Strecke) einen solchen Vergleich nahe.

3.6.2.5 Tschechische Behälterkonzepte

Die grundlegenden Anforderungen an den tschechischen Endlagerbehälter (UOS) werden im Forschungs- und Entwicklungsplan für den Zeitraum 2017-2025 [312] zusammengefasst:

- Gewährleistung der nuklearen Sicherheit
- Unterkritikalität, während der Abfallkonditionierung und der Einlagerung sowohl unter normalen Bedingungen als auch bei „nicht auslegungüberschreitenden Unfällen“ (Störfällen)
- Ausreichende Abführung der Zerfallswärme um die Oberflächentemperatur zum Schutz der Bentonitbarrieren unter 95 °C zu halten
- Verhindern einer Freisetzung von Radionukliden während des Betriebes und anschließend über möglichst lange Zeiträume
- Schutz des Personals vor der vom Inventar emittierten ionisierenden Strahlung. Für Lagerbehälter, die in das Endlagerbergwerk eingelagert werden sollen, ist die ausreichende Abschirmung des Strahlungsfeldes kein primäres Kriterium; der Schutz des Personals kann hier ausdrücklich durch technische Hilfsstrukturen gewährleistet werden.
- Gewährleistung der Betriebssicherheit in allen Phasen der Entsorgung

Zur Erfüllung dieser Anforderungen werden über die veranschlagte Lebensdauer folgende Bedingungen an ein Behälterkonzept gestellt [312]:

- Integrität [entspricht sicherem Einschluss]
- Korrosionsbeständigkeit in Umgebungen mit hoher Temperatur, niedrigem Oxidationspotential, hoher Dosisleistung und chemischer Wechselwirkung des Bentonits mit durch den Granit eindringenden wässrigen Lösungen und etwaigen Gasen
- Kompatibilität mit anderen in den geotechnischen Barrieren genutzten Materialien wie z. B. Beton
- Mechanische Widerstandsfähigkeit gegen Druck, seismische Effekte, Spannungen und Scherbewegungen entlang von Rissen im Wirtsgestein, möglichen Veränderungen der Umgebung durch klimatische und postvulkanische Entwicklungen sowie Wärme, Strahlungsfeld und Druck im Behälterinnenraum

In Anlehnung an das schwedische KBS-3-Konzept soll ein doppelwandiger Metallbehälter mit einer möglichst großen Lebensdauer die Freisetzung von Radionukliden über große Zeiträume verhindern, um so die stetig sinkende Radiotoxizität des kontinuierlich zerfallenden Inventars vor einer Freisetzung in die Geosphäre zu verringern und um eine mögliche Freisetzung in die Biosphäre zu verzögern [312]. Hierzu betrachtete Materialien umfassen Gusseisen, korrosionsresistente niedrig- oder hochlegierte Edelstähle und Nichteisenmetalle wie Kupfer und Titan (siehe Tabelle 34). Keramische Materialien und Polymere wurden ebenfalls untersucht; weitergehende Informationen zu diesen wurden aber im Rahmen der Literaturrecherche nicht gefunden. Die zu erwartenden hohen Materialkosten, die mit den teilweise neu zu entwickelnden Fertigungstechniken zusammenhängenden Bedenken hinsichtlich des dichten Behälterverschlusses und die als berechenbar konstant aufgefassen Randbedingungen über den Lagerzeitraum ließen kostengünstigere Stähle in den Vordergrund der technischen Überlegungen rücken, deren Verarbeitung in der Tschechischen Republik darüber hinaus seit Langem auf hohem Niveau Stand der Technik ist. Tschechische Behältermodelle sind daher grundsätzlich dem KBS-3-Konzept ähnlich, aber maßgeblich stahlbasiert (siehe Tabelle 24). Die Option, Kupfer oder Titan als korrosionsbeständiges Material zu verwenden, wird für den Fall unzureichender Eignung der stahlbasierten Behälter an den vorgesehenen Endlagerstandorten (siehe Abbildung 30) explizit offengehalten [312].

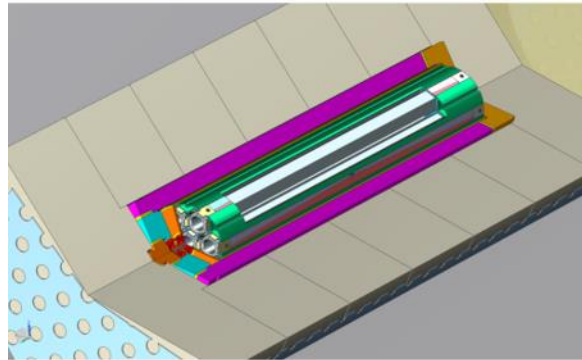


Abbildung 73: Tschechisches Behälterkonzept (hier Referenzkonzept "corrosion accepted" für WWER-440-Brennelemente) mit Bentonitringen und perforierter Stahlhülle (Supercontainer) [314].

Für die Behälterfertigung betrachtete Materialien [314]		
Materialklasse		Kandidaten (Kennnummern)
Kohlenstoffstahl		EN 10222-4 P285QH, (ASTM A106/A106M-15 grade B)
Edelstahl	austenitisch-ferritisch	EN 10088-2, 1.4462 (AISI 317 LN)
	austenitisch	EN 10088-2, 1.4404 (AISI 316L)
Kupfer		EN1652, Cu-OF, CW008A (ASTM B152M-13, UNS C10100)
Titan		ASTM B265-15, grade 7

Tabelle 34: Für die tschechischen Behälterkonzepte betrachtete und untersuchte Materialien

Das tschechische Behälterkonzept von 2012 sieht einen *Supercontainer* vor, in dem ein Brennelementbehälter mit Bentonitringen umhüllt und dann zusammen mit anderen *Supercontainern* in großräumigen horizontalen Bohrlöchern (Durchmesser 2.166 mm) eingelagert wird, analog dem schwedisch-finnischen KBS-3H-Konzept (siehe Abschnitt 3.6.2.2.3 auf Seite 132). Die Strecken zwischen den *Supercontainern* werden mit 50 cm tiefen Bentonitblöcken aufgefüllt. Die Ummantelung des Behälters mit hochkompaktiertem Bentonit soll neben ihrer mechanischen Funktion auch mikrobielle Aktivitäten an der Behälteroberfläche ausschließen [312]. Der Behälter selbst ist doppelwandig, mit einer inneren Hülle aus 5 mm Edelstahl zum Einschluss der aus einer Aluminiumstruktur bestehenden Innenstruktur, und einer äußeren Hülle aus 45 mm dickem niedriglegierten Stahl als Strukturmaterial. Eine heiß aufgesprühte Korrosionsschutzschicht

aus NiCr schützt die Behälter gegenüber durch das Bentonit dringender wässriger Lösung. Die Behälter hätten einen Gesamtdurchmesser von 65 cm (WWER-440) bzw. 70,1 cm (WWER-1000) und eine Gesamtlänge von 367 cm (WWER-440) bzw. 505 cm (WWER-1000). Die Bentonitringe haben eine Dicke von 70 cm (WWER-440) bzw. 67,4 mm (WWER-1000), womit sämtliche *Supercontainer* einen Außendurchmesser von 205 cm haben [311]. Das Gesamtkonzept zeigt eine große Ähnlichkeit zu einem von Škoda entwickelten slowakischen Behälterkonzept, dem Škoda UOS VVER-440 (siehe Abschnitt 2.4.27; Vergleich in Tabelle 35). Da für das – gegenüber dem tschechischen Konzept von 2012 dickwandigere – slowakische Behälterkonzept explizit bemerkt wird, dass die Abschirmwirkung der Behälterwand für den Schutz des eingesetzten Personals nicht ausreichend ist [295], kann davon ausgegangen werden, dass die umliegenden Bentonitringe hier auch die Funktion einer Strahlungsabschirmung direkt übernehmen. Das Bentonit ist aufgrund der thermischen Zersetzung des darin enthaltenen Montmorillonites bei Temperaturen über 100 °C der limitierende Faktor in der thermischen Auslegung von Behälter und Inventar, die eine dauerhafte Temperaturbegrenzung auf unter 90 °C (in Ausnahmefällen 95 °C) vorsieht (siehe Tabelle 22). Auslegungsberechnungen und die thermodynamische Charakterisierung der Behältermaterialien und Systemkomponenten ist fortgeschritten und eine Datenbank des zu entsorgenden Aktivitäts- und Wärmeinventars wurde angelegt [312].

Für zwei verschiedene generelle Auslegungen des Behälterkonzeptes und für die drei wesentlichen für die Endlagerung zu erwartenden Brennelementtypen (siehe Tabelle 36) wurde das Behälterkonzept von 2012 weiter angepasst. Innenbelegung und das Doppelhüllenkonzept wurden beibehalten, aber die Korrosionsschutzschicht entfällt (siehe auch Tabelle 35). An die Stelle des generischen Konzeptes von 2012 treten zwei mögliche Entwicklungslinien: Eine Behälterlinie ist auf begrenzte uniforme Korrosion hin ausgelegt und soll, unter Verzicht auf stark korrosionsresistente Materialien, aus einer inneren Edelstahlhülle bestehen, die in einer äußeren Kohlenstoffstahlhülle verpackt wird [314]. Maßgeblich hierfür sind die noch zu erbringenden experimentellen Nachweise, dass die an die Endlagergebinde gestellten Anforderungen vollumfänglich erfüllt werden, insbesondere hinsichtlich des sicheren Einschlusses (Korrosionsverhalten und mechanische Stabilität) [515]. Alternativ zu diesem Behälterkonzept mit akzeptierter Korrosion („*corrosion accepted*“ – in Tabelle 24 als „Tschechien ca“ gekennzeichnet) gibt es ein Konzept für einen korrosionsresistenten Behälter, dessen Innenbehälter aus Kohlenstoffstahl besteht und dessen Außenbehälter aus einem korrosionsbeständigen Werkstoff gefertigt wird; betrachtet werden Kupfer und Titan (siehe Tabelle 34). Der konzeptionelle Unterschied wird auch in den

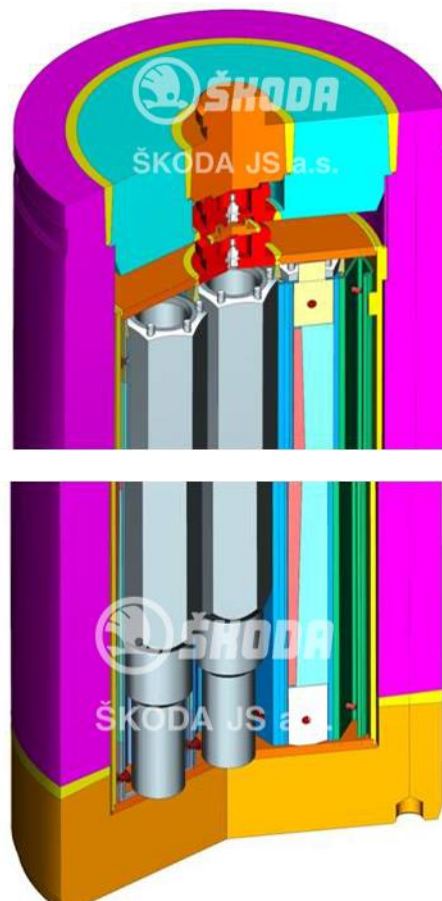


Abbildung 74: Tschechisches Behälterkonzept (hier "corrosion accepted"-Referenzkonzept für 7 WWER-440-Brennelemente) [314]. Deutlich sichtbar die innere Hülle (gelb) und die strukturtragende äußere Hülle (pink).

avisierten Wandstärken ersichtlich: Während beim Referenzmodell mit akzeptierter Korrosion eine dünnwandige innere Hülle (für sämtliche Leistungsreaktor-Brennelementtypen 10 mm) mit einer typenabhängig dicken äußeren Hülle umschlossen wird, übernimmt in der korrosionsresistenten Konzeptlinie eine dickwandige innere Stahlhülle die mechanische Stabilität und eine dünnwandige Außenhülle (in jedem Konzept 5 mm) dient dem Korrosionsschutz (siehe Tabelle 36). Während zwischen beiden Hüllen im ersten Fall ein Spalt von 10 mm vorgesehen scheint, liegt die äußere Hülle in der korrosionsresistenten Linie direkt auf der inneren Hülle auf. In beiden Fällen wird die Fertigung und Beladung von Innenkorb, innerer und äußerer Hülle noch weiter konzipiert; aus den bisherigen Informationen geht hervor, dass sowohl die innere als auch die äußere Hülle über einen Deckel verfügen, der nach Beladung verschweißt wird. Nach dem Ausheilen der Schweißnähe und einer abschließenden Oberflächenreinigung wird der Behälter auf Dichtheit geprüft [314]. Über die Art der abschließenden Dichtheitsprüfung wurden im Rahmen der Literaturrecherche keine näheren Informationen gefunden, aber in Abbildung 74 sichtbare Strukturen im Deckelbereich können auf eine Drucksensorik analog zu den in deutschen Transportbehältern der CASTOR®-Familie vorhandenen Systemen hinweisen.

		Slowakei	Tschechien		
Jahr		2015/2017	2012	2016/17	
Quelle		[295]	[311]	[515]	
Innenstruktur	Material	AlMgSi0,5	Al-Legierung	siehe Tabelle 36	
Innere Hülle	Dicke	5 mm	5 mm		
	Material	Edelstahl 1.4145	Edelstahl	Edelstahl	Stahl CSN 422707.9
Äußere Hülle	Dicke	55 mm 80 mm [290]	45 mm	siehe Tabelle 36	
	Material	Stahl 1.6368	Stahl		
Korrosionsschutz	Dicke	3 mm [290]	0,5 mm	--	--
	Material	NiCr	NiCr 80/20	ohne	

Tabelle 35: Slowakische und tschechische Behälterkonzepte. Genauere Informationen zu den Abmessungen der verschiedenen aktuellen Behälterkonzepte sind in Tabelle 36 zusammengefasst.

Hinsichtlich der Behälterkonzepte ist herauszuheben, dass Erprobungen und Tests an maßstäblichen Behältermodellen noch ausstehen. An diesen Modellen sollen dann thermische und mechanische Berechnungen validiert werden. Parallel sollen die sicherheitsrelevanten Prozesse und Wechselwirkungen für die geotechnischen Barrieren komplettiert werden und ein detaillierterer Anforderungskatalog entstehen. Experimente und Berechnungen zum Materialverhalten, zu den bis zu 13 cm tiefen Schweißnähten und Korrosionsraten sowie zur mechanischen und thermischen Belastung des Behälters und der umliegenden Barriersysteme sollen die für den Zeitraum 2014-2020 geplante Sicherheitsbewertung eines geologischen Referenz-Endlagers unterstützen. Versuche und Simulationen zu spezifischen Schweißverfahren am beladenen Behälter sowie die Entwicklung einer geeigneten Handhabungs- und Einlagerungstechnik stehen noch aus. Korrosionsexperimente im Kristallingestein sind für die Untergrundlabore in Grimsel und, nach dessen Inbetriebnahme, Bukov, vorgesehen. Bisherige Ergebnisse schließen Stahl als Behälterwerkstoff nicht aus und stahlbasierte Werkstoffe werden auch zukünftig im Mittelpunkt der Untersuchungen stehen.

Weitere Bedeutung kommt der geplanten experimentellen Untersuchung der als vernachlässigbar angenommenen mikrobiellen Aktivität zu [312, 314].

		Korrosion akzeptabel			korrosionsresistent		
Brennelemente		WWER-440	WWER-1000	neu DWR	WWER-440	WWER-1000	neu DWR
Innenraum	BE-Zwischenraum [mm]	170	300	275	170	300	275
Innere Hülle	Durchmesser innen [mm]	535	721	745	535	721	730
	Durchmesser außen [mm]	555	741	765	661	889	898
	Dicke [mm]	10			63	84	
Äußere Hülle	Durchmesser innen [mm]	565	751	775	661	889	898
	Durchmesser außen [mm]	805	1025	1049	671	899	908
	Dicke [mm]	120	137		5		
Boden	Dicke [mm]	180	206		113	120	
Deckel	Dicke [mm]	280			150		

Tabelle 36: Die beiden Behälterkonzeptlinien für "Korrosion akzeptierende" und korrosionsresistente Behälter, für die jeweils drei verschiedenen endzulagernden Leistungsreaktorbrennelementtypen [314].

3.6.2.6 Deutsche FuE-Arbeiten zu Behältern in Kristallingestein

Mit einer Neuausrichtung der Endlagerforschung um das Jahr 2000 [595] und dem Neubeginn des Standortauswahlverfahrens in Deutschland 2013 [135] wurden auch Kristallingesteine als potenzielle Wirtsgesteine für ein Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle in Betracht gezogen [536]. Aufbauend auf den Erfahrungen des schwedisch-finnischen KBS-3-Konzeptes (siehe Abschnitt 3.6.2.2.2) und den dort gewonnenen Erkenntnissen zu Eigenschaften kristalliner Wirtsgesteine sowie den Sicherheitsanforderungen für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Deutschland [5] wurde ein Sicherheits- und Nachweiskonzept für ein Endlager im Kristallingestein erarbeitet [536]. Hier wurde aufgrund der Transporteigenschaften im klüftigen Kristallingestein besonderes Augenmerk auf den sicheren Einschluss der Abfälle im Endlagersystem unter Berücksichtigung möglicher geologischer Konfigurationen gelegt. Der für den Sicherheitsnachweis des sicheren Einschlusses und die Rückhaltung der eingelagerten Radionuklide über den Nachweiszeitraum von einer Million Jahren relevante einschlusswirksame Gebirgsbereich (ewG) kann hierbei sowohl das Wirtsgestein des Endlagersystems sein als auch außerhalb des eigentlichen Wirtsgesteines den Endlagerbereich vollständig oder unvollständig umschließen. In einer Geologie ohne nachgewiesenen ewG erscheint eine Adaptation des schwedisch-finnischen KBS-3-Konzeptes in der Form einer mit geschmiedetem Kupfer ummantelten BSK-3-Kokille (BSK-Cu) als mögliches Konzept für die Einlagerung von AWA-Kokillen (zur Referenzkokille der Coegma, siehe Abbildung 79) oder gezogenen Brennstäben aus Brennelementen. Wesentliches Auslegungskriterium für geotechnische Barrieren und Behälterbeladung ist das Temperaturkriterium von 100 °C an der Behälteroberfläche. Aufgrund des in Deutschland zu entsorgenden Inventars an MOX-Brennelementen und Kokillen mit Wärme entwickelnden verglasten Spaltstofflösungen müssen die Behälterbeladungen entsprechend angepasst werden. Die BSK-Cu-Kokille könnte mit jeweils 1,8 DWR-BE, 5,4 SWR-BE, 15,25 WWER-BE,

3 Kokillen des Typs CSD-B oder CSD-C, 2 Kokillen des Typs CSD-V oder entsprechend auszulegenden Mengen an Sonderbrennelementen beladen werden. Das Zusammenwirken der BSK-Cu mit einer Funktionsdauer von einer Million Jahren in Verbindung mit dem Bentonit-*buffer* soll den sicheren Einschluss gewährleisten können [141].

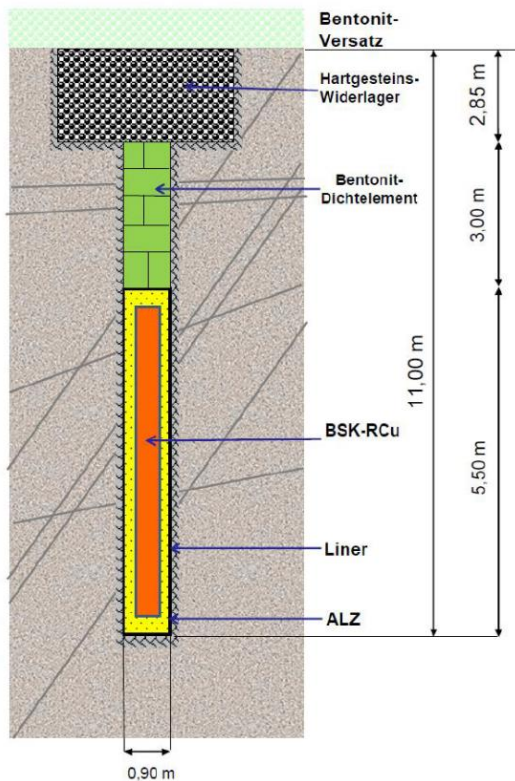


Abbildung 75:
Bohrlochkonzept für die Verwendung der kupferummantelten rückholbaren Brennstabkokille (BSK-RCu) mit sandgefüllter Metallumrohrung zur besseren Rückholbarkeit (multipler ewG) [141].

Mit einem ausreichend sicheren ewG könnte auch eine Behälterlebensdauer von 1.000 Jahren ausreichen, womit die Verwendung von Kupfer als Hüllmaterial nicht erforderlich wäre [536]. Alternativ zur BSK-Cu wurde auch die rückholbare Kokille (siehe Abbildung 92 in Abschnitt 3.6.3.4) mit einer 5 mm starken Kupferbeschichtung (z. B. Auftragung durch Kaltsprühverfahren analog dem kanadischen Endlagerbehälter UFC Mk. II, siehe Abschnitt 3.6.2.3) als mögliches Konzept betrachtet; diese Kokille BSK-RCu würde in Bohrlochern eingelagert werden, die dann mit Sand verfüllt werden, um eine spätere Rückholung zu vereinfachen. Beide Kokillen sind nicht abgeschirmt und bedürfen daher eines entsprechend ausgelegten Transferbehälters für die Einlagerung. Auch müsste der Tragepilz sowohl der BSK-3 als auch der RK in einem solchen Falle aus technischen Gründen durch eine dem KBS-3-Konzept nachempfundene Nut für die Handhabung durch

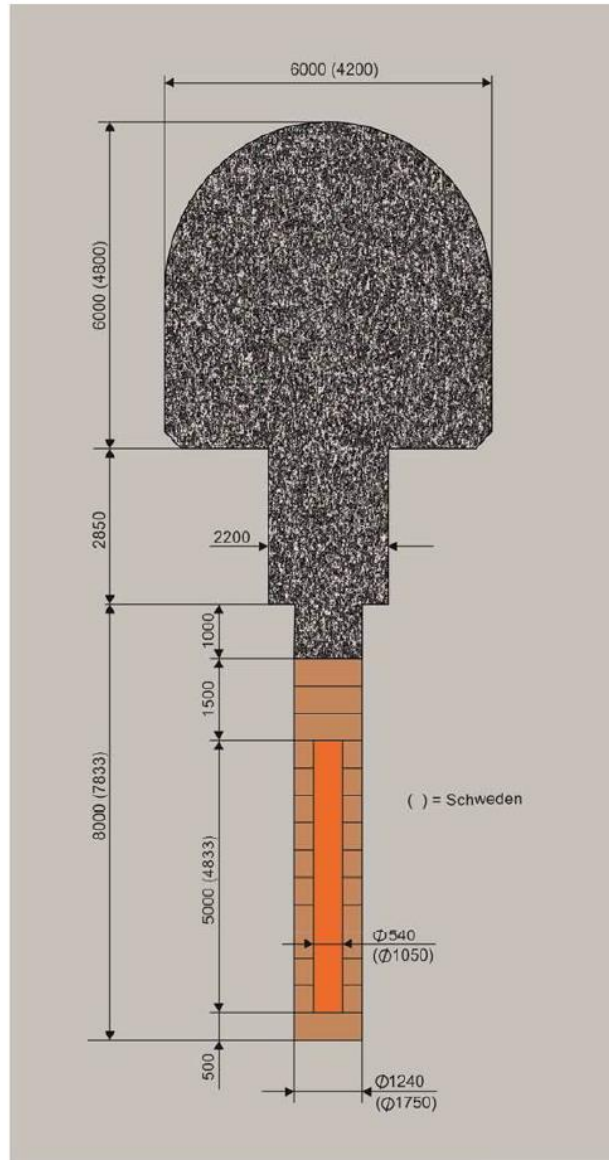


Abbildung 76:
Deutsches Konzept für die Einlagerung einer kupferummantelten Brennstabkokille (BSK-Cu) in vertikalen Kurzbohrlöchern im Kristallingestein analog zum KBS-3-Konzept. Die angegebenen Zahlen entsprechen der BSK-Cu, die in Klammern angegebenen Zahlen einem KBS-3-Behälter. Die Stärke der Bentonitringe wurden direkt übernommen [536].

eine Einlagerungsvorrichtung ersetzt werden. Während die BSK-Cu als modifizierte Form (vergleiche Abbildung 100) Sonderbrennelemente der deutschen Versuchs-, Prototyp- und Forschungsreaktoren aufnehmen kann, sind für deren Endlagerung im Szenario der Verwendung der BSK-RCu die entsprechenden Transportbehälter der CASTOR®-Serie vorgesehen [141].

Für einen den Endlagerbereich nicht vollständig umschließenden, aber *überlagernden* ewG wird dem Behälter keine Einschlussfunktion zugewiesen; geotechnische Barrieren (Verschlussbauwerke) und der überlagernde ewG übernehmen diese. Dementsprechend wurde in entsprechenden Vorhaben für diesen Fall die Streckenlagerung der nicht korrosionsresistenten POLLUX®-Behälter (siehe Abschnitt 3.6.4.2) angenommen; aufgrund des Temperaturkriteriums für die Wärme entwickelnden radioaktiven Abfälle in der Ausführung als POLLUX®-3-BE bzw. POLLUX®-3-CSD-V (siehe Abschnitte 3.6.3.4 und 3.6.4.2). Eine Rückhaltung der Radionuklide durch den Behälter ist analog zur Endlagerung im Steinsalz nur für den Zeitraum nachzuweisen, in dem die Verschlussbauwerke dies noch nicht gewährleisten können. Sonderbrennelemente sollen in diesem Konzept analog zur Streckenlagerung in süddeutschen Tonformationen (siehe Abschnitt 3.6.3.4) in Behältern der Typen CASTOR® – hier mit einer 5 mm starken Kupferummantelung – und MOSAIK® eingelagert werden [141].

3.6.3 Behälterkonzepte für Tonstein

Im Gegensatz zu einem Endlagersystem in Kristallingestein ist Tonstein zwar wasserhaltig (Porenwasser), aber nicht wasserführend; die Rückhalteeigenschaften von Tonen für Wasser und darin gelöste Ionen bzw. Isotope ist neben den deutlich plastischeren mechanischen Eigenschaften der Hauptgrund für die Verwendung von Bentonit, einem Ton, als *buffer*-Material in sämtlichen untersuchten Endlagerkonzepten im Kristallingestein. Entsprechend den besseren Rückhalteeigenschaften und der intrinsischen Dichtheit des Tons ist das Temperaturkriterium gegebenenfalls weniger konservativ, solange es um das Wirtsgestein selbst geht und nicht um weitere geotechnische Barrieren. Für den Bentonit-*buffer* wird vor allem in den Endlagerkonzepten im Kristallingestein (Abschnitt 3.6.2) eine Grenztemperatur von 100 °C angenommen, ab der eine thermochemische Umwandlung des enthaltenen Montmorillonites die Rückhalteeigenschaften des *buffer*-Materials negativ beeinflussen könnte. Im Schweizer Referenzkonzept (Abschnitt 3.6.3.3) wird dagegen statt einer Grenztemperatur von 100 °C im Bentonit nur eine Maximaltemperatur von 150 °C im inneren Bereich des Bentonit-*buffer*s gefordert. Darauf aufbauende Betrachtungen in Großbritannien (Abschnitt 3.6.6.2) haben die zugrundeliegende Argumentation übernommen. Die systeminhärente Barrierenwirkung des Wirtsgesteins Ton ermöglicht in entsprechenden Konzepten wie dem französischen (Abschnitt 3.6.3.2) auch die Reduktion des geotechnischen Barrierenkomplexes. Im Gegensatz zu den durch die weitestgehend ähnlichen Bedingungen im Kristallingestein möglichen stark konvergenten oder sogar homologen Entwicklungslinien in der Endlager- und Behälterforschung sind die wesentlichen Eigenschaften des Wirtsgesteins Ton (Zusammensetzung, mechanisches Verhalten) und des Behälternahfeldes (chemische Zusammensetzung des Porenwassers) lokalisierter, was auch zu größeren konzeptionellen Abweichungen zwischen den betrachteten Endlager- und Behälterkonzepten führt.

3.6.3.1 Belgische Behälterkonzepte

Ein frühes belgisches Konzept bestand aus einem einfacheren *Supercontainer*, der außerhalb des Gussstahlbehälters einen Beton-Übercontainer vorsah: Die eigentliche Abfallform – Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Abfällen und Brennelemente – werden in einem 30

mm dicken Gussstahlbehälter von 50 cm Durchmesser verpackt, der wiederum mit einer Hülle aus Beton umgossen wird (siehe Abbildung 77).

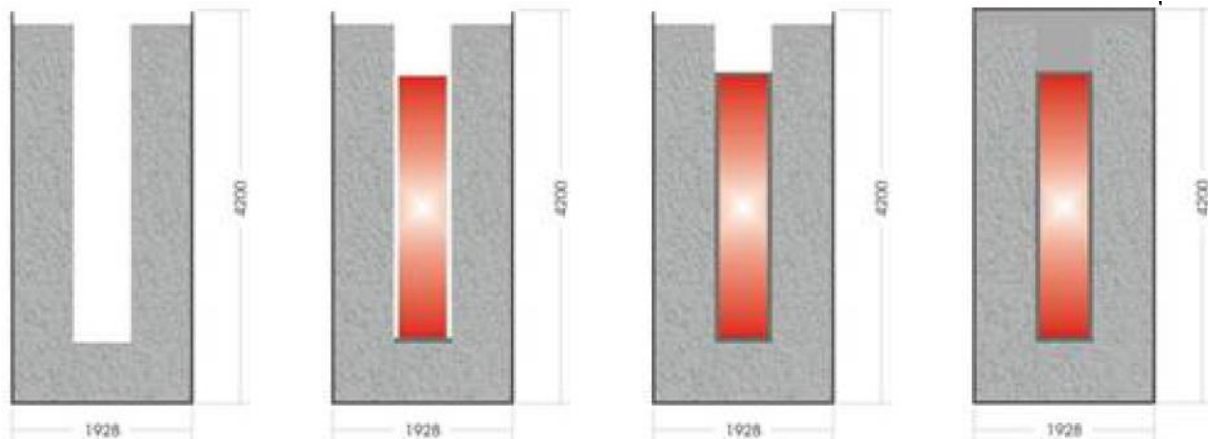


Abbildung 77: Ein früheres belgisches Supercontainer-Konzept, hier in den Fertigungsphasen dargestellt: v. l. n. r. vorgefertigter Betonkörper; Einsetzen des Gussstahl-Außenbehälters; Einfügen der Verfüllmasse; Verschluss mit eingegossenem Beton [516]. Die wesentlichen Phasen sind auch beim aktuellen Konzept vorhanden (siehe Abbildung 5).

Der Gussstahlbehälter dient dem sicheren Einschluss der Radionuklide zumindest über die thermische Phase (einige hundert Jahre für HLW-Glas, einige tausend Jahre für Brennelemente) durch den Ausschluss des Zutrittes wässriger Lösungen. Der Beton-*buffer* dient einerseits der Abschirmung des Strahlungsfeldes zum Schutze des im Lager eingesetzten Personals, andererseits durch die Zusammensetzung des Betons auch als chemischer Puffer, der einen konstant hohen pH-Wert aufrechterhält und so Korrosionsprozessen an den Stahlbehältern vorbeugt. Diese *Supercontainer* werden schließlich in mit Bentonit aufgefüllten Einlagerungsstrecken gelagert, wobei hier eine von Anfang an möglichst dichte Verfüllung der Strecken beabsichtigt ist, da der Bentonit primär die mechanische Stabilität der Strecke und des *Supercontainers* unterstützen soll. Die Größe der inneren Behälter ist auf jeweils 2 Kokillen, 4 UOX-Brennelemente oder 1 MOX-Brennelement ausgelegt, um eine lineare Wärmedichte von ca. 250 W/m im *Supercontainer* nicht zu überschreiten. Es wurden hierbei zwei verschiedene Betone für die Umverpackung getestet: selbstkompaktierender Beton (SCC) und rheoplastischer Beton (RPC). Die gemessenen mechanischen Parameter sind in Tabelle 38 aufgeführt [516].

Später wurden die äußeren Abmessungen noch angepasst (siehe Tabelle 37), maßgeblich um die Abfallgebinde der drei vorkommenden Abfallformen – Kokillen mit verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung, Uranoxid-Brennelemente und Mischoxid-Brennelemente – zu vereinheitlichen. Der Betonkörper hat damit je nach Inventar eine Mächtigkeit von 54 bis 75 cm [115]. Als wesentlich für die langfristige Unversehrtheit des Betons wurde die Minimierung des Temperaturgradienten nahe der Oberfläche ausgemacht, was durch eine möglichst dichte Verfüllung des den *Supercontainer* umgebenden Tunnelvolumens erreicht werden soll [118]. Da diese dichte Verfüllung aus Gründen der mechanischen Stabilität des gesamten Endlagersystems bereits vorgesehen ist, ergeben sich daraus keine weiteren Anforderungen [516].

Der belgische Supercontainer						
Stand	Inventar	Stück	D [m]	L [m]	M [t]	Quelle
2008	HLW	2	2,1	4,1	30	[516]
	UOX	4	2,2	≤ 6,2	≤ 60	
	MOX	1	1,6	6,1	≤ 31	
2010	HLW	2	2,02	4,065	32	[117]
	UOX	4	2,15	≤ 6,250	≤ 70	
	MOX	1	1,65	5,550	≤ 29,5	
2011/2016	alle	2 HLW oder 4 BE	2,1	7,0		[115, 118]

Tabelle 37: Die äußeren Abmessungen (Durchmesser und Länge) des belgischen Supercontainers

Belgisches Supercontainer-Konzept 2008 – die Betonhülle [516]			
Parameter	SCC	RPC	relevante Norm
Auslaugen	--	--	NBN B 15-226
Dichte (nach 28 d)	2420 kg/m ³	2440 kg/m ³	NBN EN 12390-7
Kompressionsmodul	57 MPa	47 MPa	NBN EN 12504-1 NBN EN 12390-3
p-Wellengeschwindigkeit	4,69 m/s	4,69 m/s	NBN EN 12504-4
Zugfestigkeit	4,4 MPa	3,3 MPa	NBN B 15-211
E-Modul	36 GPa	32 GPa	NBN B 15-203
Poisson-Koeffizient	0,39	0,16	--
Kompaktierung (nach 6 Monaten)	420 µm/m	380 µm/m	NBN B 15-216
thermische Ausdehnung (10...60 °C)	8,0·10 ⁻⁶ /K	7,5·10 ⁻⁶ /K	--
Wasserdurchlässigkeit	2,9 cm ³	2,1 cm ³	NBN B 15-222

Tabelle 38: Mechanische Kenngrößen der Betonhülle, gemessen am früheren belgischen Supercontainer-Konzept von 2008 [516]

Bei der Langzeituntersuchung des Betonkörpers wurde bereits für frühe Lagerphasen – 32 Stunden nach Beginn der Hydratation des *buffers* – die maximalen Spannungsbelastungen ermittelt, die zur Rissbildung und damit zu Wasserkanälen in Richtung des Stahlbehälters führen könnte. Anisotropische Spannungen von bis zu 1,5 MPa wurden hier berechnet [117]. Die relevanten Daten wurden in Materialdatenbanken für das FE-Programm HEAT übertragen, mit dem die thermomechanische Berechnung des *Supercontainers* durchgeführt wurde (siehe Abbildung 78). Es hat sich gezeigt, dass das Wärmeinventar des *Supercontainers* die Anfälligkeit des Betons für frühzeitige Rissbildung direkt beeinflusst, was durch

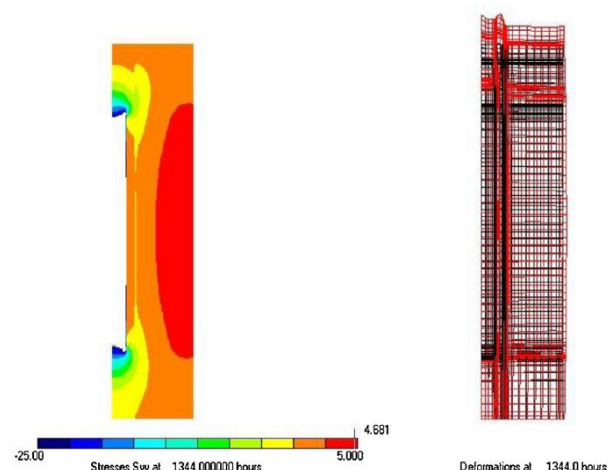


Abbildung 78: Thermomechanische Simulation des Supercontainers mit Wärmeinventar durch den FE-Code HEAT [118]. Links: Axialspannung, rechts: Verformung, beides nach 1344 h (Zeitpunkt maximaler Spannung).

eine längere Abklinglagerung (bis zu 70 Jahre) der endzulagernden HLW-Behälter vermieden werden kann [118]. Die optionale Ummantelung des Betonkörpers mit einer dünnen Edelstahlschicht wird hier als mögliche weitere Sicherheitsbarriere ebenso angeführt wie als ein Mittel, zusammen mit dem Expansionsdruck des Verfüllmaterials einem oberflächennahen Spannungsaufbau im Beton und damit Spannungsrissen vorzubeugen [118]. Um den Quelldruck an der Gebindeoberfläche möglichst gleichmäßig niedrig zu halten, wurde zunächst ein schwach quellendes Bentonitgemisch als Verfüllmaterial betrachtet [405], später wurde neben einem Zuschütten mit Granulat auch das Verfüllen mit zementartigen Stoffen als Alternative untersucht [516]. Schließlich wurde ab 2012/2013 beschlossen, für die Verfüllung der (ohnehin mit Beton ausgekleideten) Strecken Zement zu verwenden [404, 596, 597, 598].

3.6.3.2 Französische Endlagerbehälter

Für das französische Endlagerbergwerk Cigéo vorgesehen sind langlebige mittelaktive Abfälle sowie hochradioaktive (kurz- und langlebige) Abfälle, in erster Linie die Kokillen mit Abfällen aus der Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente. Diese Kokillen haben allgemein eine Höhe von (1.335 ± 2) mm, einen Außendurchmesser von (430 ± 2) mm und befüllt eine Masse von 480 bis 495 kg (Cogema-Design, Abbildung 79); diese Maße wurden von der britischen Wiederaufarbeitungsanlage in Sellafield übernommen [100]. Die Eigenmasse (leer) beträgt 93 kg; die Wandstärke des Edelstahlgefäßes liegt bei 5 mm. Das gesamte Nutzvolumen liegt bei $0,17 \text{ m}^3$ bei einem Gesamtaußenvolumen von $0,18 \text{ m}^3$ (daher auch im schweizerischen Behälterverzeichnis die Bezeichnung „180-I-Kokille WA“) [599]. Durch die Verwendung sowohl in der WAA La Hague als auch in der WAA in Sellafield ist diese Abfallform in sämtlichen Ländern anzutreffen, die in diesen Anlagen bestrahlte Brennstoffe wiederaufarbeiten ließen und die Abfälle zurückgenommen haben. In der WAA von Marcoule wiederaufgearbeitete ältere HLW-Abfälle z.B. von Forschungsreaktoren liegen in einer begrenzten Zahl kleinerer Kokillen vor, die jeweils eine Masse zwischen 30 kg und 120 kg haben. Entsprechend dem französischen Sicherheitskonzept ist die Abfallform hier ein wesentlicher Bestandteil des Multibarrierensystems; die chemische Stabilität der verglasten Abfälle wird ab dem Zeitpunkt des Zutrittes wässriger Lösungen mit mehreren hunderttausend Jahren angegeben [166]. Die chemische Stabilität der verpressten Metallabfälle (Hüllrohre, Endstücke, Abstandshalter, Federn, etc.) wird in Abhängigkeit von ihrer Zusammensetzung angegeben:



Abbildung 79:
Die Cogema-Referenzkokille für WA-Abfälle. Oben CSD-V für verglaste hochradioaktive Abfälle, unten CSD-C für kompaktierte Metallabfälle. Jeweils v.l.n.r.: Schema, Abbildung (beide [168]) und Schnittmodell [166].

zirkoniumhaltige Abfälle setzen ihr Radionuklidinventar (Aktivierungsprodukte) allmählich über etwa 100.000 Jahre frei, Edelstahl- und Nickelbestandteile über 10.000 bis 100.000 Jahre [166].

Für die Behälterentwicklung wurden von der Primärverpackung (Kokille) und vom Endlagerbehälter zu erfüllende Sicherheitsfunktionen definiert, aus denen sich Kriterien für die Behälterkonzepte und -handhabung ableiten lassen (siehe Tabelle 39).

Die wesentlichen Beanspruchungen der Behälter durch mechanische Lasten während der Handhabung und dem Endlagerbetrieb sowie durch das enthaltene Wärmeinventar sollen in der wenige hundert Jahre andauernden thermischen Phase (bei ausreichend geringer Materialkorrosion) durch die robuste Auslegung mit Wandstärken bis zu 65 mm aufgefangen werden. Als Behälter für die Kokillen wurde ein zylindrischer Behälter aus unlegiertem Stahl (P235) ausgewählt (siehe Abbildung 81). Der Behälter hat Außenabmessungen von ca. 1,60 m Höhe und ca. 60 cm Durchmesser bei einer Wandstärke von 55 bis 56 cm. Der mit einer Kehle zur besseren Handhabung, insbesondere im Falle einer Rückholung, ausgestattete Deckel wird nach Beladen des Behälters verschweißt. Die Behälterwanddicke von zuerst 55 cm, derzeit bis zu 65 cm ist für eine Lebensdauer von 4.000 Jahren unter konservativen Annahmen hinsichtlich der Stahlkorrosion unter Endlagerbedingungen ausgelegt [162].

Grundlage für die Konzeptionierung eines Behälters für eine einzelne Kokille war die damit einhergehende hohe Flexibilität insbesondere in der räumlichen Verteilung der Wärmeleistung im Endlager. Die bereits standardisierten Primärverpackungen (die Kokillen) ermöglichen einen Endlagerbehälter mit minimalen Dimensionen und damit einen dynamischen Ansatz in der Einlagerung, der wesentlich aus der Wärmeleistungsdichte und dem Kriterium einer Begrenzung der Wirtsgesteinstemperatur auf unter 90 °C folgt. Je nach Inventar und Lagerzeitraum der einzulagernden Kokillen können auf einer vorgesehenen Lagerstrecke von 40 m zwischen 6 und 20 Behälter eingelagert werden [162]. Dieser Ansatz eines einzigen Standardbehälters für sämtliche WAA-Abfälle wurde später zugunsten einer besseren Anpassung an die vorhandenen Primärbehälter (WAA-Kokillen) wieder aufgeweicht (siehe Abbildung 84).



Abbildung 80:
Ältere Kokillenformen für hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung von Brennstoffen französischer Forschungsreaktoren [102].

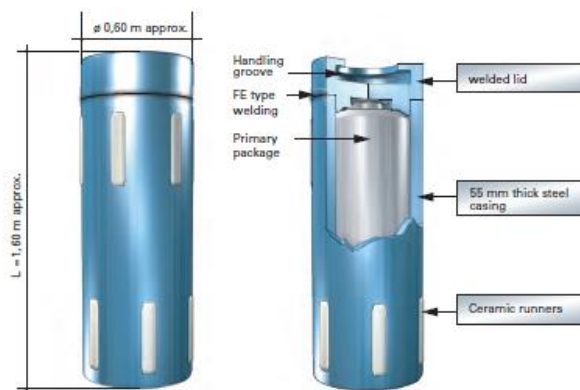


Abbildung 81:
Behälter für eine CSD-Kokille aus unlegiertem Stahl [162]. Für die Einlagerung in horizontalen Strecken ist der Behälter mit keramischen Gleitkufen versehen.

Funktion der Primärverpackung	Funktion des Endlagerbehälters	Aus der Funktion abgeleitete Kriterien
Normalbetrieb		
Handhabung der Primärverpackung während obertägiger Vorgänge	Handhabung des Endlagerbehälters während der Einlagerung und während einer eventuellen Rückholung	Geometrie Masse
Begrenzung der Oberflächenkontamination auf ein den Anlagengrenzwerten entsprechendes Maß		Kontamination mit α -, β -, und γ -Strahlern
Sicherer Einschluss radioaktiver Substanzen auf einem der Anlagenauslegung entsprechenden Niveau (erste Barriere)	Sicherer Einschluss radioaktiver Substanzen auf einem der Anlagenauslegung entsprechenden Niveau (zweite Barriere)	Physikalisch-chemische Charakteristika
Gewährleistung der Unterkritikalität mittels Geometrie und Begrenzung des Spaltstoffinventares		Spaltstoffinventar Geometrie
Begrenzung der Wärmeleistung auf ein der Anlagenauslegung entsprechendes Maß		Wärmeleistung
Begrenzung der Dosisleistung auf ein mit Konzept und Betrieb des Lagers vereinbares Niveau		Dosisleistung
Gewährleistung der Gasdichtheit		Gasdichtheit
	Schutz der Abfall(glas)matrix vor Temperaturerhöhungen während der Konditionierung (Verschluss und Ausheilen von Spannungen)	Behälterdesign Methodik
	Schutz der Primärverpackung vor Beanspruchung in der Einlagerungsstrecke	Mechanische Stabilität
Gewährleistung der Identifikation der Primärverpackung	Gewährleistung der Identifikation des Endlagerbehälters	Etikettierung
Betrieb während Störfällen oder Unfällen mit Feuer oder Fall/Kollision		
Begrenzung der Verbreitung radioaktiver Substanzen auf ein der Anlagenauslegung entsprechendes Niveau	Begrenzung der Verbreitung radioaktiver Substanzen auf ein der Anlagenauslegung entsprechendes Niveau im Falle eines Integritätsverlustes der Primärverpackung	Widerstandsfähigkeit gegen Feuer und Stöße (Fall und Kollision)
	Erhalt der Handhabbarkeit	Korrosionsfestigkeit der Handhabungshilfe
Erhalt (Einhaltung) der Unterkritikalität	Einhaltung der Unterkritikalität durch eine Begrenzung der Deformierung des Endlagerbehälters	Spaltstoffinventar

Tabelle 39: Behälterfunktionen für französische Endlagerbehälter für Kategorie-C-Abfälle. Übersetzt nach [385].



Abbildung 82:
Behälteridentifikation auf einer keramischen Gleitkufe [385]. An jedem HAW-Endlagerbehälter befinden sich 12 solcher Kufen zur Vereinfachung von Einlagerung und eventueller Rückholung aus der Einlagerungsstrecke.

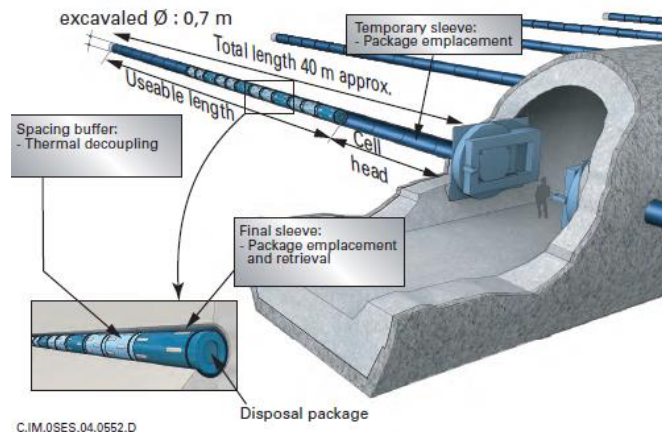


Abbildung 83:
Einlagerungskonzept der Andra für Kategorie-C-Behälter in 40 m langen stahlummantelten Strecken [162].

Die Materialauswahl folgte dem Prinzip der bestmöglichen Fertigung und Modellierbarkeit des Materialverhaltens unter Endlagerbedingungen. Herstellung, Schweißen und Prüfung unlegierter Stähle in industriellem Maßstab sind seit Langem erprobt und bewährt. Der für den Behälter vorgesehene Stahl (P235) wurde speziell aufgrund seiner mechanischen Eigenschaften bei kleinen Behälterdimensionen und wegen seiner guten Schweiß Eigenschaften ausgewählt. In der Behälterproduktion werden zunächst der Behälterkörper (Boden+Mantel) durch Bohren und Heißziehen aus einem Stahlblock sowie der Deckel gefertigt. In einer heißen Zelle am Endlagerstandort wird dann die Kokille aufgenommen und der Behälter durch Elektronenstrahlschweißen (EBW) unter Vakuum verschlossen. Verschiedene alternative Schweißprozesse wie Reibschweißen und Schweißverfahren mit verschiedenen Füllmaterialien wie Wolfram wurden ebenfalls getestet, aber nicht favorisiert. Entsprechend der geplanten horizontalen Einlagerung in einer engen (Innendurchmesser ≥ 65 cm) stahlummantelten Strecke von bis zu 40 m Länge werden am beladenen Behälter keramische Gleitkufen von 20,6 cm Länge angebracht, die einen Kontakt zwischen Behälterwand und Streckenwandauskleidung verhindern sollen [162]. Diese Keramikbauteile sollen dank ihrer chemischen und mechanischen Stabilität auch mit Behälterkennzeichnungen versehen werden, um im Falle einer Rückholung der Abfälle die Abfallgebinde zweifelsfrei identifizieren zu können. Die Fertigung und Befestigung der Kufen ist ebenso technisch erprobt worden wie die Aufbringung (Gravur) der Identifikationscodes (siehe Abbildung 82) [385]. Nach der Fertigung wird jedes Behälterbauteil einer dreistufigen Prüfung unterzogen, bestehend aus der visuellen Begutachtung, der Kontrolle aller Abmessungen und einer vollständigen (Volumenanteil 100%) Ultraschallüberprüfung. Nach dem Verschluss eines Behälters werden in der Konditionierungsanlage nochmals eine Ultraschallprüfung der Schweißnähte und der beanspruchten Bereiche der Behälterwand sowie eine Untersuchung auf Oberflächendefekte mittels Foucault-Stromverfahren vorgenommen [385].

Das Korrosionsverhalten unlegierter Stähle wird seit Langem erforscht und ist hinreichend gut verstanden, um eine genaue Modellierung des Barriereverhaltens im Endlager zu gewährleisten. Korrosionsresistentere Materialien wie Kupfer oder Titan sowie Chrom-, Nickel- und Manganbasierte passivierende Legierungen wurden ebenfalls als potenzielle Behältermaterialien untersucht, aber aufgrund der stärkeren Abhängigkeiten des Korrosionsverhaltens von den Umgebungsparametern des Behälternahfeldes (Oxidationspotential, Temperatur, Ionenkonzentrationen) und der sich zusätzlich ergebenden Möglichkeit des Auftretens von Lochfraßkorrosion wurden diese Optionen wieder verworfen.

[162, 385]. Als konservative Annahme wird davon ausgegangen, dass Korrosionsprozesse unmittelbar nach der Einlagerung der Endlagerbehälter beginnen. Die mechanische Festigkeit des Behälters ist auf einen isostatischen Druck von 12 MPa ausgelegt und soll vor Allem dem hydrostatischen Druck und möglichen Druck des umgebenden Gesteins über die Streckenwandauskleidung auf den Behälter widerstehen. Während der Handhabung des Behälters wird bei Handhabungsstörfällen eine maximale Fallhöhe von 1,6 m als abdeckend angenommen. Die Auslegung des Behälters genügt dieser Anforderung [162]. Die Beständigkeit gegenüber mechanischen Verformungen und Korrosion während des Betriebes ist von besonderer Wichtigkeit für die Unversehrtheit und Verwendbarkeit der am Behälterdeckel befindlichen Auskehlung, in die ein ferngesteuerter Greifer hineinfassen kann um so Einlagerung und Rückholung der Behälter aus der stahlummantelten Einlagerungsstrecke zu gewährleisten. Mechanische und chemische Stabilität dieser Vorrichtung wurde in Demonstratorexperimenten nachgewiesen [385].

Im Rahmen der Weiterentwicklung des Endlagerkonzeptes wurden die Abmessungen der Kokillen-Behälter erhöht; der derzeitige Stand sieht eine Aufnahme von *einer oder zwei Kokillen* vor und berücksichtigt die vorhandenen Varianten an Primärverpackungen (siehe Abbildung 80) durch fünf Behältervarianten (siehe Tabelle 41 und Abbildung 84) und die Option einer Beladung mit *drei der kürzesten Kokillen* [160]. Der zylindrische Kokillen-Endlagerbehälter hat nach dem Abschluss des Sicherheitsberichtes [529, 385] eine Wandstärke von 53...65 cm, eine Maximallänge von 2,3 m und ein Gewicht von bis zu 3,2 t. Mit Außendurchmessern von bis zu 635 mm wurde im Cigéo-Konzept der Durchmesser der auszuhebenden Einlagerungsstrecken von 700 mm auf 762 mm angehoben, bei gleichbleibend 25 mm starker Stahlauskleidung [160].

Behälter	Bezeichnung	Länge [mm]	Durchmesser [mm]	Wandstärke [mm]	Masse [kg]
CS R7T7 Chaud	CS 14	1.588	570	65	1.900
CS R7T7 Froid	CS 13	1.588	570	65	1.900
CS AVM	CS 11	2.227	635	65	3.164
CS Piver type I	CS 10-1	1.446	570	65	1.684
CS Piver type II	CS 10-2	1.040	570	65	1.192
CS Piver type IV	CS 10-4	1.183	570	65	1.313

Tabelle 40: Kokillen-Endlagerbehälter der Andra [160]. Die Behälter CS 13 und CS 14 unterscheiden sich durch die Beladung mit verglasten WA-Abfällen aus Reaktorbrennelementen (CSD-V) beim CS 14 bzw. mit UMo-Abfällen aus der Forschung (CSD-U) beim CS 13 [600].

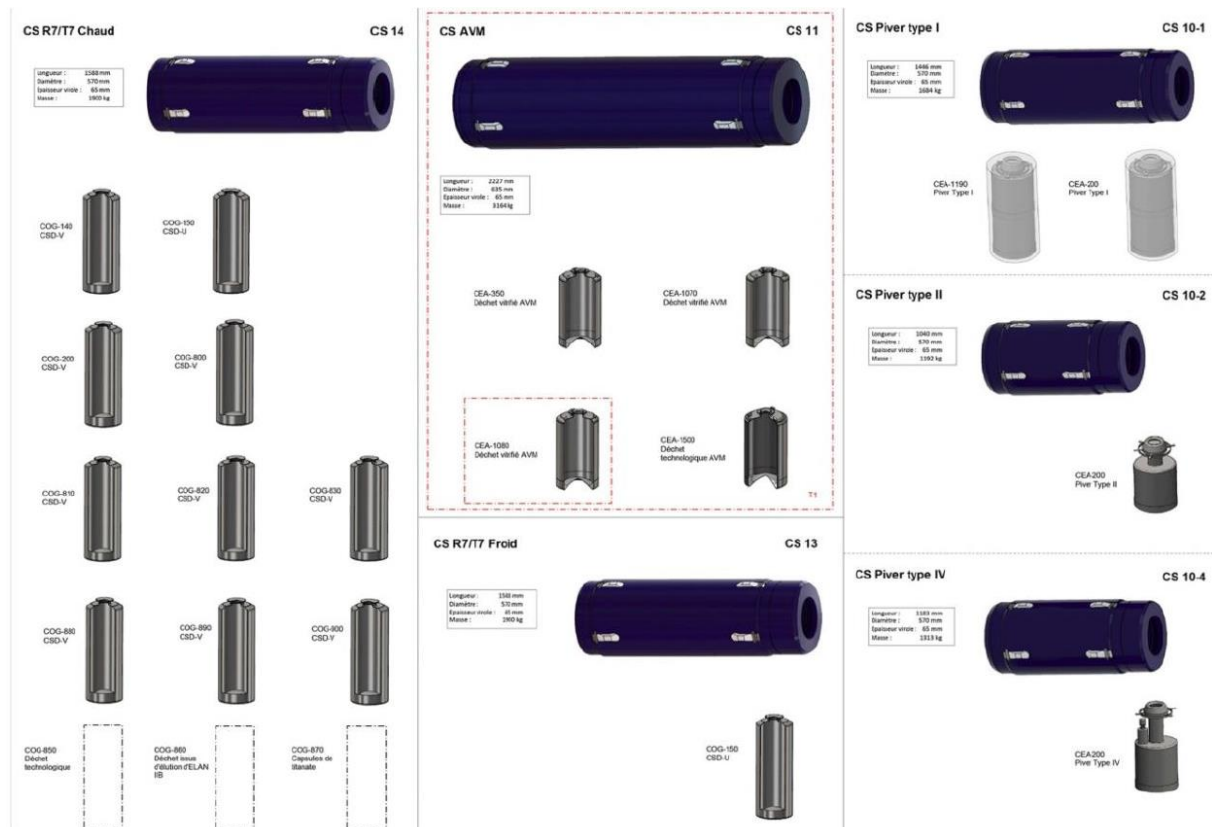


Abbildung 84: Kategorie-C-Endlagerbehälter der Andra für WA-Abfälle [160].

Brennelemente werden in Frankreich in Folge der praktizierten Wiederaufarbeitung nicht als Abfall betrachtet. Dennoch wurde für den Fall eines künftigen Ausstiegs aus der Wiederaufarbeitung auch die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente im Entsorgungskonzept des Cigéo miteingefasst. Die für die nur konzeptionell betrachtete Endlagerung in kristallinen Wirtsgesteinen adaptierte Lösung ist hier eine direkte Übertragung des schwedisch-finnischen KBS-3-Konzeptes (siehe Abschnitt 3.6.2.2.2). Die entsprechenden Behälterformen und Anforderungen sollte hier direkt übertragen werden; eine genauere Ausarbeitung von Behälteranpassungen oder Weiterentwicklungen für das diverse französische Brennelementinventar aus Forschungsreaktoren, militärischen Reaktoren (insbesondere maritime Antriebssysteme) und zivilen Leistungsreaktoren für kristalline Wirtsgesteine wurde nach der Auswahl des callovo-oxfordischen Tonschiefers nicht mehr verfolgt. Die angenommenen Freisetzungsraten des Radionuklidinventares in die Umgebung nach dem Verlust des sicheren Einschlusses wurden wie folgt angenommen: 10...35% flüchtige Nuklide entweichen sofort, Aktivierungsprodukte aus den Strukturbauteilen (Hüllrohre, Abstandshalter, ...) entweichen über einen Zeitraum von etwa 20.000 Jahren und die im Brennstoff enthaltenen Radionuklide werden schrittweise über einen Zeitraum von 50.000 bis 100.000 Jahren freigesetzt [166]. Insbesondere aus dem flüchtigen Anteil ergibt sich daher auch die Notwendigkeit, den Behälter für Brennelemente für eine höhere Lebensdauer auszulegen als den Behälter für die verglasten Abfälle [162].

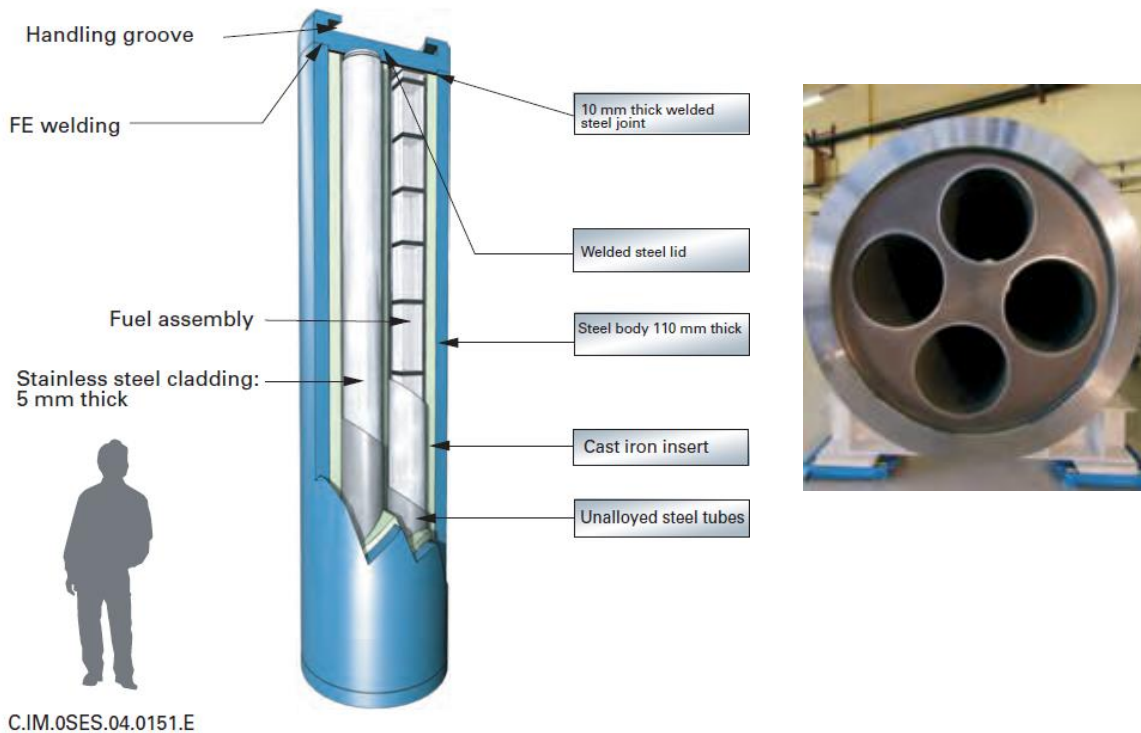


Abbildung 85: Andra-Konzept für einen BE-Endlagerbehälter aus unlegiertem Stahl mit Innenkörper aus Gusseisen (l.) und Fertigung eines Behälters (r.) [162]. Hier ist die UOX-Variante für 4 BE dargestellt.

Das Behälterkonzept für die Einlagerung von Brennelementen im Tonstein wurde von der Andra analog zum Stahlbehälter für Kokillen entwickelt (siehe Abbildung 85); um dem veränderten Freisetungsverhalten Rechnung zu tragen wurde die Auslegungslbensdauer des Behälters auf 10.000 Jahre festgesetzt. Der Behälter ist zylindrisch und aus dem auch für den Kokillenbehälter vorgesehenen unlegierten Stahl P235. Entsprechend der höheren Lebensdauer liegt die Wandstärke bei 110 mm (UOX-Beladung) bzw. 120 mm (MOX-Beladung). Behälterkörper und Deckel werden nach der Beladung ebenfalls durch Elektronenstrahlschweißen verschlossen. Zur Begrenzung des Wärmeinventares werden vier BE-Positionen vorgesehen; dabei sieht das Konzept vor, aufgrund der höheren Wärmefreisetzung pro Behälter wahlweise vier UOX-BE oder ein MOX-BE (bei höherer Wandstärke) einzulagern (siehe Tabelle 41). Für die Fixierung der BE-Positionen im Behälter wird ein Innenkörper aus Gusseisen direkt in den gefertigten Behälterkörper eingegossen; die BE-Kanäle werden durch zylindrische Rohre für vorkonditionierte BE mit metallischer Außenhülle oder quadratische Kanäle für unkonditionierte BE realisiert (siehe Abbildung 85, rechts).

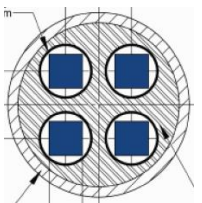
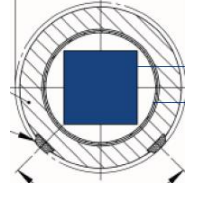
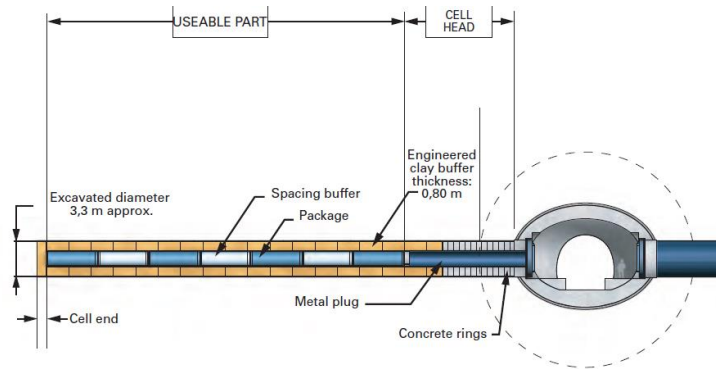
Inventar		Ausführung	Außendurchmesser	Länge [mm]	Masse [Mg]
4 BE (UOX)		lang	1.165 mm	5.250	< 35
		kurz		4.500	
1 BE (MOX)		lang	470 mm	5.225	< 5
		kurz	470 mm Superphénix: 350 mm	4.475	

Tabelle 41: Andra-Konzepte für BE-Endlagerbehälter [157].

Die Einlagerung dieser BE-Behälter erfolgt ebenfalls analog zur Einlagerung der Kokillen-Behälter koaxial in ca. 35 m langen horizontalen Strecken (siehe Abbildung 86). Als weitere geotechnische Barriere wird für die BE-Behälter eine 80 cm starke Schicht aus einem Bentonit-Sand-Gemisch (7:3) hinzugefügt, die durch ihr Schwellverhalten vorhandene Hohlräume verschließt und den Transport von wässrigen Lösungen zum Behälter verzögert. Anstelle eines die Einlagerungsstrecke umfassenden Stahlrohres zur Verzögerung eines Zutrittes wässriger Lösungen und zur Vereinfachung einer Rückholung wird in diesem Konzept nur noch eine stählerne Bodenplattierung genannt, die im Falle einer Rückholung den Vortrieb unterstützt.



C.IM.0SES.04.0114.C

Abbildung 86: Einlagerungskonzept für BE-Behälter analog zu den Kokillen. Neben den angepassten Abmessungen der Strecken wird auch ein Bentonit-buffer um die Behälter vorgesehen [162].

3.6.3.3 Schweizer Behälterkonzepte

Die schweizerischen Abfälle werden in hochradioaktive (HAA), langlebige mittelaktive (LMA) und schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) unterteilt. Unter LMA fallen hierbei auch alphatoxische Abfälle u.a. aus der Wiederaufarbeitung. Nach dem derzeit aktuellen Entsorgungsprogramm 2016 sind 291 m³ ATA endzulagern, davon 99 m³ aus der Wiederaufarbeitung, 24 m³ aus der Stilllegung der Kernkraftwerke und Zwischenlager und 168 m³ aus dem Bereich Medizin/Industrie/Forschung [283]. Die Endlagerung erfolgt entweder in zwei getrennten geologischen Tiefenlagern für SMA und HAA/LMA oder gemeinsam in einem Kombi-Lager mit gemeinsamen obertägigen Anlagen. Die für die Einlagerung im HAA-Endlager vorgesehenen Abfälle umfassen dabei Kokillen aus der Wiederaufarbeitung in der französischen WAA La Hague und der englischen Anlage in Sellafield, sowie ausgediente Brennelemente. Am Beginn des Behälterprogrammes ging man noch von einer vollständigen

Wiederaufarbeitung der Brennelemente aus; Behälterkonzepte aus dieser Zeit befassen sich daher mit Endlagerbehältern für CSD-V-Kokillen.

Die Grundanforderungen an einen entsprechenden Endlagerbehälter sahen ein robustes Behälterkonzept vor, das über eine Behälterstandzeit von 1.000 Jahren hinaus einen sicheren Einschluss, also den Schutz der HLW-Glasmatrix vor dem Zutritt wässriger Lösungen, gewährleisten sollte. Der Nachweis einer Druckfestigkeit bis 300 bar (=30 MPa) nach Ablauf dieser Zeit war ebenfalls zu erbringen. Zum Schutz des handhabenden Betriebspersonals war an der Behälteroberfläche eine zulässige Dosisleistung von „deutlich unter 200 mrem/h“ [601] (=2 mSv/h) vorgegeben. Die Geometrievorgaben aufgrund der verfügbaren Einlagerungstechnik waren eine maximale Gesamtlänge von 2 m, ein maximaler Außendurchmesser von 1 m und eine maximale Gesamtmasse von 1 Mg [601]. Das Referenzkonzept der Nagra (Abbildung 87) für einen HLW-Endlagerbehälter sah einen 25 cm dicken

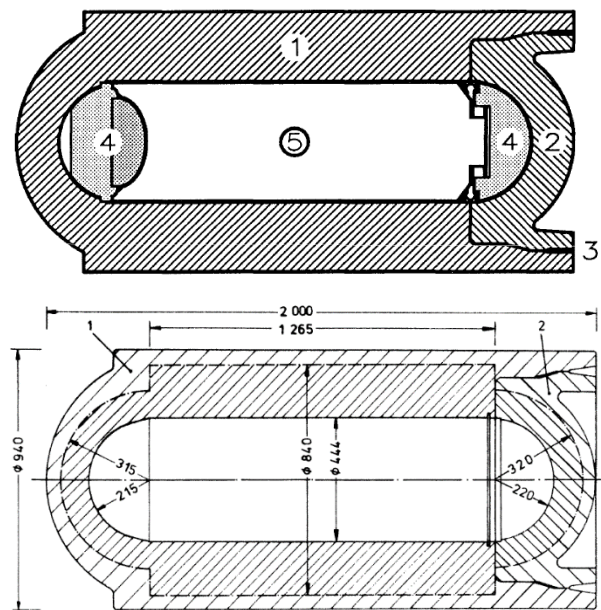


Abbildung 87: Anfängliches Nagra-Referenzkonzept für einen Endlagerbehälter für HAA-Kokillen; oben: Schema [602]: 1 – Mantelkörper; 2 – Deckel; 3 – Schweißnaht; 4 – Zusatzabschirmung; 5 – Innenraum für Kokille. Unten: Studie mit Abmessungen [601]; die helle Schraffur bezeichnet den Korrosionszuschlag.

Mantel aus Gussstahl und eine halbkugelförmige Boden- und Deckelgestaltung zur Aufnahme der auftretenden Spannungen vor. Der maximal zu erwartende Außendruck durch den Schwelldruck des hochkompaktierten Bentonit-buffers wurde mit 30 MPa abgeschätzt, die maximal auftretende Last mit 80 MPa. Gegenüber einer Auslegungszugfestigkeit des Behälters von 400 MPa (inklusive eines korrosionsbedingten Wandstärkeverlustes von 50 mm) sollte dieser Behälter für eine Auslegungslebensdauer von mindestens 1.000 Jahren den sicheren Einschluss der Kokillen garantieren [602].

Mit der Aussetzung der Wiederaufarbeitung von schweizerischen Brennelementen musste auch die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente in der Behälterentwicklung berücksichtigt werden. Die Referenzbrennelemente der schweizerischen Kernkraftwerke haben eine Gesamtlänge von 3,52 oder 4,29 m (DWR) bzw. 4,48 m (SWR) bei einer Seitenlänge von 19,8 oder 21,5 cm (DWR) bzw. 13,9 cm (SWR). Die jeweiligen Massen betragen 480 oder 666 kg/BE (DWR) bzw. 289 kg/BE (SWR) [282].

Für die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente wurde das zu diesem Zeitpunkt bereits fortgeschrittene schwedische KBS-3-Konzept (siehe Abschnitt 3.6.2.2.2) als Referenz für die Entwicklung eines Behältersystems betrachtet. Identifizierte Anpassungsmöglichkeiten des Systems beinhalten den Verschluss des Innenbehälters durch Verschrauben anstatt einer Verschweißung, um die Brennstabhüllrohre nicht über die als Sicherheitsgrenzwert festgesetzten 400 °C hinaus zu erwärmen; die Anpassung der Belegung des Innenbehälters für 9 (statt 12) SWR-Brennelemente bzw. 4 DWR-Brennelemente aus Schweizer Reaktoren sowie eine mögliche Reduzierung der Wandstärke der Kupferhülle um bis zu 20 mm. Letzteres erschien möglich, da einerseits aufgrund konservativer Berechnungen beteiligter Prozesse ein

maximaler Korrosionsverlust von < 5 mm über 100.000 Jahre angenommen wird, und andererseits die mechanische Festigkeit des Innenbehälters mit 80 MPa gegenüber den auslegungsbestimmenden ≤ 30 MPa im Opalinuston als überkonservativ erscheint. Ein korrosionsbedingtes Versagen eines solchen Behälters wurde als unwahrscheinlich gegenüber einem mechanischen Versagen eingeordnet. Ein angepasster und beladener Behälter hätte eine Gesamtmasse von ca. 25 Mg und wäre sowohl für eine horizontale Streckenlagerung als auch für eine Bohrlochlagerung in den Streckenböden geeignet [282].

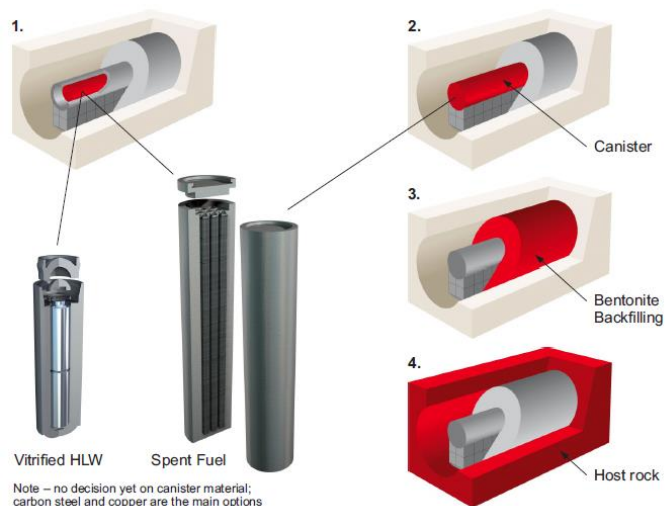


Abbildung 88:
Das Multibarrierensystem des Schweizer Endlagers [100]:
Abfallform (1), Behälter (2), Bentonitverfüllung (3) und Wirtsgestein (4).

Aus der Betrachtung des schwedischen KBS-3-Konzeptes als Grundlage für einen

BE-Endlagerbehälter folgte die Überlegung, auf die äußere Kupferhülle zu verzichten und den gusseisernen Innenbehälter selbst als Endlagerbehälter zu konzipieren [282]. Dazu wurde die Wandstärke von 5 auf 15 cm erhöht, um einen einem korrosiven Wandstärkeverlust über die Behälterlebensdauer von 1.000 Jahren entsprechenden Korrosionszuschlag zu erhalten. Als Material wurde, entsprechend dem ursprünglichen KBS-3-Konzept, weiterhin Gussstahl veranschlagt, um die gegenüber Gusseisen größere Korrosionsresistenz sowie die vorhandenen Erfahrungen in der industriellen Stahlbearbeitung auszunutzen. Erste Studien zu Fertigungsprozessen ergaben eine Produktion von drei zylindrischen Segmenten, die dann miteinander verschweißt würden, um die für die Endlagerung von Brennelementen notwendige Gesamtlänge von bis zu 4,9 m zu erreichen. Die Bodenplatte und (nach Beladung) der Deckel würden ebenfalls verschweißt werden. Dementsprechend wurde sehr viel Arbeit in die Schweißtechnologien und die anschließenden Prüfverfahren für Material und Schweißnähte investiert. Insbesondere das thermische Ausheilen der auftretenden hohen Spannungen um die Schweißnähte herum zeigte die Notwendigkeit weiterer Forschungs- und Entwicklungsarbeit auf, da diese Prozedur die Anforderung von Hüllrohrtemperaturen < 400 °C nicht mehr erfüllt hätte. Strukturelle Berechnungen der Spannungen in der Behälterwand ergaben einen sicheren Einschluss bis zu isostatischen Auslegungsdrücken von 40 MPa bereits bei Wanddicken ab 4,2 cm, was einem Korrosionszuschlag von 10,8 cm entspricht. Grundlage der Korrosionsauslegung war dabei ein Wandstärkenverlust von < 2 cm über 10.000 Jahre [282].

Anforderungskatalog für schweizerische Endlagerbehälter [100]		
Nr.	Bezeichnung	Anforderung
1	Behälterlebensdauer	Endlagerbehälter für ausgediente Brennelemente und HLW-Behälter müssen gemäß regulatorischen Anforderungen eine Mindestlebensdauer (sicherer Einschluss) von 1.000 Jahren haben.
2	Langzeitintegrität	Als signifikante Sicherheitsreserve für die Lebensdauerauslegung (Nr. 1) und zur Untersuchung des strukturellen Verhaltens über mehr als 1.000 Jahre hinweg schlägt die Nagra eine Anforderung an eine Behälterlebensdauer von 10.000 Jahren vor. Der Wandstärkeverlust (Nr. 3) über diesen Zeitraum läge bei etwa 20 mm.
3	Behälterwandstärke	Das Behälterbeladungs- und abschirmkonzept bildet die Grundlage für Abschirmberechnungen und die abgeleitete Behälterwandstärke. Die Wandstärke soll über lange Zeiträume die strukturelle Integrität des Behälters und, zum Ausschluss radiolytischer Korrosion (Nr. 24), die Begrenzung der Oberflächendosisleistung auf <1 Sv/h gewährleisten. In Abschirmungsberechnungen für den HLW-Behälter (siehe Behälter HA1 in Tabelle 44) wird von einer Beladung mit zwei Cogema-Kokillen (siehe Abbildung 79) ausgegangen; für eine Wandstärke von 140 mm ergibt sich hier eine ODL ($\gamma+n$) von 130 mSv/h, vergleichbar mit der ODL ($\gamma+n$) von 135 mSv/h für einen BE-Behälter mit einer Wandstärke von 120 mm.
4	Schweißprozess für den Behälterverschluss	Es muss eine zufriedenstellende Methode für das Stahlschweißen in einem entsprechenden Wandstärkenbereich geben. Die Tiefe der Schweißnaht muss nicht der Wandstärke entsprechen, solange die Anforderungen hinsichtlich der strukturellen Integrität der Schweißnaht erfüllt werden. Aufgrund des Strahlungsfeldes muss die Schweißtechnik ferngesteuert erfolgen können.
5	Strukturelle Integrität (Handhabungsunfälle vor der Einlagerung)	Der Behälter muss während der Handhabung und während der Handhabung auftretender Lasten und Vorfälle seine strukturelle Integrität ohne Verlust der Einschlusswirkung erhalten. Da der Behälter in der Konditionierungsanlage und während des Transfers untertage von einem schweren, dickwandigen Transport- und Abschirmbehälter umgeben ist, wird er in diesem Zustand nicht als gegenüber Handhabungsvorfällen anfällig angesehen. Das vorgesehene Handhabungskonzept kann sich in Details noch verändern, daher wird ein einfacher Fall auf eine horizontale ebene Fläche als ausreichender Test auf Robustheit angenommen. Es wird ein Fall aus einer Höhe von 5 m auf ein Betonfundament vorgeschlagen.
6	Korrosionsbedingter lokaler oder uniformer Wandstärkenverlust	Eine Anforderung für die maximale Gaserzeugungsrate in einem HAA-Endlager im Opalinuston entspricht einer Stahlkorrosionsrate unter anaeroben Bedingungen von <10 $\mu\text{m/a}$. Nach derzeitigem Kenntnisstand liegt die zu erwartende Korrosionsrate bei 1...2 $\mu\text{m/a}$.
7	Strukturelle Integrität (Rückholung)	Die bei einem Handhabungsvorfall auftretenden Spannungen im Behälter sollten kleiner sein als auf Grundlage konservativer Annahmen und Analysen bestimmter Werte, die auf einen möglichen Integritätsverlust hindeuten. Dies sollte auch für Spannungen aufgrund der Handhabung des Behälters während einer Rückholung (Greifen des Haltepilzes und Herausziehen) in der Betriebsphase zutreffen.
8	Strukturelle Integrität (Langzeitentwicklung)	Spannungen in der Wand, Boden oder Deckel (inklusive Schweißnaht) des Behälters sollten für einen Zeitraum von mindestens 10.000 Jahren nicht zu einem strukturellen Versagen des Behälters mit Verlust der Einschlusswirkung führen, was durch Erfüllung geeigneter Design-Standards zu demonstrieren ist. Eine Deformierung über die Grenzen elastischer Verformbarkeit hinaus ist dabei nicht notwendigerweise von Belang, soweit der Behälter dicht bleibt.

9	Strukturelle Integrität (Sicherheitsreserve)	Eine geeignete Basis für eine Sicherheitsreserve für die Erhaltung der strukturellen Integrität sollte als Teil der Designstudie formuliert werden. <i>Die Umgebung des Endlagersystems kann in einer Tiefe von 900 m zu einer maximalen Last auf den Behälter von 29 MPa horizontal und 22 MPa vertikal führen.</i>
10	Integrität der Schweißnaht (SCC/HIC)	Die Umgebung der Schweißnaht sollte nicht anfällig für Spannungsrissskorrosion (SSC) oder wasserstoffinduzierte Korrosion (HIC) sein. Die Möglichkeit von HIC aus dem Behälterinneren heraus sollte betrachtet werden. Brennelemente werden vor der Beladung der Behälter für 40 Jahre trocken gelagert, weswegen angenommen werden kann, dass nach dem Verschluss des Behälters keine Feuchtigkeit aus defekten Brennstäben entweicht. Die berechnete Spaltgasfreisetzung und zerfallsbedingte Heliumproduktion sind klein [282].
11	Verminderung/Kontrolle von Restspannungen	Die Spannungen in der Umgebung der Schweißnaht und der HAZ sollten klein genug sein, um das Auftreten spannungsbedingter Versagensmechanismen wie SCC und HIC auszuschließen. Die Anforderung ist dadurch begründet, dass es über die betrachteten langen Zeiträume unangemessen erscheint, allein auf das Argument zu vertrauen, dass die Anfälligkeit für spannungsbedingtes Versagen umgebungsbedingt sehr gering ist. Stattdessen sollten die Spannungen vermindert werden, um jeglicher Möglichkeit einer Ausbreitung vorzubeugen. Die Spannungen in der Umgebung der Schweißnaht und der Wärmeeinflusszone (HAZ) sollten gering genug sein, um die Wahrscheinlichkeit von spannungsbedingten Versagensmechanismen wie SCC und HIC zu senken.
12	Kritische Defektgröße	Der Schweißprozess sollte gewährleisten, dass nach der Fertigung im Behälter verbleibende Defekte um eine angemessene Sicherheitsreserve kleiner sind als die kritische Risslänge.
13	Reduktion von Eigenspannungen	Die Schweißspannungen sollten bis in eine den akzeptablen korrosionsbedingten Wandstärkenverlust von 20 mm (Nr. 2) um eine angemessene Sicherheits-reserve übersteigende Tiefe reduziert werden.
14	Inspektion und Tests	Die Prüfprozesse sollten in der Lage sein Defekte festzustellen, die um eine angemessene Sicherheitsreserve kleiner sind als die kritische Risslänge. Infolge des Strahlungsfeldes muss das Prüfverfahren ferngesteuert durchgeführt werden können.
15	Abfallintegrität – Reduktion von Eigenspannungen	Das Schweißverfahren für einen vollständig mit ausgedienten Brennelementen oder Kokillen beladenen Behälter sollte nicht die Brennelemente oder Kokillen beschädigen. Die in [100] verwendeten und ggfs. im Rahmen anderer Studien zu revidierenden Richtwerte, sind eine Brennstabtemperatur von < 400 °C und eine Temperatur der HLW-Glasmatrix von < 450 °C.
16	Materialeigenschaften	Die Qualität des gewählten Stahles soll sämtliche höheren Anforderungen erfüllen.
17	Innerer Deckel	Ein innerer Deckel soll nach der Beladung des Behälters mit ausgedienten Brennelementen oder Kokillen aufgepasst werden. Der innere Behälter hat eine zeitlich begrenzte Einschlussfunktion und sollte den Behälter gasdicht abschließen, um in den folgenden Schritten (Anbringen des [äußeren] Deckels und Verschweißen) das Risiko einer Verbreitung von Kontamination auszuschließen.
18	Trage- bzw. Handhabungshilfe	Der Behälter sollte eine Hebehilfe (Tragepilz) haben, um eine Handhabung, inklusive einer Rückholung während der Betriebsphase, zu erlauben.
19	Oberflächenbehandlung nach dem Verschweißen	Die Umgebung der Schweißnähte sollte (maschinell) gereinigt werden, um überschüssiges Schweißmaterial oder Späne infolge der Wärmebehandlung zu entfernen.
20	Produktionsrate	Mit den gewählten Schweiß-, Wärmebehandlungs- und Prüfverfahren sollte es möglich sein, in der Konditionierungsanlage 1 bis 2 Behälter täglich zu verschließen.

21	Markierung/Identifikation	Eine Methode zur physischen Markierung der Behälter soll vorgeschlagen werden. Die Methode sollte mehrere mm aerober Korrosion überstehen können, die vor einer eventuell notwendigen Rückholung auftreten könnten.
22	Innere Strukturen	Eine innere Struktur (d.h. ein Korb) für die Aufnahme von 9 oder 4 Brennelementen sollte entwickelt werden. Es sollte ausreichend Raum zwischen der Struktur und den Brennelementen bleiben. Die Struktur soll aus Stahl konstruiert werden.
23	Unterkritikalität des Abfalls	Die eingeladenen Brennelemente sollten unterkritisch sein, wenn die Leerräume mit Wasser gefüllt sind. Kritikalitätsberechnungen außerhalb von [100] decken die betrachteten BE-Konfigurationen und Behältergeometrien in den Behälterkonzepten [siehe auch die Abbildungen in Tabelle 44] ab. Die Kritikalitätsberechnungen untersuchen einen möglichen Abbrandkredit. Sollte der Abbrandkredit ein akzeptabler Ansatz sein und ausreichende Abbrände der Brennstoffe nachgewiesen werden, dann wäre der Brennstoff im Behälter über lange Zeiträume selbst dann unterkritisch, wenn der Behälter versagt und sich mit Wasser füllt und der Brennstoff sich zersetzt. In den vorliegenden Konzepten gibt es keine durch diese Anforderung bedingten Einschränkungen.
24	Dosisleistung an der Behälteroberfläche	Die Dosisleistung an der Behälteroberfläche sollte nach Beladen und Versiegeln des Behälters $<1.000 \text{ Sv/h}$ sein, um strahlungsinduzierte Korrosionsprozesse zu vermeiden. Dies ist nicht notwendigerweise eine begrenzende Anforderung. Es ist möglich, eine Wandstärke von $<120 \text{ mm}$ zu veranschlagen, sollten Untersuchungen zeigen, dass der Einfluss des Strahlungsfeldes auf die Korrosionsraten im Bereich eines akzeptablen korrosiven Wandstärkeverlustes von 20 mm minimal sind. <i>Diese Anforderung wird erst in späten Optimierungsstudien detailliert betrachtet.</i>
25	Rückholbarkeit	Der Behälter muss die Anforderung an eine Rückholbarkeit während der Betriebsphase erfüllen. Dies impliziert das Ergreifen des Behälters mit einem Umsetzring und das Herausziehen des Behälters aus der Abschirmeinheit. Für diesen Vorgang wird angenommen, dass die umgebenden Bentonit-Pellets entfernt wurden und der Bewegung des Behälters nur minimale Reibung entgegenwirkt.
26	Rekonditionierung	Es soll eine Methode für die Rekonditionierung eines infolge eines Handhabungsvorfalles signifikant beschädigten Behälters entwickelt werden. <i>(Diese Anforderung sollte in einer Designstudie für die Konditionierungsanlage berücksichtigt werden.)</i>
27	Kosten	Materialverfügbarkeit, Rohmaterialkosten, Behälterentwicklungskosten, Prototypkosten, Einheitenproduktionskosten, Möglichkeiten von Produktionsmethoden und der Diversifizierung von Herstellern sollen dokumentiert werden.
28	bestmögliche Herstellungsverfahren	Die bestmöglichen gegenwärtig verfügbaren Technologien für Produktion, Fertigung und Schweißen sollen angewendet werden.
29	Normen und Standards	Für Design, Konstruktion, strukturelle Analyse etc. des Behälters relevante Normen und Standards sollen erarbeitet werden.
30	Dimensionen	Die Behälterdimensionen müssen eine Beladung mit Brennelementen und HLW-Gebinden entsprechend den vorgegebenen Beladungsszenarien gestatten.

Tabelle 42: Anforderungen an schweizerische Endlagerbehälter für ausgediente Brennelemente und HAA-Kokillen, direkt übersetzt aus [100].

Die weitere systematische Entwicklung eines detaillierteren Referenzkonzeptes für einen Endlagerbehälter setzte neben den Anforderungen an Lebensdauer und, daraus abgeleitet, Korrosionsbeständigkeit sowie mechanischer Stabilität unter den im Endlager zu erwartenden Bedingungen die Ableitung weitergehender Anforderungen an Material und Konzept voraus (siehe Tabelle 42). Zur primären Anforderung an eine Standzeit von mindestens 1.000 Jahre mit anschließend noch garantierbarem sicheren Einschluss kamen die Materialwahl des Referenzkonzeptes (Stahl) und ein Last- und Abschirmkonzept hinzu. Letzteres begrenzt die Oberflächendosisleistung zur Vermeidung strahlungsinduzierter Korrosion auf unter 1 Sv/h, was eine die mechanische Auslegung bereits abdeckende Behälterwanddicke von 120 mm (BE) bzw. 140 mm (HLW) ergibt. Da eine weitere Erhöhung der Behälterwanddicke die Neutronendosisleistung nicht unter 35 mSv/h senken würde, ist für den Schutz des eingesetzten Betriebspersonals ein Abschirmbehälter notwendig, um den geltenden Grenzwert für die Dosisleistung an der Behälteroberfläche „bei Kontakt während der Handhabung“ von 2 mSv/h einzuhalten [100]. Der Behälter wird demzufolge in einem Transportbehälter zum Endlager verbracht, wo er in einen „lagerinternen“ Transportbehälter überführt wird. In diesem wird er untertage transportiert und dann vor der Einlagerungsstelle herausgeholt und in die Einlagerungsstrecke eingefahren. Anschließend wird die Einlagerungsstrecke sukzessive mit Bentonitgranulat verfüllt (siehe Abbildung 90 und Abbildung 91) [100].

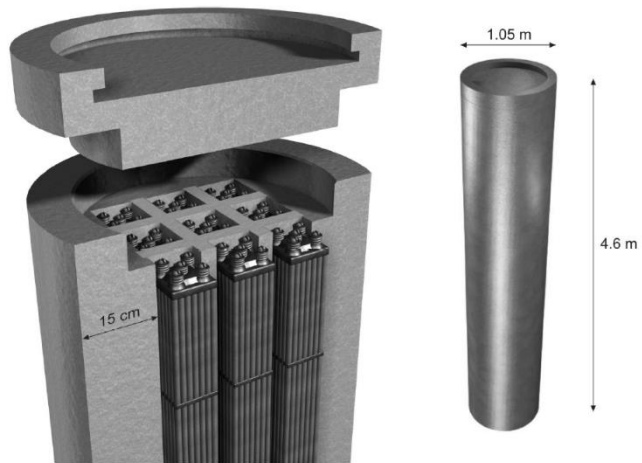


Abbildung 89: Schweizerisches Stahlbehälterkonzept für SWR-Brennelemente [282]. Die Gesamthöhe von 4,6 m wird an anderer Stelle derselben Quelle für das gleiche Konzept mit 5,0 m angegeben; im derzeitigen Konzept beträgt sie 5,19 m [599].

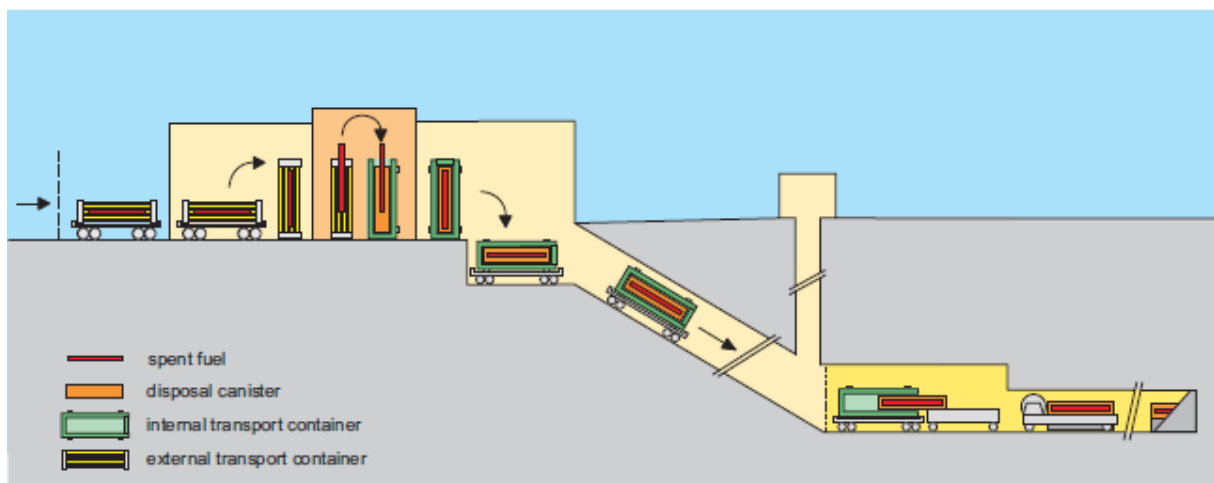


Abbildung 90: Handhabungsschema der schweizerischen Endlagerbehälter [100]: Transport in "externem" Transport- und Abschirmbehälter (I.), Umpacken in einen "internen" Transportbehälter (m.), Einfahrt in das Endlager und Entnahme aus dem Transportbehälter sowie Einlagerung in der Einlagerungsstrecke.

Die weiteren Anforderungen wurden ausgearbeitet und hierarchisch erfasst (siehe Tabelle 42). Dabei wurde das bestehende Referenzkonzept (siehe Abbildung 89) schrittweise auf die Erfüllung der gestellten Anforderungen überprüft und gegebenenfalls angepasst (z.B. Nr. 30) oder detaillierter ausgearbeitet (z. B. Nr. 11). Das Referenzkonzept des Behälters selbst (siehe Tabelle 43) wurde zwar mit lediglich minimalen Anpassungen auf dem vorangegangenen Konzept eines Stahlbehälters aufgebaut, aber gegen alternative Konzepte (z. B. quaderförmiger Behälter, halbrunde Boden- und Deckelform) getestet. Insbesondere die festigkeits- und dichtheitsrelevanten Anforderungen an die Schweißnähte entschieden Formgebung und Materialwahl maßgeblich mit [100].

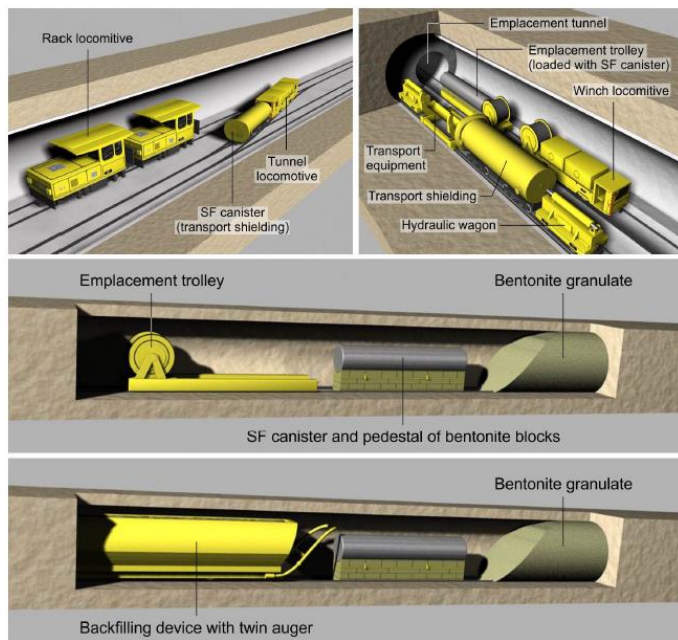


Abbildung 91: Einlagerung der schweizerischen Endlagerbehälter [100]: Einfahrt von Behälter und Ausrüstung (o.l.), Transfer des Behälters aus dem Transportbehälter auf eine Einlagerungslore (o.r.), Platzierung auf ein Podest aus Bentonitblöcken (m.) und Verfüllen mit Bentonitgranulat (u.).

Nagra-Referenzbehälter (Konzeptentwicklung 2012)		HLW-Behälter	BE-Behälter
Inventar		2 CSD-Kokillen	9 SWR-BE + Korb
Inventarmasse [kg]		960	4.960
Gesamtlänge [mm]		3.233	5.350
Innenlänge [mm]		2.613	4.660
Innendurchmesser [mm]		440	770
Außendurchmesser [mm]		720	1.050
Wandstärke	Behälterwand [mm]	140	140
	Boden [mm]	150	180
	Deckel [mm]	170	180
Leermasse [kg]		6.400	17.100
Masse beladen [kg]		7.360	22.060

Tabelle 43: Anpassung des Nagra-Referenzkonzeptes für Endlagerbehälter nach den Anforderungen der Nagra (siehe Tabelle 42) [100]. Da die SWR-Brennelemente des KKW Leibstadt die längste endzulagernde Abfallform darstellen, wurde hier der SWR-Behälter als „konservative Angabe“ hinsichtlich Masse und Abmessungen gewählt.

Neben dem Referenzkonzept und dem weiterhin betrachteten KBS-3-Konzept (gusseiserner Innenbehälter mit Kupferhülle, gegebenenfalls nach schweizerischen Anforderungen anzupassen, s.o.) werden auch in Zusammenarbeit mit der NWMO ein Stahlbehälter mit Kupferbeschichtung (3 bis 5 mm) analog dem kanadischen Konzept des UFC Mk. II (siehe

Abschnitt 3.6.2.3) verfolgt. Weitere Alternativkonzepte sind ein KBS-3-ähnlicher Gussstahlbehälter mit einer korrosionsresistenten äußeren Hülle auf Titan- oder Nickelbasis und ein keramischer Behälter (zu einem älteren Konzept siehe auch Abschnitt 3.6.5.2) [565, 287].

Referenzkonzepte für schweizerische Endlagerbehälter aus Stahl [599]			
Behälter			
Codierung	HA1	BE-D-2/3	BE-S-1
Bezeichnung	LB HAA NAGRA	LB BE-DWR NAGRA	LB BE-SWR NAGRA
Inventar	2 CSD-Kokillen	3...4 DWR-BE (nach Wärmeinventar)	9 SWR-BE oder 175 DIORIT-BE
Höhe [cm]	307	500	519
Durchmesser [cm]	72	105	105
Wandstärke [cm]	14	14	14
Wandmaterial	Stahl (7,85 g/cm ³)		
Außenvolumen [m ³]	1,202	4,209	4,371
Nutzvolumen [m ³]	0,397	1,896	1,887
Eigenmasse [kg]	6.276	18.042	19.380

Tabelle 44: Referenzkonzepte für schweizerische Endlagerbehälter für ausgediente Brennelemente und HAA-Kokillen [599]. Diese Konzepte wurden auf Grundlage der entsprechenden Anforderungen (siehe Tabelle 42) für ein Endlager im Opalinuston erarbeitet; das Wandmaterial wird als „Stahl mit einer Dichte von 7,85 g/cm³“ angenommen.

Insgesamt ergeben sich folgende Varianten für mögliche Endlagerbehälterkonzepte: Einerseits für die Endlagerung ausgedienter Brennelemente (Behälterinnendurchmesser sämtlich 770 mm, Länge 4,6 m) ein dickwandiger Stahlbehälter (120 bis 140 mm), ein dünnerer Stahlbehälter (80 bis 100 mm) mit korrosionsresistenter Beschichtung (Kupfer, Nickellegierung oder Titan), massive Behälter (Wandstärke 80 bis 100 mm) aus Titan oder einer Nickellegierung sowie massive keramische Behälter aus silika-stabilisiertem Alumina (Andra-Konzept, siehe Abschnitt 3.6.5.3) oder gesintertem Siliziumcarbid (siehe Abschnitt 3.6.5.4). Andererseits für jede dieser Materialkombinationen kleinere Behälter (1,6 m lang, Innendurchmesser 440 mm, Wandstärke 50 mm) für die Endlagerung von Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung. Neben dem Referenzkonzept des unbeschichteten Stahlbehälters (siehe Tabelle 44) wurden aufgrund der geringeren korrosionsbedingten Gasbildung und der bereits vorhandenen Fertigungstechnologien die beschichteten Behälter als mögliche Lösungen herausgearbeitet.

Keramische Behälterkonzepte sind trotz der inhärenten chemischen Stabilität des Materials und der hohen Widerstandsfähigkeit gegenüber isostatischem Druck noch nicht ausreichend erforscht; die Anfälligkeit der keramischen Materialien gegenüber Wandspannungen und die für eine Behälterproduktionslinie notwendigen und derzeit noch fehlenden oder nicht ausreichend erprobten Technologien in Fertigung, Verschluss und Prüfung der Behälter sprechen gegen einen Einsatz keramischer Konzepte [565]. Derzeit werden parallel zum Referenzkonzept eines dickwandigen Stahlbehälters insbesondere Stahlbehälter mit einer Korrosionsschutzschicht aus Kupfer [390], Titan oder Nickellegierungen weiter untersucht.

3.6.3.4 Deutsche FuE-Arbeiten zu Behältern in Tonstein

Für die untersuchungswürdigen Tonsteinformationen in Deutschland wurden generische Untersuchungen für die Durchführung von Sicherheitsnachweisen für Endlager für radioaktive Wärme entwickelnde Abfälle durchgeführt [139]. Dabei wurden für die Charakterisierung des Wirtsgesteines zwei generische Modellregionen untersucht, je eine stellvertretend für Norddeutschland (Unterkreideton) und eine für Süddeutschland (Opalinuston, analog Schweiz).

Die große Mächtigkeit (ca. 540 m) der norddeutschen Tonformationen führte zur Priorisierung der Bohrlochlagerung von rückholbaren Kokillen (siehe Abbildung 92) in diesem Modellgebiet. In einem früheren Konzept wurde hier noch die Brennstabkokille BSK-2 (Außendurchmesser 41 cm) für gezogene Brennstäbe (2 DWR-BE oder 6 SWR-BE oder 5 WWER-BE) in Betracht gezogen, die in einem Transferbehälter samt Bentonitschale (30 cm) in Bohrlöchern eingelagert werden sollte [538] (vergleiche hierzu Abschnitt 3.6.4.3). Das Temperaturkriterium von maximal 100 °C in dem die Kokillen umgebenden Bentonit-*buffer* wird durch eine Begrenzung der Beladung der Kokillen, den Abstand der Bohrlöcher voneinander sowie eine ausreichende Zerfallszeit des Inventares realisiert. Für Kokillen mit einer Beladung mit anteilig 10% MOX-haltigen Brennstäben ist zwischen Kokille und Bentonit-*buffer* eine bis zu 20 cm starke wärmeverteilende Schicht z. B. aus Sand vorgesehen [537] (vergleichbar dazu das koreanische Doppel-*buffer*-konzept, siehe Abbildung 70 rechts). Die Kokille mit einer Länge von 4,85 m (L.ü.A. ca. 5,1 m) kann wahlweise mit Innenstrukturen für die Aufnahme von 2 DWR-Brennelementen, 6 SWR-Brennelementen, 5 WWER-Brennelementen, 2 Kokillen (Typ CSD-V, siehe Abschnitt 3.6.3.2), 3 schwach Wärme entwickelnden AWA-Kokillen (Typ CSD-B oder CSD-C) oder kompaktierten Strukturteilen beladen werden. Eine Abklingzeit der einzulagernden Abfälle von 23 Jahren (BE) bis 30 Jahren (HLW) wird als ausreichend angesehen, um mit den vorgeschlagenen Behälterkonzepten das Temperaturkriterium von 100 °C an der Behälteroberfläche einzuhalten [139].

Für die Tonsteinformationen der Modellregion Süd sind wesentlich geringere Mächtigkeiten anzunehmen (ca. 100...130 m), weshalb hier die horizontale Streckenlagerung der Abfälle in Behältern zugrundegelegt wird. Hierbei wurde ein früheres Konzept [538] an die aktualisierten Sicherheitsanforderungen von 2010 [5] angepasst.

Als verkleinerte Variante des POLLUX®-10 (siehe Abschnitt 3.6.4.2) wurde der POLLUX®-3 konzipiert, der je nach Innenausbau für die Aufnahme gezogener Brennstäbe von 3 DWR-Brennelementen oder 9 SWR-Brennelementen bzw. als Behältervariante POLLUX®-3-CSD-V für die Aufnahme von 3 CSD-V-Kokillen vorgesehen ist (siehe Abbildung 93). Die kleinere Ausführung ist durch das im Ton gegenüber den ursprünglichen Planungen im Steinsalz (siehe Abschnitt 3.6.4.2) restriktivere Temperaturkriterium und die damit verbundene Verkleinerung des Wärmeinventars bedingt [538]; statt 5,4 t_{SM} wird der POLLUX®-3 für ein Inventar von etwa 1,6 t_{SM} ausgelegt. Der Behälter besteht aus einem Innenbehälter mit Doppeldeckel-dichtsystem (äußerer Deckel verschweißt) aus Feinkornbaustahl (Wandstärke 160 mm) und einem Außenbehälter aus Sphäroguss (Wandstärke 270 mm) mit radial eingesetzten Moderatorstäben zur

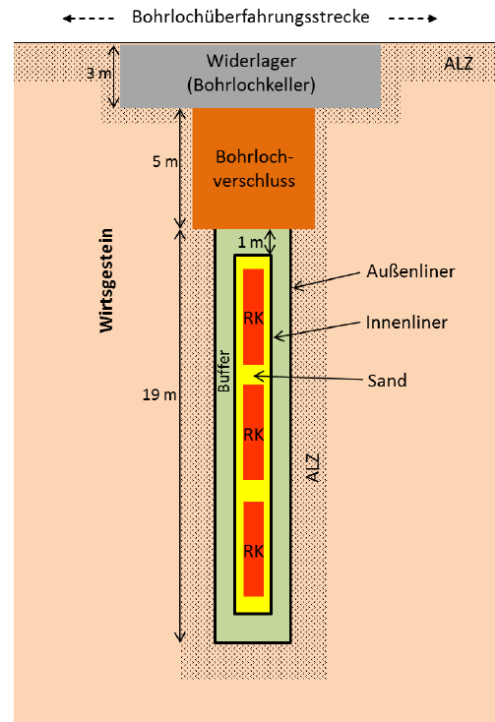
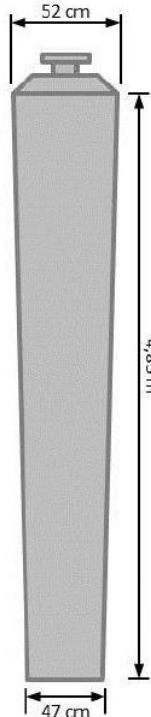


Abbildung 92:

Bohrlochlagerung rückholbarer Kokillen (rK) im Tonstein (Konzept für norddeutsche Tonformationen). Links die Kokille, rechts Schema der untertägigen Bohrlochlagerung [139].

Minimierung der neutronenbedingten Oberflächendosisleistung. Der Außen-durchmesser beträgt etwa 1,20 m (Brennelementbehälter) bzw. 1,30 m (Kokillen-Behälter) zuzüglich je 20 cm für die beidseitigen paarigen Tragezapfen. Die Behälter sollen ebenfalls von einer 20 cm starken wärmeverteilenden Schicht z. B. aus Sand und einem 30 cm starken Bentonit-buffer umgeben sein. Schwach Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle (Kokillentypen CSD-B und CSD-C) sollen in den größeren POLLUX®-9-Behältern eingelagert werden; kompaktierte Strukturabfälle werden nicht, wie beim Behältertyp POLLUX®-10, im Brennelementbehälter konditioniert, sondern getrennt in Endlagerbehältern für vernachlässigbar Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle des Typs MOSAIK®-II [139].

Für die Streckenlagerung ausgedienter Brennelemente oder Brennstäbe aus Versuchs- und Forschungsreaktoren im Tonstein ist eine Endlagerung in Transport- und Lagerbehältern des Typs CASTOR® vorgesehen, wurde aber noch nicht weiter betrachtet. Für den Fall einer Bohrlochlagerung dieser Sonderbrennelemente wird die Konditionierung der Abfälle in gegebenenfalls modifizierten Brennstabkokillen (BSK) erwogen (siehe Abbildung 100). Ein Eignungsnachweis der BSK als Endlagerbehälter ist bisher nicht erfolgt; Planungsarbeiten für die

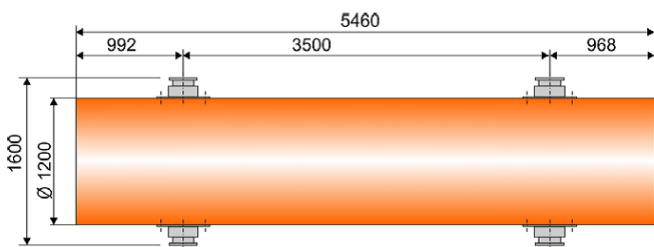


Abbildung 93:

POLLUX®-3-Behälter. Der Behälter ist im Wesentlichen dem POLLUX®-10 (siehe Abbildung 98) baugleich, aber mit kleineren Abmessungen für die Aufnahme von ca. 1,6 t_{SM} Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle [139].

Einlagerung modifizierter BSK steht aus. Das

Einlagerungskonzept in Bohrlöchern mit einem Außen-*liner* wurde nicht weiter ausgearbeitet [90].

3.6.4 Behälterkonzepte für Steinsalz

Für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle im Steinsalz gibt es international seit den 1960er Jahren Forschungsanstrengungen. Neben den deutschen FuE-Arbeiten zwischen den 1970er-Jahren und 2013 [137] wurde Salz in den **Vereinigten Staaten von Amerika** für die Endlagerung schwach Wärme entwickelnder Transuranabfälle untersucht. Generische Forschungen in **Rumänien** und in **Großbritannien** stützen sich maßgeblich auf die in **Deutschland** entwickelten Anforderungen und Konzepte. Diese Entwicklungen orientieren sich an den Arbeiten am Erkundungsbergwerk Gorleben [172, 150]. Im Ergebnis der dort stattgefundenen Untersuchungen steht die *Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben* (VSG) mit der Auswertung der geologischen und geotechnischen Erkundungsarbeiten zur Eignung des Salzdomes zur Aufnahme eines Endlagerbergwerkes zur Verfügung. Darüber hinaus wurde für die Endlagerung bestrahlter Brennstäbe im Steinsalz das POLLUX®-System entwickelt.

Für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle wurden früh zwei alternative Einlagerungskonzepte entwickelt, einerseits die horizontale Streckenlagerung von Behältern, andererseits die Einlagerung der Endlagergebinde in Bohrlöchern. Beide Konzepte wurden komplementär sowohl für AWA-Kokillen als auch für Brennelemente erarbeitet, um abhängig von den geologischen Gegebenheiten ein entsprechendes Endlagerkonzept zu entwickeln (vergleiche die Adaptation der für das Wirtsgestein Salz entwickelten Konzepte für verschiedene Tonformationen in Abschnitt 3.6.3.4).

Das POLLUX®-System sieht für Brennstäbe die Behälterlagerung in Strecken im Steinsalz mit anschließendem Verschluss durch Salzgrus vor, der im Laufe kurzer Zeiträume kompaktiert und zusammen mit dem Wirtsgestein maßgeblich den sicheren Einschluss der Abfallgebinde gewährleistet [603]. Für die horizontale Streckenlagerung von AWA-Kokillen wurde die Behältervariante POLLUX®-9 konzipiert, die bis zu 9 Kokillen mit verglasten Spaltproduktlösungen aufnehmen kann (siehe auch Tabelle 47).

3.6.4.1 Entwicklung des POLLUX®-Systems ab 1986

Der POLLUX®-Behälter sollte ursprünglich folgende Aufgaben erfüllen: Transport, langfristige Zwischenlagerung und anschließend die Endlagerung oder Entnahme der Brennelemente zur Wiederaufarbeitung. Für diese Aufgaben musste das POLLUX®-Konzept neben atomrechtlichen auch verkehrsrechtlichen Anforderungen genügen. Die daraus resultierenden Anforderungen an die Behälter wurden in den Planungsvorgaben aufgeführt [142]:

- Erfüllung der verkehrsrechtlichen Transportbedingungen
- Gewährleistung des sicheren Einschlusses bei Transport- und Handhabungsstörfällen
 - Fall auf Aufprallplatte (9 m Fallhöhe)
 - Fall auf einen 20-cm-Dorn (1 m Fallhöhe)
 - Aufprall einer 500-kg-Platte (Fallhöhe 9 m)
 - Umgebungstemperatur von 800 °C über 30 Minuten (Brand im Zwischenlager)
 - Flugzeugabsturz und Aufprall der Triebwerkswelle
 - Eintauchen in Wasser (Tiefe 200 m) für 8 Stunden
- Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche <1 mSv/h für Neutronen und <1 mSv/h für Gammastrahlung

- Aus inhalierter Aktivität resultierende Dosisleistung für das Betriebspersonals < 0,5 mSv/a/Person
- Brennelementtemperaturen unterhalb 390 °C (DWR) bzw. 410 °C (SWR)
- Temperaturen im Steinsalz begrenzt durch Maximaltemperatur (Arbeitshypothese < 200 °C langfristig)
- Begrenzung der Oberflächentemperatur während der Einlagerung auf < 50 °C bei anzunehmender Umgebungslufttemperatur von 20 °C bis 25 °C und einer Umgebungsgesteinstemperatur von 40 °C
- Gasleckrate unter oberirdischen Lagerbedingungen $\leq 10^{-7}$ mbar·l/s (Primärdeckel-Gasleckrate $\leq 10^{-3}$ mbar·l/s)
- Aktivitätseinschluss nach Sturz in ungünstigster Lage auf Beton (Fallhöhe 8 m)
- Aktivitätseinschluss nach EVA-Lastfällen (z. B. Flugzeugabsturz)
- Mechanische Sicherheit gegen Handhabungs- und Betriebslasten, insbesondere den Gebirgsdruck nach Verfüllung der Strecken
- Sicherheit gegen Brand im Endlager
- Korrosionsresistenz bei eventuellem Laugeneinbruch (Arbeitshypothese 500 Jahre)
- Maximalmasse 65 Tonnen (bedingt durch Einlagerungstechnik)
- Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen für Montage, Verschluss und Handhabung
 - Trockene Beladung in heißer Zelle
 - Fernbedienter Verschluss des Primärdeckels
 - Füllung des Endlagerbehälterinnenraumes mit Helium
 - Maschinelles Verschweißen des Sekundärdeckels des Endlagerbehälters
 - Endlagerung in horizontaler Streckenlagerung
 - Trockene oder nasse Entladung

Zusätzlich zu untersuchende Störfälle umfassen Lasten durch:

- Den betriebsbedingten Unterdruck des Füllgases im Inneren (0,9 bar bei stationären Betriebstemperaturen, 0,4 bar bei Raumtemperatur)
- Konservative Annahme eines vollständigen Hüllrohrversagens unter ungünstigsten Bedingungen (7 bar Innendruck)
- Die Temperaturspannungen infolge der Nachzerfallswärme im stehenden oder liegenden Behälter über Tage und im eingelagerten Behälter untertage
- Bei Handhabung und Transport auftretenden Lasten
 - Beschleunigungen bis 2 g (axial, vertikal abwärts) bzw. 1 g (lateral, vertikal aufwärts)
 - Anzunehmender Hubfaktor beim Anheben 2,2
 - Freier Fall aus 0,3 m Höhe (Transport) bzw. aus 8 m Höhe ohne Sekundärdeckel auf nachgiebiges Fundament (Konditionierungsanlage)
 - Behälterstapelung (Belastung des stehenden Behälters mit fünffachem Eigengewicht)
 - Aufprall eines Bolzens (6 kg, 3,2 cm Durchmesser) aus 1 m Fallhöhe
- Im Endlager auftretende Lasten

- Isostatischer Gebirgsdruck von 300 bar auf den Außenbehälter (200 bar auf den Endlagerbehälter bei angenommenem Laugeneinbruch)
- Anisostatischer Gebirgsdruck von 200 bar axial und 250 bar radial (konservative Annahme)
- Brand im Endlagersystem (1000 °C für 60 Minuten)

Der Endlagerbehälter sollte in horizontaler Streckenlagerung in einer Salzformation eingelagert werden; eine Rückholbarkeit war explizit nicht vorgesehen [142].

Zum Nachweis der Erfüllung dieser Anforderungen dienen neben Berechnungen und, wo anwendbar, Bezugnahmen auf frühere Modelle vor Allem Prüfungen an Modellen, Prototypen und Serienmustern [142]. Als Betriebstemperaturen für Transport und Zwischenlagerung gelten für die Komponenten [568]:

- Brennstabbüchsen: 160 °C in der Konditionierungsanlage, 250 °C...400 °C im beladenen Behälter
- Innenkorb: 400 °C
- Endlagerbehälter: 250 °C und
- Abschirmbehälter: 100 °C

Aus den analytischen Berechnungen zur mechanisch-thermischen Auslegung des Behälters entsprechend den o. g. Lasten resultierten folgende Ergebnisse (Tabelle 45):

Auslegungslastfälle für den POLLUX®-Behälter (1986)				
Lastfall	Beanspruchungsgröße	Komponente	Ergebnis	Grenzwert
Handhabungs- lasten (Heben an 2 Tragzapfen)	primäre Membran- + Biegespannung	AB tangential	30 MPa	131 MPa
		AB axial	34 MPa	
	Spannungen	Bodenplatte innen	121 MPa	
	Druckspannungen	Inneneinbauten	120 MPa	
	Biegespannung		37 MPa	225 MPa
	Schubspannung	Tragzapfen	271 MPa	385 MPa
			40 MPa	154 MPa
	Vergleichsspan- nungsschwingbreite		327 MPa	388 MPa
	Zugspannung	Tragzapfen- Befestigungs- schrauben	441 MPa	588 MPa
	Dauerschwing- beanspruchung		16 MPa	35 MPa
Transportlasten (liegend)	Vergleichsspannung	Büchsenmantel 12°	≤ 77 MPa	198 MPa
	lokale Membranspannung	Büchsenmantel 9°	≤ 167 MPa	
	Membran- + Biegespannung	Büchsenmantel 6°	139 MPa	
Nachzerfallswärme	thermische Spannung	ELB (Maximum)	77 MPa	450 MPa
		ELB (radial)	16 MPa	
		ELB D2	41 MPa	
		D2 Deckelmitte	31 MPa	
		D2 Schweißnaht	46 MPa	
Hüllrohrversagen	primäre Membranspannung	ELB Zylindermantel	1,5 MPa	270 MPa
	Sekundärspannung		2,2 MPa	450 MPa
	primäre lokale Membranspannung	ELB deckelseitiger Zylindermantel (Maximum)	5,4 MPa	270 MPa
	Sekundärspannung		16 MPa	450 MPa
	primäre Membran- + Biegespannung	D2 ²⁰ Deckelmitte	23 MPa	
	lokale Membranspannung	D2 Schweißnaht	5 MPa	
9-m-Fall auf Behälterkante	Spannung durch Stoß	Grundkörperansatz im Deckelbereich	233 MPa	270 MPa
	primäre Membranspannung	D1 Deckelmitte	160 MPa	225 MPa
	lokale Dehnung	D2 Schweißnaht	1,3% ^E	22% (Bruch)
	mechanische Verformung	Abplattung AB Aufschlagkante	50 mm	

Auslegungslastfälle für den POLLUX®-Behälter (1986) (Fortsetzung)				
Lastfall	Beanspruchungsgröße	Komponente	Ergebnis	Grenzwert
9-m-Fall auf beide Tragzapfen	primäre Vergleichsspannung	Randfasern	174 MPa	270 MPa
		Grundkörpermitte	65 MPa	
		D2	38 MPa	270 MPa
		AB-Deckel, Gewinde	52 MPa	
	Durchbiegung	AB	2 mm	
	lokale Membranvergleichsspannung	AB Tragzapfenverschraubungen	222 MPa	326 MPa
1-m-Fall auf Dorn	Vergleichsspannung	Grundkörpermitte	191 MPa	270 MPa
		D1 oberer Deckelbereich	96 MPa ^E	
		AB-Deckel, Gewinde	221 MPa	326 MPa
	Durchbiegung	Gesamtbehälter	15 mm	10 mm ²¹
	lokale Membranspannung	D2 Schweißnaht	74 MPa	270 MPa
	primäre Membranvergleichsspannung	AB, ungestörter Bereich	171 MPa	228 MPa
Tauchversuch 200 m Tiefe	Membranvergleichsspannung	ELB Zylindermantel	5 MPa	225 MPa
		ELB deckelseitiger Zylindermantel	18 MPa	
	primäre Membran- + Biegespannung	D2 Deckelmitte	76 MPa	270 MPa
	primäre Membranspannung	D2 Schweißnaht	18 MPa	

Tabelle 45: Für den Referenzbehälter POLLUX®-8-DWR-BE ermittelte thermische und mechanische Belastungen für vorgeschriebene Auslegungslastfälle. AB – Abschirmbehälter; ELB – Endlagerbehälter; D1 – Primärdeckel; D2 – Sekundärdeckel; E – Überschreiten der Elastizitätsgrenze [568]

Der Behälter selbst wurde als Doppelmantelbehälter ausgeführt, bestehend aus einem gasdichten inneren Endlagerbehälter (mit Korrosionsschutzschicht) und einem äußeren Abschirmbehälter. Damit wurden die Sicherheitsfunktionen des Behälters auf die Komponenten aufgeteilt: der Endlagerbehälter gewährleistet den sicheren Einschluss des Inventars und den Schutz vor mechanischen und thermischen Beanspruchungen im Endlagersystem sowie vor Materialkorrosion. Der Abschirmbehälter mit innenseitigem Neutronenmoderator übernimmt keine Dichtheitsfunktion, mildert aber die Auswirkungen äußerer mechanische Einwirkungen auf den Endlagerbehälter ab und schirmt Personal und Technik vom Neutronen- und Gammastrahlungsfeld des Inventares ab.

²⁰ In der Auslegungsberechnung für den Sekundärdeckel wird angenommen, dass der Primärdeckel versagt hat, d.h. der Sekundärdeckel dem inneren Überdruck ausgesetzt wird

²¹ Eine Durchbiegung von mehr als 10 mm führt dabei nicht zur Beschädigung des Endlagerbehälters; die 10 mm beziehen sich auf den radialen Spalt zwischen Endlager- und Abschirmbehälter. Im gegebenen Fall wirkt die Moderatorschicht dämpfend.

	Konzept	Kriterien	Nachweis
sicherer Einschluss	beanspruchungsgerechte Werkstoffauswahl	• hoher Reinheitsgrad • hohe Zähigkeit • Unempfindlichkeit bei Verarbeitung • einfache, erprobte Herstellungsverfahren • Betriebssicherheit	Materialprüfung und -kontrolle
	werkstoffgerechte Konstruktion	• Zähigkeit • Schweißbarkeit • Prüfbarkeit • Korrosionsbeständigkeit	Material- und Stücktests
	konservative Auslegung mechanischer Spannungen	• Spannungen in Störfällen nach Regelwerk (KTA 3201.2) für Transport auf öffentlichen Wegen, Konditionierungsanlage, oberirdisches Zwischenlager und Endlagerbergwerk	Finite-Elemente-Berechnungen; Tests an Modellen
	Anwendung erprobter Herstellungs- und Prüfverfahren	• Einsatz ausgewählter Werkstoffe • Prüfung der Einzelbehälter • Montage des Behälters vor Beladung • Deckelverschluss in heißer Zelle • maschinelle Schlussschweißnaht • Schweißen des Sekundärdeckels im Kontrollbereich • zerstörungsfreie Prüfung • messtechnische Überwachung von Herstellung und Montage	messtechnische Prüfung und Überwachung aller Schritte
	nukleares Absicherungskonzept	• Unterkritikalität • Abschirmungen • Dichtheit • Wärmeabfuhr	analytische und numerische FE-Berechnungen

Tabelle 46: Kriterien für die Ausführung des POLLUX®-Systems, nach [142]

Der Endlagerbehälter des POLLUX® besteht aus Stahl (15 MnNi 6 3) für die mechanische Stabilität des Behälters und einem auftragsgeschweißten Korrosionsschutz aus Hastelloy-C4 zum Schutz der Behälterwand vor korrosivem Angriff im Falle eines Laugeneinbruchs [142]. Die Wanddicke des Stahlbehälters beträgt 155 mm, die der Korrosionsschutzschicht 6 mm (3 mm Inconel und 3 mm Hastelloy-C4). Entsprechend den Anforderungen an die Abschirmwirkung umfasst die Stärke der Bodenplatte 200 mm (zuzüglich 6 mm Korrosionsschutzschicht) und die Stärke des Primärdeckels 320 mm [568]. Die Inneneinbauten bestehen aus Edelstahl mit entsprechend den Kritikalitätsberechnungen eingebrachtem Neutronengift (Bor). Der Primärdeckel soll während der Konditionierung Gasdichtheit und bei einer Wiederöffnung des Behältersystems nach 40 Jahren Zwischenlagerung Staubdichtheit gewährleisten. Für die Verschweißung des Sekundärdeckels ist eine Anwendung maschineller Schweißverfahren (WIG-Wurzelschweißung, UP-Engspaltschweißung) vorgesehen. Der äußere Korrosionsschutz wird durch eine Heißdraht-Plasma-Auftragsschweißung aufgetragen, die Anbringung eines

weiteren Korrosionsschutzes auf der Innenseite des Endlagerbehälters kann gemäß Planungsvorgaben bei Bedarf erfolgen und wird im Auslegungsbericht aufgeführt [142, 568].

Der äußere Abschirmbehälter bestand aus einem Behältermantel mit Einschraubdeckelsystem aus Sphäroguss (Gusseisen mit Kugelgraphit, GGG40.3) mit vier angeschraubten Tragzapfen zur Handhabung und einem äußeren Dekontaminationsanstrich.

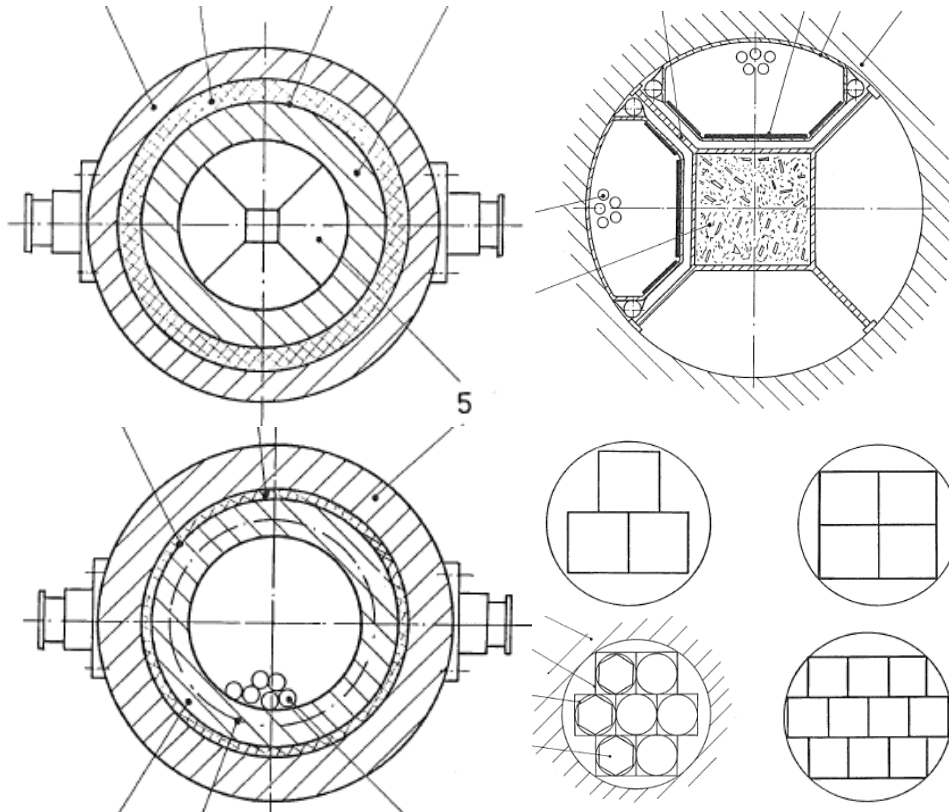


Abbildung 94: Verschiedene im ursprünglichen Konzept betrachtete Beladungsvarianten des POLLUX®-Behälters. Links der Gesamtbehälter (Endlager- und Abschirmbehälter) für den Referenzbehälter für 8 zerlegte DWR-Brennelemente (oben) und für HTR-Kugeln (unten). Rechts oben Detailansicht der Beladungsbüchsen für gezogene Brennelemente (außen) sowie für komprimierte Strukturelemente (innen). Rechts unten Beladungsszenarien für (im Uhrzeigersinn) 3 DWR-Brennelemente, 4 DWR-Brennelemente, 10 SWR-Brennelemente und 7 Kern- und Sonderelemente aus Brutreaktoren [143]. Aus der 8-DWR-Variante wurde der heutige POLLUX®-10-Behälter entwickelt (siehe Abbildung 98).

An der Innenseite sollte ein PE-Moderator (Dicke 50 mm) in wärmeleitenden Aluminiumprofilen (beidseitig 3 mm) angebracht werden, der zur Reduzierung der Neutronen-Oberflächendosisleistung beitragen sollte. Der Behälter sollte in einem Stück gegossen werden und eine Mantelstärke von 205 mm haben, bei einer Deckel- wie Bodendicke von 170 mm und einer Gesamtmasse von 36 Tonnen inklusive Deckel [568].

Das Gesamtsystem sollte einen Durchmesser von ca. 1,5 m, eine Behälterlänge von 5,9 m und eine Gesamtmasse (beladen) von 64,5 Tonnen haben (siehe Tabelle 47). Davon entfielen 20,1 Tonnen auf den Endlagerbehälter inklusive Bodenplatte und Primärdeckel [568].

Behältervarianten des ursprünglichen POLLUX®-Konzeptes von 1986/87							
Variante	Inventar	Auslegungs-Beladung		Länge [mm]	Durchmesser [mm]	Masse (bel.) [Mg]	Quelle
POLLUX®-8-DWR-BE	UOX	Brennstäbe aus...	8 DWR-BE	5.462	1.542	64,5	[568]
	MOX			5.604	1.583	64,4	[604]
POLLUX®-24-SWR-BE	UOX		24 SWR-BE	5.294	1.562	63,7	[605]
POLLUX®-3-DWR-BE	UOX	3 DWR-BE		5.948	1.492	65,0	[143]
POLLUX®-8400-HTR	ThUOX	8.400 HTR-BE		5.478	1.452	55,0	
POLLUX®-SNR	<i>nur Konzept</i>	7 SBR-BE		5.604	1.583	<i>nur Konzept</i>	

Tabelle 47: Versionen der ursprünglich konzipierten POLLUX®-Behälterfamilie von 1986/87.

Das POLLUX®-System sollte für verschiedene Beladungsszenarien ausgelegt werden, was sich dann in einer entsprechenden Anpassung der Inneneinbauten widerspiegelte: Für 8 zerlegte DWR-Brennelemente oder für 24 zerlegte SWR-Brennelemente, jeweils mit den verpressten Strukturteilen in einer Kassette in der Behältermitte, für 9 Kokillen, für 8.400 Brennelementkugeln aus den HTR-Anlagen oder für 7 Brutreaktor-Brennelemente. Letztere beide Ansätze wurden nicht weiterverfolgt (siehe Tabelle 47). Das Wärmeinventar für die 8-DWR-BE-Version war auf 22 kW begrenzt, was in der Beladung durch Variation von Anfangsanreicherung, Abbrand und Lagerdauer der Brennelemente erreicht werden sollte. Die Referenzbrennelemente für den DWR waren Brennelemente „vom Typ Biblis“ (534 kg_{SM}) mit einer Anfangsanreicherung von 3,6% und einem Endabbrand von 40 bis 50 GWd/t_{SM}. Als Referenz für SWR-Brennelemente wurde der Typ KWU-Standard (185,1 kg_{SM}) mit 3,3 bis 3,7% Anfangsanreicherung und einem Endabbrand von 35 bis 40 GWd/t_{SM} angenommen. HTR-Brennelementkugeln wurden mit jeweils 11,2 g_{SM} nach 114 bis 137 GWd/t_{SM} veranschlagt; für MOX-Brennstoffe gelten entsprechende Werte. Die sich daraus für die Abschirmberechnungen ergebenden Annahmen für Spaltstoffinventare und Neutronen- bzw. Gammaquellterme wurden mit dem Abbrand- und Aktivierungscode ORIGEN-1973 bzw. für das Endlager KORIGEN berechnet [142].

Für die Kritikalitätsberechnungen wurden die konservativen Auslegungsfälle einer vollständigen Flutung des Behälters mit Leichtwasser, neutronenreflektierende Außenflächen des Behälters, eine ungünstigste Teilbeladung sowie als Inventar frischer Brennstoff (3,6% Anreicherung) und niedrigabgebrannter Brennstoff (4,0% Anreicherung nach 15 GWd/t_{SM}) zugrundegelegt; der errechnete Neutronenmultiplikationsfaktor sollte im 95%-Vertrauensintervall unterhalb 0,95 liegen [142]. Im Referenzbehälter für 8 zerlegte DWR-Brennelemente wird die Unterkritikalität des Inventares durch die Einlagerung der gezogenen Brennstäbe in vier separaten und jeweils mit Borstahlplatten abgeschirmten Bereichen des Innenraumes gewährleistet (siehe Abbildung 94, oben).

Der POLLUX®-8-DWR [559] diente in der Konzeption der entstehenden Behälterfamilie (siehe Tabelle 47) als Referenzfall; ausgehend von den Auslegungsrechnungen dieses Behälters wurden anschließend die weiteren Beladungsvarianten mit SWR-Brennelementen [605] sowie mit MOX-haltigen Brennelementen [604] untersucht, wobei hier das veränderte Strahlungsfeld und die erhöhte Zerfallswärmeleistung des Inventars auslegungsbestimmend wirkten. Auch vor diesem Hintergrund wurde zunehmend ein „gemischtes Inventar“ in die Endlagerkonzepte aufgenommen, in dem die gezogenen Brennstäbe aus Brennelementen mit UOX- und MOX-Brennstoff entsprechend der freigesetzten Wärmeleistung zusammen in Behälter verpackt werden [145].

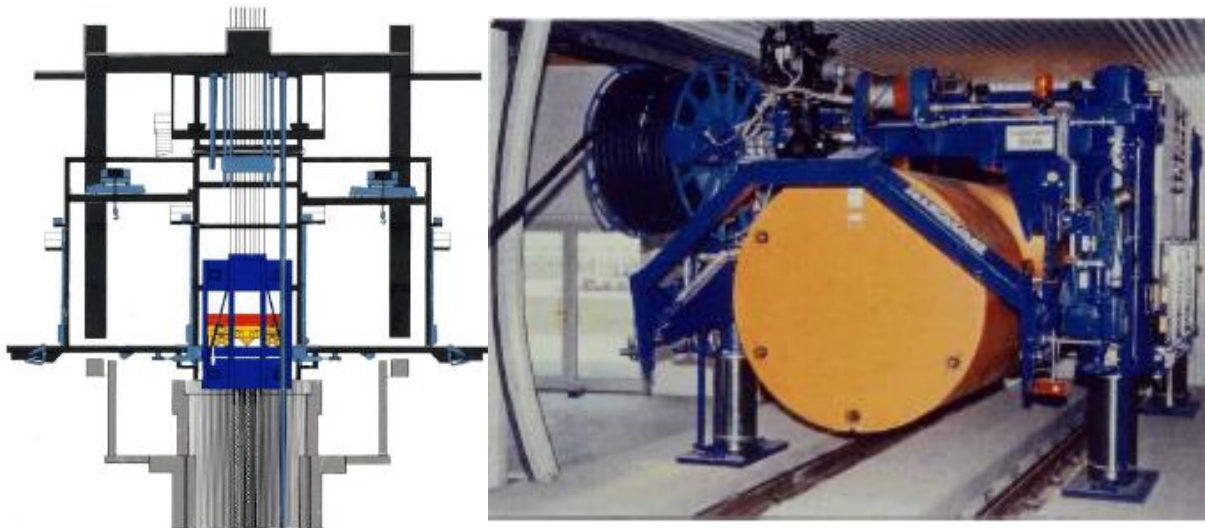


Abbildung 95: Prinzipskizze für eine Schachtbeschickungsanlage für die Einlagerung von POLLUX®-Behältern (l.) und der Teststand der Einlagerungsmaschine mit POLLUX®-8-Testbehälter (r.) [145].

Um die Handhabbarkeit dieser Behälter während der Einlagerung grundsätzlich nachzuweisen und die dafür konzipierte Einlagerungstechnik (Abbildung 95 und Abbildung 96) zu erproben, wurden Teststände eingerichtet und u. A. die Einlagerungsmaschine „ELVIS“, Abbildung 95) mit gefertigten Probebehältern betrieben. So wurden die Einlagerung und der untertägige Transport der Behälter technisch demonstriert.



Abbildung 96: Elektrolokomotive für den untertägigen Transport der POLLUX®-Behälter [145]

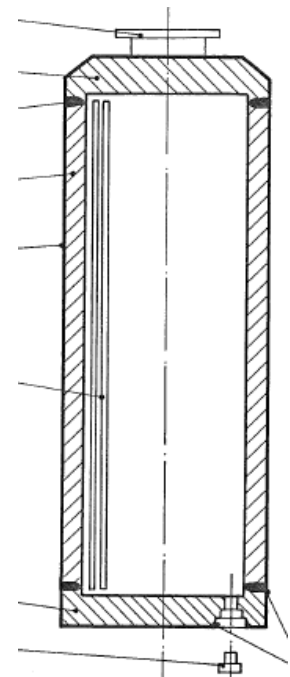


Abbildung 97: Skizze der POLLUX®-Kokille von 1987 [144].

Analog zur Einlagerung von Kokillen mit Abfällen aus der Wiederaufarbeitung (AWA) in tiefen Bohrlöchern wurde im POLLUX®-System von 1986 mit der POLLUX®-Kokille [144] die Möglichkeit erkundet, die Bohrlochlagerung auch auf die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente anzuwenden. Aufgrund der Dimensionen solcher Brennelemente war die Konzeptidee der POLLUX®-Kokille (Abbildung 97) für gezogene Brennstäbe zerlegter Brennelemente ausgelegt. Die vorgesehene Kapazität war auf die Brennstäbe aus ½ DWR-BE oder 2 SWR-BE begrenzt. Um die für AWA-Kokillen bereits entwickelte Einlagerungstechnik auf das neue Konzept übertragen zu können, sollte die POLLUX®-Kokille die gleichen äußeren Abmessungen haben (Außendurchmesser 430 mm; Höhe 1.335 mm), was die Beladung mit in Abschnitte zersägten Brennstäben erfordert hätte. Die vorgesehene Wandstärke betrug 50 mm, das Material des Kokillenkörpers war der gleiche Feinkornbaustahl 15 MnNi 6 3, der auch für den Innenbehälter des POLLUX®-8-DWR-BE vorgesehen war. Eine Auftragsschweißung aus Hastelloy-C4 sollte dem Korrosionsschutz dienen [144]. Das Konzept einer robusten Kokille für zersägte Brennstäbe wurde bereits frühzeitig wieder verworfen.

3.6.4.2 Deutsche Behälterkonzepte für die Streckenlagerung im Steinsalz

Als Weiterentwicklung des Referenzkonzeptes POLLUX®-8-DWR-BE wurde für die direkte Endlagerung gezogener Brennstäbe aus ausgedienten Brennelementen der für ein größeres Inventar das Behälterkonzept POLLUX®-10 entwickelt [300]. Dieser Behälter wurde für die Endlagerung von 10 zerlegten DWR-Brennelementen in Strecken im Steinsalz ausgelegt. Für die Streckenlagerung von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung wurde parallel eine Belegungsvariante für 9 AWA-Kokillen (*HAW-POLLUX®*, später auch: *POLLUX®-9*) aufgeführt. Letzterer entstammt einer Systemanalyse für eine Endlagerauslegung von 1989 über die Endlagerung verschiedener Mengen von AWA-Kokillen und Brennelementen und entspricht, abgesehen von den Innenstrukturen zur Aufnahme der Kokillen, im Aufbau dem POLLUX®-10. Als wesentlichen Unterschied neben dem gegenüber der Variante POLLUX®-8-DWR-BE erweiterten Inventar sind hier angepasste Wandstärken (Innenbehälter 160 mm Feinkornbaustahl 1.6210; Abschirmbehälter 270 mm Sphäroguss 0.7040) und die Aufnahme von Moderatorstäben in den Abschirmbehältermantel analog zu entsprechenden Stäben in den Behältermanteln der Transport- und Zwischenlagerbehälter der CASTOR®-Familie zu betrachten. Eine Moderatorschicht an der Mantelinnenseite des Abschirmbehälters ist dafür in der Beschreibung dieser Variante nicht mehr enthalten (siehe Abbildung 98), zusätzlich befindet sich unterhalb des Primärdeckels eine Moderatorplatte aus Graphit [105]. Auch die Korrosionsschutzschicht auf der Außenseite des Endlagerbehälters wird nicht mehr genannt. Eine Handhabbarkeit des Behälters 500 Jahre nach dem Verschluss des Endlagerbergwerkes wird weiterhin angenommen [145, 513].

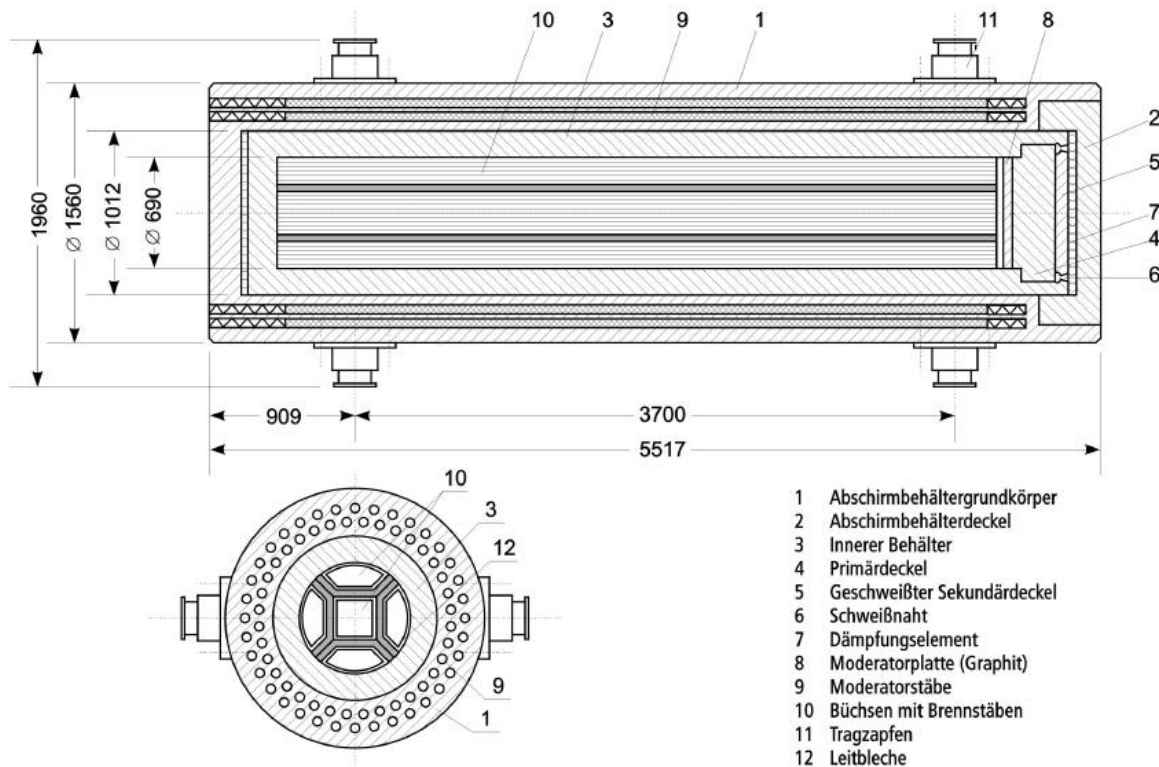


Abbildung 98: POLLUX®-10-Behälter [145]

Obwohl der POLLUX®-Behälter explizit für die Streckenlagerung im Steinsalz entwickelt worden ist, wurde er bei der Erstellung von Endlagerkonzepten in Tonstein [537, 538, 139] und kristallinen Wirtsgesteinen [141] im Rahmen von FuE-Vorhaben ebenfalls als Referenzbehälter angenommen. Dies hatte den Vorteil, dass die im Rahmen der VSG bereits entwickelte und für den POLLUX®-8-DWR-BE getestete Einlagerungstechnik übernommen werden konnte. Auch wurden die bergbaulichen Maßnahmen z. B. zum Streckenaushub und zum Gebindettransport direkt übertragen oder entsprechend der veränderten geologischen Umgebung angepasst.

Für die Streckenlagerung in den Wirtsgesteinen Ton (siehe Abschnitt 3.6.3.4) und Kristallin (siehe Abschnitt 3.6.2.6) ergaben sich infolge der veränderten (insbesondere thermischen) Randbedingungen auch Anpassungen des Behälterkonzeptes und damit im Rahmen der entsprechenden FuE-Vorhaben die Beschreibung neuer Behältervarianten (siehe Tabelle 48). Da diese Varianten aus dem POLLUX®-10 abgeleitet worden sind, sollen sie hier Erwähnung finden. Aufgrund eines Temperaturkriteriums im Tonstein von 100 °C (gegenüber dem bis zur Novellierung des Standortauswahlgesetz 2017 [135] für Steinsalz angenommenen Temperaturkriterium von 200 °C) wurde für die Streckenlagerung im Tonstein ein POLLUX®-Behälter mit verringerter Beladung (Brennstäbe aus bis zu 3 DWR-BE) vorgeschlagen, der POLLUX®-3-BE (siehe auch Abschnitt 3.6.3.4). Analog wurde der POLLUX®-3-CSD-V für die Streckenlagerung von je drei Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Spaltproduktlösungen vorgeschlagen (im Ton z. B. [538], im Kristallin [141]). Vorbehaltlich ausstehender Abschirmberechnungen im Falle der Erstellung eines solchen Behälterkonzeptes für Tonstein wurden die Außenabmessungen grob mit 5.460 mm Länge und 1.200 mm Außendurchmesser (ohne Tragzapfen) abgeschätzt [300].

POLLUX®-Behältervarianten für die Streckenlagerung						
Behältervariante	Inventar	Beladung	Länge [mm]	Durchmesser [mm]	Masse (bel.) [Mg]	Quelle
POLLUX®-10	UOX MOX	10 DWR-BE 30 SWR-BE 25 WWER-BE	5.517	1.560	ca. 65	[145, 513]
POLLUX®-9	AWA	9 Kokillen				
POLLUX®-3-BE	UOX MOX	3 DWR-BE 9 SWR-BE 7,5 WWER-BE	5.460	ca.1.200	ca. 38	[141, 300]
POLLUX®-3-CSD-V	HLW	3 CSD-V		1.300		[141]

Tabelle 48: Die modernen Behältervarianten des POLLUX®-Behälterkonzeptes. Der POLLUX®-10 wurde aus dem früheren Konzept des POLLUX®-8-DWR-BE entwickelt. Der POLLUX®-9 soll die Streckenlagerung von AWA-Kokillen ermöglichen. POLLUX®-3-BE und POLLUX®-3-CSD-V sind Konzeptideen mit kleinerer Wärmeleistung Endlagerkonzepte in Tonstein bzw. kristallinen Gesteinen. Eingelagert werden keine ganzen Brennelemente, sondern gezogene Brennstäbe.

3.6.4.3 Deutsche Konzepte für die Bohrlochlagerung im Steinsalz

Mit fortschreitender Entwicklung der Endlagerkonzepte wurde als Alternative zur Streckenlagerung der im POLLUX®-Behälter auch die Bohrlochlagerung gezogener Brennstäbe im Steinsalz weiterentwickelt. Die Brennstabkokille (BSK) 3 ist für die Endlagerung der Brennstäbe von 3 DWR-BE oder 9 SWR-BE entworfen worden und hat einen dem der französischen Cogema-Kokille (siehe Abbildung 79) entsprechenden Außendurchmesser von 430 mm bodenseitig bzw. 440 mm deckelseitig bei einer Gesamtlänge von 4.980 mm und mit einer Wandstärke von 40 mm (Feinkornbaustahl 1.6210) zur Aufnahme unzerterter Brennstäbe [300]. Da damit die Einlagerungstechnik an die gegenüber den AWA-Referenzkokillen französischen Typs wesentlich längere BSK angepasst werden musste, wurde für die Bohrlochlagerung von AWA-Kokillen wiederum eine BSK-kompatible Lösung entwickelt: Jeweils 3 AWA-Kokillen können als sogenanntes „Triple Pack“ in einer Umverpackung mit den Abmessungen einer Brennstabkokille endgelagert werden (siehe Abbildung 99).

Für die Endlagerung von Transport- und Lagerkannen mit Sonderbrennelementen aus den Hochtemperaturreaktoren HTHR und AVR wurde eine modifizierte BSK („BSK THTR/AVR_{BE}-Kannen“) betrachtet, die bei gleicher Wandstärke und Länge einen Außendurchmesser von 705 mm haben soll. Die Wärmeleistung dieser Brennstoffe nach vorauszusetzenden Abklingzeiten zwischen 1 a (Forschungsreaktor Mainz) bis 30 Jahren (Rossendorfer Forschungsreaktor; Brennelemente EK-10, eingesetzt

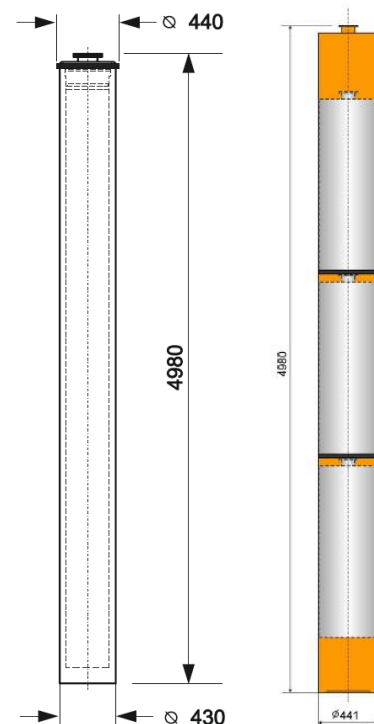


Abbildung 99: Die Brennstabkokille (BSK) 3 (l.) [300] und das „Triple-Pack“ für die Bohrlochlagerung von 3 Standard-Kokillen (r.) [145].

zwischen 1957 und 1967) fällt wesentlich geringer aus als die endzulagernder Leistungsreaktor-Brennelemente [90]. Die unterschiedlichen Beladungskonzepte für die Einlagerung solcher Sonderbrennelemente in der BSK sind in Abbildung 100 dargestellt. Diese Beladungskonzepte wurden ausschließlich unter geometrischen Gesichtspunkten durchgeführt; die notwendige Gewährleistung der Unterkritikalität wurde im entsprechenden Vorhaben explizit nicht betrachtet [141, 90].

	BSK	„Triple Pack“	BSK THTR/AVR _{BE}	BSK-R (rückholbare Kokille)
Quelle	[145]			[513]
Länge [mm]	4.980			5.060
Außendurchmesser [mm]	430 440 ^D	441	705 715 ^D	470 520 ^D
Masse [Mg]	≤ 5,3	< 5,3		≤ 5,3

Tabelle 49: Gebindekonzepte für die Bohrlochlagerung im Steinsalz. Die POLLUX®-Kokille wurde in den 1980er-Jahren entwickelt; die BSK entspricht dem Stand der VSG [145]. ^D – Durchmesser im Deckelbereich.

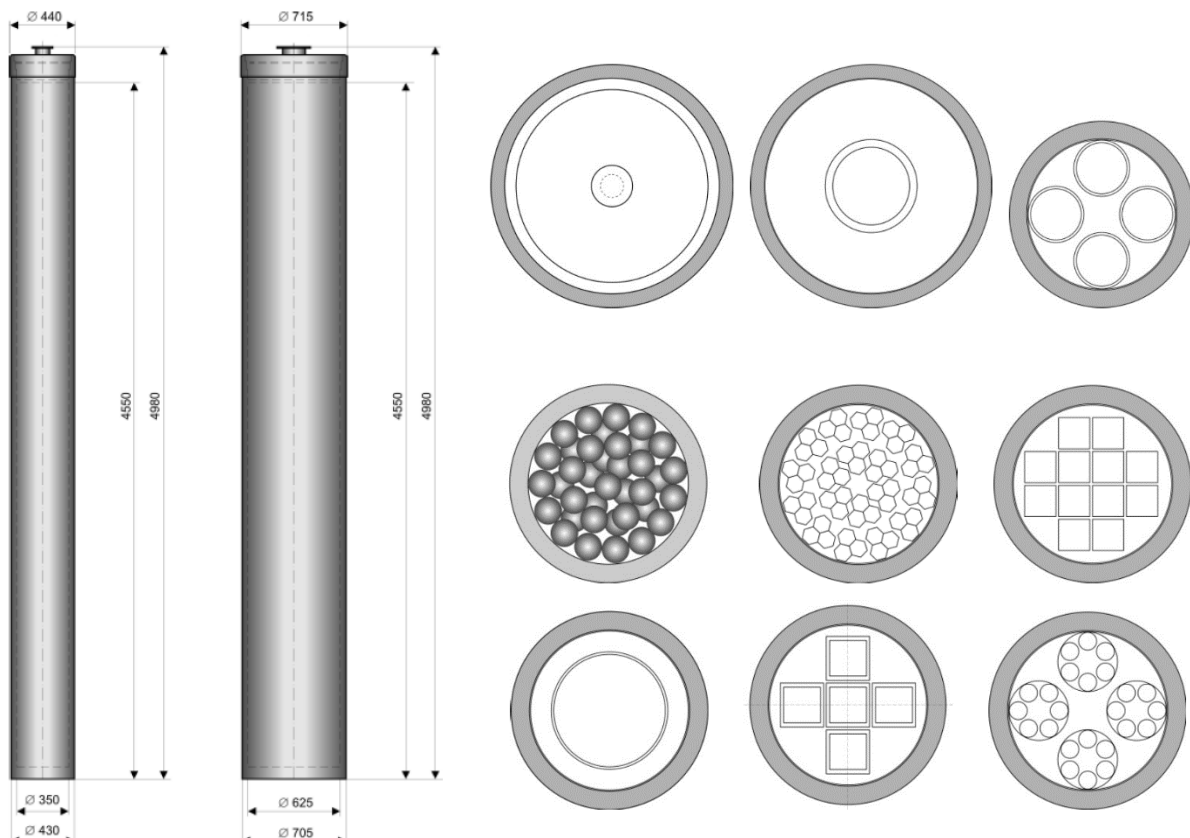


Abbildung 100: Konzept für die Bohrlochlagerung von Sonderbrennelementen aus Versuchs-, Prototyp- und Forschungsreaktoren.

Links: BSK und modifizierte BSK THTR/AVR_{BE}-Kannen. Rechts: modifizierte BSK mit AVR-Kanne (o. l.) oder THTR-Kanne (o. m.) sowie BSK mit Brennstabbüchsen (o. r.), HTR-Brennelementkugeln (m. l.), Brennelementen des Rossendorfer Forschungsreaktors (WWR-M m. sowie EK-10 m. r.), Brennelement des FRM II (HML Garching, u. l.), Brennelemente des BER II (Helmholtz-Zentrum Berlin, u. m.) und Brennelemente des Forschungsreaktors Mainz (u. r.) [90].

Mit der 2010 hinzugekommenen Anforderung nach einer Rückholbarkeit der Kokillen aus den Bohrlöchern wurde als weitere Entwicklung der Brennstabkokille die rückholbare Kokille (je nach Quelle mit BSK-R oder auch rK abgekürzt, siehe auch Abbildung 92 und, aufgrund der Ähnlichkeit wahrscheinlich, Abbildung 102) konzipiert, die aus Handhabungsgründen (insbesondere während der Rückholung, um den hier als Verfüllmaterial innerhalb des verrohrten Bohrloches verwendeten Quarzsand besser abrieseln zu lassen) eine konischere Außenform aufweist. Die Form des Tragpilzes wurde ebenfalls modifiziert, um ein Herausziehen der Kokille aus dem Bohrloch zu ermöglichen. Der Kopf der Kokille ist ebenfalls konisch ausgeführt, um beim Verfüllen des Bohrloches mit Quarzsand das Abrieseln des Verfüllmaterials zu erleichtern. Für die Bohrlochlagerung von AWA-Kokillen ist auch eine um ca. 40 cm kürzere Ausführung der BSK-R denkbar [513].

Für die BSK-3 sowie das entsprechend ähnliche „Triple Pack“ wurden Probekörper zur Handhabungssimulation hergestellt, mit denen auch bereits die Einlagerung in bzw. Rückholung aus einem Bohrloch demonstriert worden ist (die Einlagerungsmaschine ist in Abbildung 101 dargestellt). Die modifizierte BSK THTR/AVR und die BSK-R sind derzeit nur Konzept. Die Festigkeitsnachweise der Brennstabkokillen stehen explizit noch aus, sodass z. B. die Wandstärken noch nicht als endgültige Werte anzusehen sind [145].

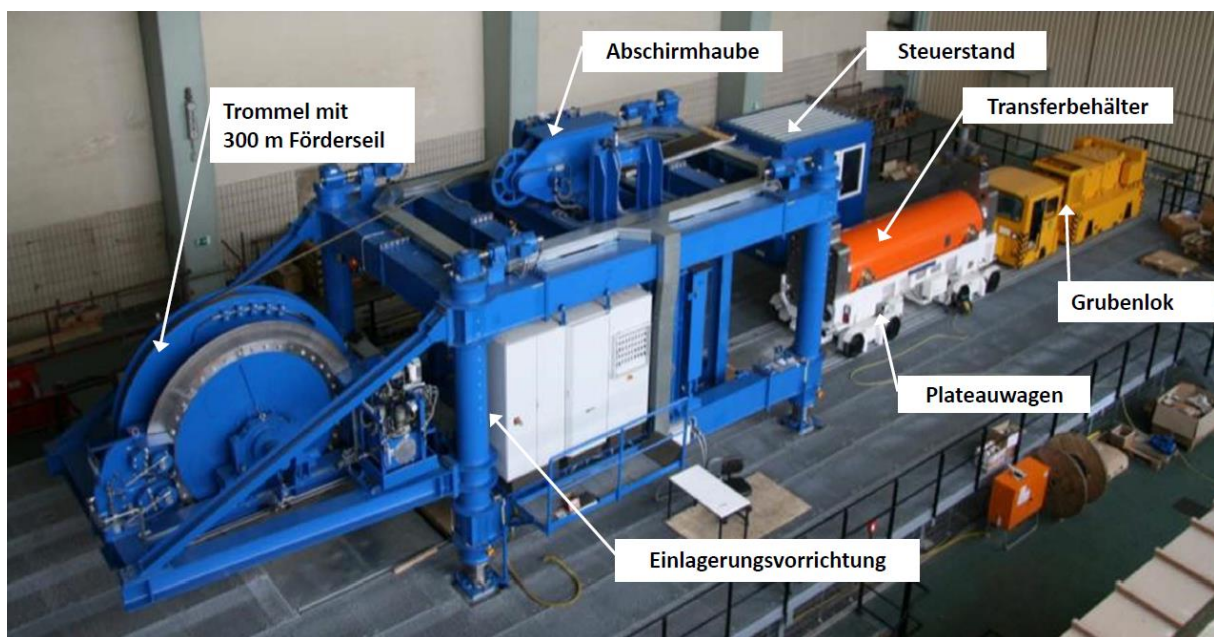


Abbildung 101: Einlagerungsvorrichtung für die Brennstabkokille (im Transferbehälter, rechts) [616]

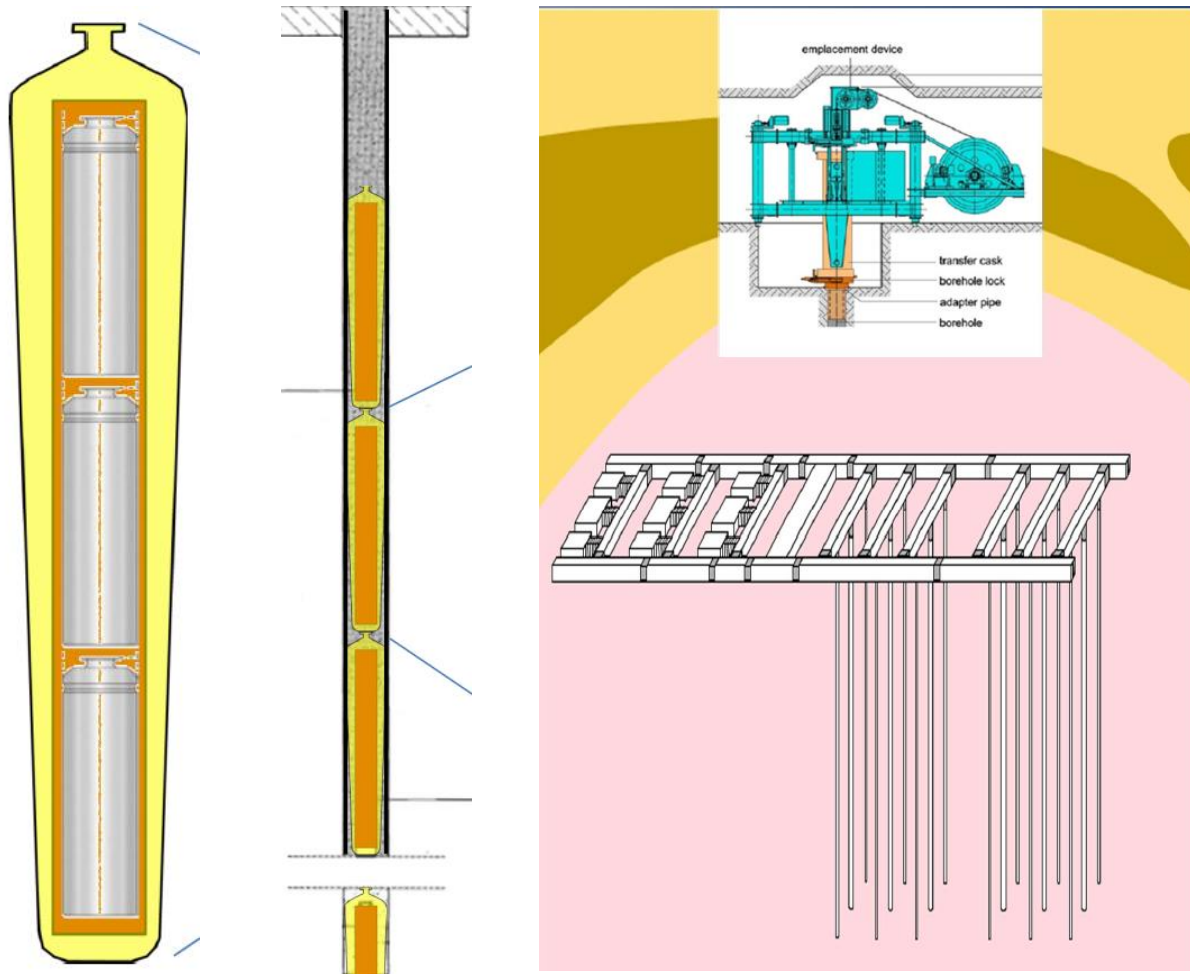


Abbildung 102: Bohrlochlagerung der BSK3-Kokillen. V. l. n. r. 3 AWA-Kokillen in einer Kokille (aufgrund der betont konischen Formgebung ist der Typ BSK-3R, die rückholbare Kokille, anzunehmen), Lagerung der BSK-Kokillen in einem Bohrloch mit Stahlmantel; von den Strecken ausgehendes Einlagerungsfeld im Wirtsgestein [616]

3.6.5 Keramische Behälterkonzepte

Alternativ zu den aufgeführten Konzepten metallischer Behältersysteme sind auch Konzepte für Behälter aus keramischen Werkstoffen erstellt worden. Gegenüber Metallen weisen Keramiken – in der Kerntechnik werden neben Oxiden auch Carbide und Nitride, vorwiegend als Brennstoff- oder Hüllrohrmaterial für Generation-IV-Systeme, untersucht – eine noch wesentlich höhere Korrosionsbeständigkeit auf. Die verwendeten Oxid- oder Carbidmatrizen sind in den zu erwartenden Temperaturbereichen chemisch praktisch inert. Auch die hohe mechanische Härte keramischer Werkstoffe ist hervorzuheben, wobei die gegenüber Metallen geringere Plastizität unter mechanischen Langzeit-Belastungen verstärkt zum Spröbruch führen kann. Auch sind gegenüber den bekannten und für große Behälter erprobten Fertigungs- und Nachweistechnologien, basierend auf teils jahrhundertelangen Erfahrungen und Entwicklungen in der Metallverarbeitung, die Herstellung, der Verschluss und die Prüfung keramischer Großbehälter noch nicht erprobt. Vor diesem Hintergrund ist dann auch der noch zu leistende Forschungsbedarf gegenüber der industriellen Relevanz eines keramischen Behälters abzuwägen; während in der Schweiz die begrenzte Anzahl an potenziell benötigten keramischen Behältern als Argument für eine eher zurückhaltende weitere Betrachtung dieser Option besteht [565], führt die französische Andra mit ihrem weit größeren Inventar (insbesondere an Kokillen mit verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung)

Forschungsarbeiten zu einem Alumina-basierten Behälterkonzept durch (siehe Abschnitt 3.6.5.3).

Für die nachfolgend aufgelisteten keramischen Behälterkonzepte oder -vorschläge sind die wesentlichen mechanischen Eigenschaften der drei relevanten Werkstoffe in Tabelle 26 zusammengefasst.

3.6.5.1 Schweden

Im schwedischen KBS-2-Konzept von 1978 [569] wurde ein keramischer Behälter aus heißisostatisch gepresstem Aluminiumoxid für die Endlagerung von Brennstäben vorgestellt. Der Behälter sollte bei einer Gesamtlänge von 3 m und einem Durchmesser von 50 cm bei einer Wandstärke von 10 cm jeweils 144 SWR- bzw. 108 DWR-Brennstäbe aufnehmen können. Die gegenüber dem Behälter größere Länge der einzulagernden gezogenen Brennstäbe machte eine Längenreduktion notwendig, die dadurch erreicht werden sollte, dass die Brennstäbe paarweise in eine Stahlhülle verschweißt und diese dann zu einer Rolle aufgewickelt werden sollte, ohne die innenliegenden Brennstäbe dabei zu beschädigen. Diese Rollen sollten dann in einem Stahlbehälter von 2 m Höhe und 30 cm Durchmesser gestapelt werden und dieser dann im vorgefertigten Behälter verpackt werden (siehe Abbildung 103). Das freie Volumen sollte anschließend mit wärmeisolierendem Aluminiumsilikat verfüllt werden, um im nächsten Schritt, der heißisostatischen Aufpressung des separat gefertigten Deckels, die Brennstabtemperaturen zu begrenzen. Nach der Entwicklung des KBS-3-Systems wurde dieser Ansatz nicht weiterverfolgt.

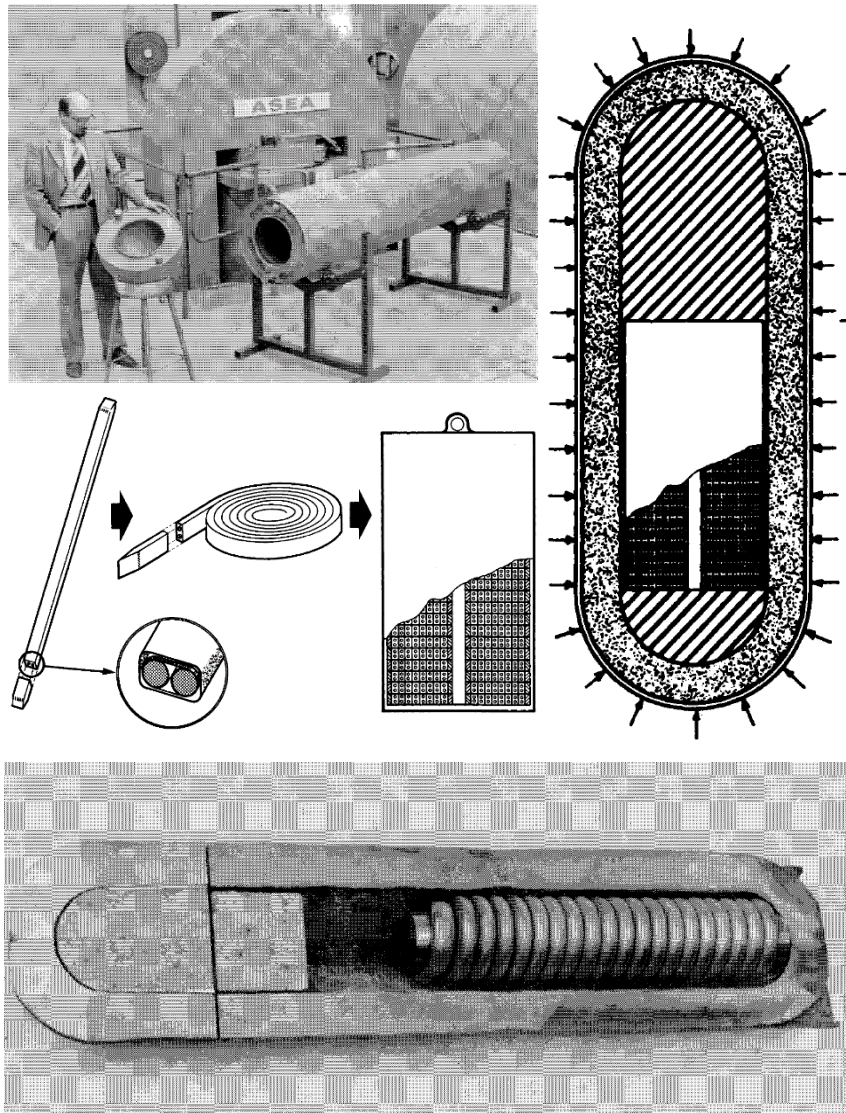


Abbildung 103:

Der schwedische ASEA-Behälter aus Alumina. Oben links: vorgefertigter Behälter und Deckel; mitte links: die Brennstäbe werden paarig mit einer Stahlhülle umhüllt und diese dann aufgewickelt; rechts: der beladene und zusammengesetzte Behälter wird in einem weiteren Heißpressverfahren verschlossen. Unten: Probebehälter (1:3) mit spiralförmig aufgewickeltem Brennstab [569].

3.6.5.2 Schweiz

Aufbauend auf der schwedischen Studie wurde in der Schweiz 1984 ein ebenfalls aus heißisostatisch verpresstem Alumina bestehender Behälter vorgestellt, der eine HAA-Kokille aufnehmen sollte (Abbildung 104). Der 2,7 m lange Behälter mit einem Durchmesser von 70 cm bei einer Wanddicke von 6 cm sollte aufgrund der günstigen Druck- und Korrosionsfestigkeitseigenschaften des Aluminiumoxids eine wirksame Langzeitbarriere gegen den Zutritt wässriger Lösungen zur HLW-Glasmatrix bilden. Untersuchungen zu den Spannungen in der Behälterwand bildeten hierbei die Basis für die Wanddickeauslegung; für Handhabungs- und Transportarbeiten war ein Überbehälter aus Gusseisen vorgesehen. Das Konzept wurde später nicht weiterverfolgt. Ob eine Einlagerung des Gusseisenbehälters mit dem Alumina-Behälter geplant war, ist nicht bekannt.

3.6.5.3 Frankreich

Die französische Endlagergesellschaft Andra erforscht alternativ zu den Stahlbehältern für die Endlagerung von einzelnen CSD-Kokillen (siehe Abschnitt 3.6.3.2) auch ein keramisches Behälterkonzept [606]. Als für Fertigung und Endlagerung geeignetes Material wurde silika-stabilisiertes Aluminiumoxid mit einem Alumina-Anteil von 72 % ermittelt. Analog zu den Konzepten Schwedens und der Schweiz dienen halbrunde Endstücke dem Ausgleich auftretender Spannungen im Material und erhöhen so die Bruchfestigkeit des Behälters. 2009 wurde ein Probekörper im Maßstab 1:2 angefertigt, an dem seither verschiedene Versuche durchgeführt worden sind. Es zeigte sich, dass mit einer Wandstärke von 40 mm isostatische Lasten von 12 bis 16,3 MPa bewältigt werden können, ohne dass der Behälter zerbricht. Die Optimierung der Sintertemperatur für die Behälterfertigung ist noch Forschungsgegenstand; ebenso müssen noch Forschungsanstrengungen unternommen werden, um den sicheren Verschluss des Behälters im technischen Maßstab zu realisieren. Das Ziel, die Materialeigenschaften an der Trennlinie zwischen Deckel und Behälterkörper nach dem Verschluss denen des Behälterwandmaterials möglichst weitgehend anzugleichen, d.h. einen mechanisch und chemisch vollständig kontinuierlichen Behälter für die Endlagerung bereitzustellen, hängt von der verwendeten Verschlusstechnologie ab. Als wesentliche Randbedingung ist hier die thermische Stabilität

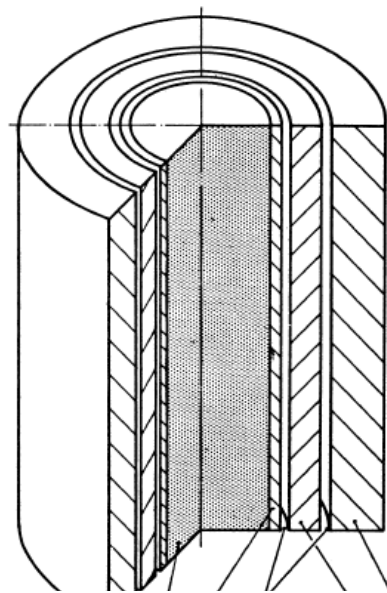


Abbildung 104:
Der schweizerische Vorschlag eines keramischen Behälters für HAA-Kokillen. Von innen nach außen: Glasmatrix, Edelstahlkokille, Alumina-Behälter, Abschirmbehälter aus Grauguss [618]

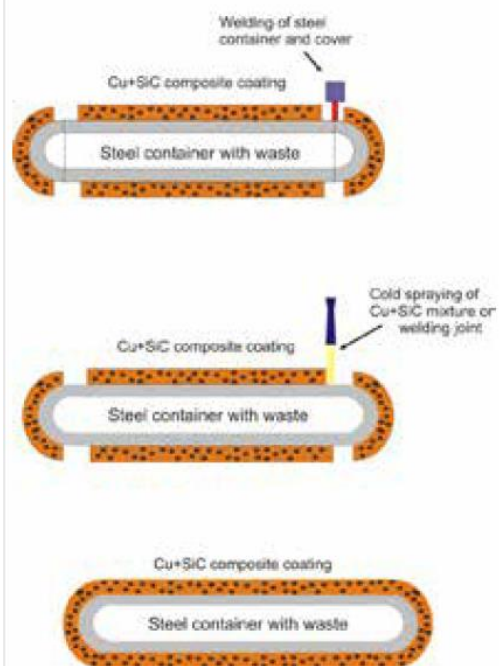


Abbildung 105:
Konzept eines Kupfer-Silika-beschichteten Stahlbehälters für HLW-Abfälle (Projekt "COCONUT") [609]

der HLW-Glasmatrix bis 450 °C zu beachten, die eine Temperatur des Verschlussverfahrens von maximal 700 °C bis 800 °C erlaubt. Untersuchte Verfahren sind hier der Verschluss in einem Mikrowellenofen, die lokale Erhitzung der Naht mit einem Laser oder ein Induktionsofen. Für letzteres Verfahren ist aufgrund der elektrischen Eigenschaften des keramischen Behältermaterials ein metallisches Band über der Naht aufzutragen. Das im Labormaßstab erprobte Mikrowellenverfahren müsste für weitergehende Versuche aufskaliert werden [607]. Ein weiterer Ansatz ist die Verwendung einer Plasmafackel (Projekt „SCCELLMA“) [608] oder alternativ zum Alumina-Behälter das Aufsprühen eines Kupfer-Keramikpulver-Gemisches (Kaltsprühverfahren) auf einen Stahlbehälter und das gleichartige Verschließen der Schweißnaht nach der Beladung mit abschließender Sinterung des Gesamtmaterials zum dichten Verschluss der gesamten Behälteroberfläche (Projekt „COCONUT“) [609].



Abbildung 106:
Probefertigung eines keramischen HLW-Endlagerbehälters auf Alumina-Basis im Maßstab 1:2 [606]

3.6.5.4 Deutschland

Für die Endlagerung im Steinsalz wurden in Deutschland der POLLUX®-Behälter (siehe Abschnitt 3.6.4.2) für Brennelemente und die Endlagerung der Kokillen in Bohrlöchern (siehe Abschnitt 3.6.4.3) vorgesehen. Alternativ zu den international üblichen metallischen Behältertypen gibt es einen Vorschlag für ein keramisches Hüllendesign auf der Basis von Siliziumcarbid [571], mit dem die in die metallischen Endlagerbehälter einzulagernden Brennstäbe oder Brennelemente vor der Konditionierung umhüllt werden sollten (Abbildung 107). Auch der Vorschlag einen SiC-Behälter um die AWA-Kokillen zu fertigen wurde hier gemacht. Das Zusammenwirken von Keramik und Metall dient hier der mechanischen Stabilisierung der spröden, aber druckfesten Keramik, die maßgeblich als zusätzliche Barriere konzipiert ist. Wie bei den anderen keramischen Behälterkonzepten ist auch für diese *keramischen Zusatzbarrieren* zu klären, inwiefern Fertigung, Beladung und Verschluss der keramischen Großkomponenten technisch zuverlässig realisiert werden können. Auch die Widerstandsfähigkeit gegen dynamische Lasteinwirkungen wie z. B. Stöße bei Störfällen oder Unfällen wäre entsprechend nachzuweisen.

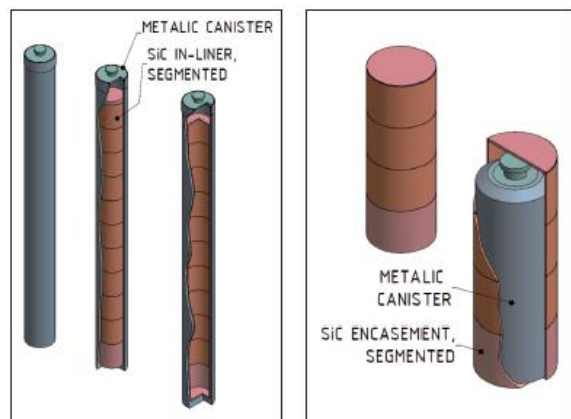


Abbildung 107:
Konzept für SiC-Barrieren um Brennelemente (l.) oder AWA-Kokillen (r.) [571]

3.6.6 Generische Behälterforschung

Im Rahmen der umfassenden Literaturrecherche dieses Vorhabens wurden zwei Typen von Behälterprogrammen identifiziert, die hier als „generische“ Behälterkonzepte geführt werden. Dies sind einerseits Behälterkonzepte aus Entsorgungsprogrammen, die aufgrund einer noch ausstehenden Entscheidung über das Wirtsgestein oder das Einlagerungskonzept auf einer noch abstrakten Ebene entwickelt werden, um dann im Zuge der weiteren Entwicklung des Entsorgungsprogrammes schrittweise detaillierter ausgearbeitet zu werden. Andererseits gibt

es auch Entwicklungen von Behälterkonzepten, die aufgrund ihrer zugrundeliegenden Auslegung nicht für das deutsche Endlagerprogramm geeignet scheinen, aber einen Einblick in die Wechselwirkung zwischen Konzepten und Anforderungen sowie Endlagerkonzept und Behälterdesign gestatten. Für letzteres stehen hier die amerikanischen Behälterentwicklungen des Yucca-Mountain-Projektes, für erstere die britischen Überlegungen zu Behälterkonzepten und -anforderungen.

3.6.6.1 Amerikanische Endlagerbehälter

Entsprechend dem der Behälterentwicklung zugrundeliegenden Fokus des amerikanischen Endlagerprogrammes auf den Standort Yucca Mountain (Nevada) zwischen der Standortentscheidung 1987 und dem Haushaltsmoratorium des 2008 eingeleiteten Lizenzierungsverfahrens im Jahre 2010 sowie der Wiederaufnahme des Lizenzierungsverfahrens seit 2017 sind die hier vorgestellten Behälterkonzepte (siehe Tabelle 50 für die horizontale Streckenlagerung in unverfüllten Strecken) maßgeblich für den Standort Yucca Mountain optimiert.

3.6.6.1.1 Behälterkonzepte des YMP

Erste Behälterkonzepte für die Einlagerung im YMP waren entsprechend dem damals begrenzten Wissensstand zur Standortgeologie noch generisch gehalten. Die wesentlichen Anforderungen waren eine Begrenzung der Wirtsgesteinstemperatur auf unter 200 °C, um thermochemische Veränderungen im umliegenden Tuff zu verhindern, sowie die Gewährleistung der Unterkritikalität. Der sichere Einschluss der Radionuklide über längere Zeiträume wurde im ersten Konzept von 1984 noch nicht als Auslegungskriterium angesehen, da die Untersuchung des Freisetungsverhaltens des Endlagerkomplexes im Mittelpunkt stand. Ein Integritätsverlust sämtlicher Behälter nach 300 oder 1.000 Jahren wurde daher angenommen. Der Referenzbehälter hatte eine Wandstärke von 10 mm (Edelstahl), einen Durchmesser von 65 cm und eine Länge von 4,00 bis 4,75 m.

Ein Behälter für Kokillen mit verglasten Spaltproduktlösungen aus der Wiederaufarbeitung wurde bereits 1982 eingeführt; bei einer Länge von 3 m hatten die Kokillen ziviler Herkunft einen Durchmesser von 32 cm, jene militärischer Herkunft einen Durchmesser von 61 cm. Sowohl die vertikale Lagerung in Bohrlöchern als auch eine horizontale Streckenlagerung wurden als Option betrachtet. Im Konzept von 1991 wurde die gemeinsame Endlagerung von Brennelementen und AWA-Kokillen konzipiert, um den thermischen Abdruck des Endlagerkomplexes möglichst homogen zu halten (14,1 W/m²). Die Referenzbehälter sollten eine Hülle aus 9,5 mm Edelstahl erhalten und einen Durchmesser von 61 oder 66 cm bei einer Länge von 3,0 oder 4,8 m haben. Für die WA-Abfälle wurde eine Umverpackung mit einem Durchmesser von 66 cm und einer Länge von 3,2 m vorgesehen, um die Handhabung von HLW und BE zu vereinheitlichen. Die Zielvorgabe einer Auslegungsdauer von mehr als 1.000 Jahren wurde definiert [333].

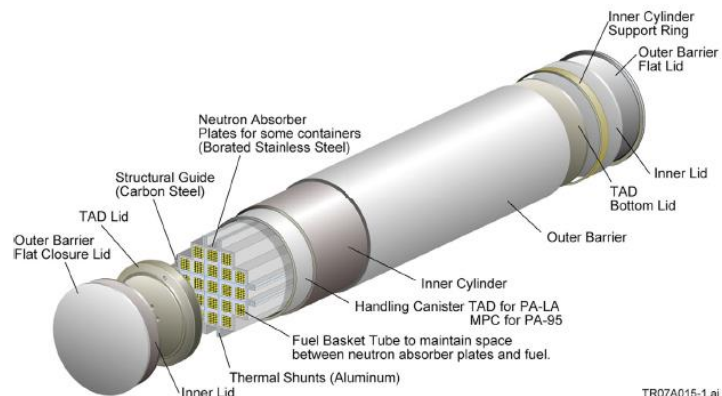


Abbildung 108:
Der YMP-Endlagerbehälter für Brennelemente aus Leichtwasser-reaktoren. Das abgebildete Schema gilt, mit Variationen in Abmessungen und Material, für alle BE-Behälter seit 1993 [333].

Jahr	Inventar	Länge [m]	Durchmesser [m]	Dicke [mm]	Deckel [mm]	Material	
1993	21 DWR-BE oder 40 SWR-BE	4,9	1,8	100	100	Stahl 516	
				9,5	9,5	Alloy 825	
1995			5,7	1,8	100	100	Stahl 516
					20	20	Alloy 825
	MPC		1,7	25	25	Edelstahl 304	
	4 HLW	3,7	1,7	100	100	Stahl 516	
				50	50	Alloy 825	
	1 HLW	3	0,61			Edelstahl 304	
1998	DWR/SWR-BE	5,3	1,7	s.u.	s.u.	s.u.	
	HLW/mil.BE	5,4	2,0				
	mil.BE						
		alle oben 1998			100	100	Stahl 516
				20	25	Alloy 22	
2000	21 DWR-BE oder 12 DWR-BE	5,2	1,6	s.u.	s.u.	s.u.	
	44 SWR-BE oder 24 SWR-BE		1,7				
	beide oben 2000			20	25	Alloy 22	
				50	100	Edelstahl 316	
	5 HLW+1 mil.BE lang	5,2	2,1	s.u.	s.u.	s.u.	
	5 HLW+1mil.BE kurz	3,6					
	5 HLW lang	5,2					
	2 HLW, 2 MCO						
	mil.BE lang	5,85					
	mil.BE kurz	5,2					
	alle sechs oben 2000			25	25	Alloy 22	
				50	100	Edelstahl 316	
	1 mil.BE lang	4,57	0,46	9,4			
	MCO	4,23	0,64			Edelstahl 304	
	2006	21 DWR-BE oder 12 DWR-BE oder 44 SWR-BE	5,85	1,88			
TAD (BE)			1,7	25	51 (Deckel 381) (Boden 89)	Edelstahl 316	
mil.BE lang		5,85	1,88	s.u.	s.u.	s.u.	
oben mil.BE			25	25	Alloy 22		
				51	51	Edelstahl 316	
5 HLW+1 mil.BE		3,68	2,03	s.u.	s.u.	s.u.	
2 HLW+2 MCO		5,29					
beide oben			25	25	Alloy 22		
			51	51	Edelstahl 316		

Tabelle 50: Behälterkonzepte für die horizontale Streckenlagerung in unverfüllten Strecken im YMP [333].

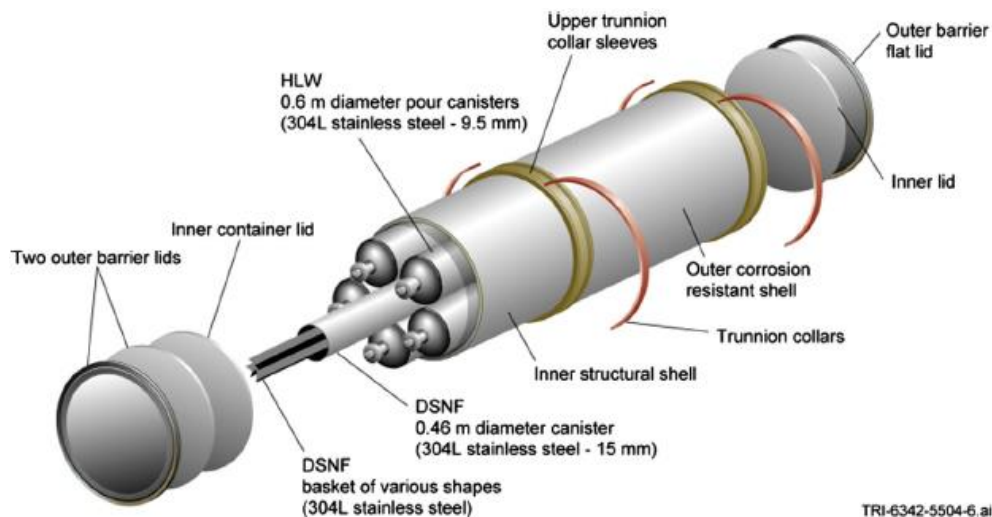


Abbildung 109: Behälter für HLW-Kokillen und Brennelemente aus Schiffs- und Forschungsreaktoren der Marine ab 1998 [333].

Das Endlagerkonzept von 1993 sah zwei Veränderungen vor, die maßgeblichen Einfluss auf die weitere Behälterentwicklung hatten: Die Verkleinerung des Durchmessers der Einlagerungsstrecken von 6,7 m auf 5,5 m ermöglichte den Vortrieb der Strecken mittels kommerziell verfügbarer Tunnelbohrmaschinen. Die durch das geringere Platzangebot wegfallende Möglichkeit, Maschinen für das Ausheben der Bohrlöcher einzusetzen führte zum Konzept der Behälterlagerung in den Strecken selbst. Eine Erhöhung der Wärmeleistungsdichte des Endlagers von 14 W/m^2 auf 28 W/m^2 mit dem Ziel, die Umgebung der Behälter für lange Zeiträume trocken zu halten, gestattete wiederum die Entwicklung hin zu größeren Behältern mit entsprechend großen Wärmeinventaren. Entsprechend der vorrangegangenen Zielsetzung einer Erhöhung der Auslegungslebensdauer wurde das Behältermaterial von Edelstahl in eine korrosionsresistente Nickellegierung (*Alloy 825*) verändert. Neben einem letzten Konzept für vertikale Bohrlochlagerung (für 4 DWR-BE oder 10 SWR-BE) wurde ein erster Behälter für die horizontale Lagerung in unverfüllten Strecken vorgestellt (siehe Abbildung 108). Mit einem Durchmesser von 1,75 m bei einer Länge von 4,9 m sollte dieser Behälter 21 DWR-BE oder 40...44 SWR-BE aufnehmen. Die Behälterwand bestand aus einer 9,5 mm starken Alloy-825-Korrosionsbarriere und einer 100 mm starken Außenhülle aus Stahl für mechanische Stabilität. Die Einlagerung von Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung sollte ebenfalls in diesem Behälter möglich sein [333].

Ein Mehrzweckbehälter (*Multi-Purpose Canister*, MPC) wurde im Behälterkonzept von 1995 entwickelt, um die Behälter (Wand aus 25 mm Edelstahl) bereits am Kraftwerksstandort verschließen zu können und – versehen mit einer entsprechenden Umverpackung – für Transport, Zwischenlagerung und Endlagerung nutzen zu können. Der Außenbehälter für die Endlagerung sollte aus 20 mm (BE) bzw. 50 mm (HLW) *Alloy 825* als innerer Korrosionsbarriere und 100 mm Stahl als äußerer Korrosionsbarriere bestehen. Die voranschreitende geologische Erkundung der Wirtsgesteinsformation und genauere Modelle führten im Machbarkeitsnachweis 1998 zu einer detaillierteren Ausarbeitung des Endlagerkonzeptes. Das Behälterkonzept wurde dementsprechend ebenfalls feiner ausgearbeitet. Anstelle des MPC aus 25 mm Edelstahl und der inneren

²² Sekundärdeckel

Korrosionsschutzschicht aus *Alloy 825* trat als Ergebnis durchgeführter Korrosionsversuche eine 20 mm starke innere Korrosionsschutzschicht aus der Nickellegierung *Alloy 22*. Mit dem Wegfall des MPC wurde die Konditionierung der Abfälle in die Endlagerbehälter wieder mit dem Öffnen der Zwischenlagerbehälter verknüpft. Die Belegung der HLW-Behälter wurde auch dergestalt angepasst, dass in ihnen Brennelemente aus dem militärischen Sektor mitentsorgt werden sollten (Abbildung 109), was im Gesamtkonzept durch die Streuung des Spaltstoffinventars und der HLW-Abfälle sowohl für die Kritikalitätssicherheit als auch für die Homogenität der Wärmeleistungsdichte im Endlagerbereich positiv ausfiel. Weitere Studien zur Korrosionsbeständigkeit der Behälter führte in der Standortempfehlung 2000 zum Ausschluss lokaler Korrosion mittels Errichtung von Titanschilden über den freistehenden Behältern. Diese pavillonähnlichen Strukturen verhindern das Tropfen von durch das Deckgebirge durchsickerndem Regenwasser auf die Behälter (siehe Abbildung 33 auf Seite 64). Bedenken über mögliche Wasseransammlungen im Deckgebirge führten zu einer maximalen Temperatur im zwischen den Einlagerungsstrecken liegenden Wirtsgestein von 96 °C und damit zu einer Begrenzung der anfänglichen Wärmeleistung der eingebrachten Behälter auf 11,8 kW. Aus Gründen der Korrosionsbeständigkeit des Gesamtbehälters wurden zudem die beiden Schichten der Behälterwand vertauscht; die Korrosionsschutzschicht aus 20 mm Alloy 22 wurde nach außen verlegt und die Stahlhülle dadurch geschützt und auf für die mechanische Festigkeit ausreichende 50 mm reduziert. Eine weitere innere Schicht Alloy 22 wurde hinzugefügt, um Spannungen in der Wand vorzubeugen. Der abschließende Sicherheitsnachweis für die Beantragung einer Lizenz 2006 definierte im YMP detailliert die beabsichtigten Bauten und Arbeiten sowie die prognostizierte Entwicklung des Endlagersystems, mit einer Einlagerungsphase von bis zu 50 Jahren [333]. Während dieser Zeitspanne ist eine Rückholbarkeit der Behälter nachzuweisen [114]. Zur Vereinfachung der Vorgänge und zur Standardisierung der Handhabungsschritte wurde hier, wie auch schon beim Konzept von 1995, ein Standardbehälter für zivile Brennelemente konzipiert, der mit entsprechenden Außenbehältern für Transport, Zwischenlagerung und Endlagerung der Abfälle verwendet werden sollte. Dieser *Transport-, Ageing and Disposal Canister* (TAD) bestand aus einer Edelstahlhülle mit Edelstahleinbauten und besaß bei einer Wandstärke von 25 mm eine Deckelstärke von 380 mm. Das Konzept wurde für vier verschiedenen umfangreiche Inventare entwickelt (siehe Tabelle 51).

Abmessungen der Endlagergebinde aus TAD und Endlager-Überbehälter [533]			
Inventar		Durchmesser [cm]	Höhe [cm]
DWR-BE	SWR-BE		
4	9	82	500
12	24	129	
21	44	160	
32	64	200	

Tabelle 51: Referenzabmessungen für die Endlagergebinde nach dem amerikanischen TAD-Behälterkonzept [533].

Nach den Auslegungsberechnungen hinsichtlich des „Wärmeabdruckes“ des Lagers (auf die Fläche des Endlagersystems bezogene Wärmeleistungsdichte) für das YMP war die Behältervariante mit einer Beladungskapazität für 21 DWR-BE oder 44 SWR-BE vorgesehen. Mit einer Behältermasse von bis zu 73,5 t (für Brennelemente der Marine) ist dieser Behälter der schwerste für das YMP konzipierte [333]. Mit dem Haushaltsmoratorium für das Yucca-Mountain-Projekt zwischen 2010 und 2017 wurden die Behälterkonzepte seitdem nicht mehr weiterentwickelt.

3.6.6.1.2 Standardisierte Multifunktionsbehälter (STAD)

Die große Bandbreite an vorhandenen Brennstoffen (≥ 250 BE-Typen [332]) und Zwischenlagerbehältern (≤ 51 Typen [610]) mit Kapazitäten für bis zu 37 DWR- oder 89-SWR-BE [531] führte zum Konzept einer Vereinfachung der Abfallströme und zur Standardisierung der am Endlager zu leistenden Konditionierungs-, Transport und Einlagerungsarbeiten durch die Einführung eines standardisierten Behältersystems. Um das Öffnen bereits beladener Behälter zu vermeiden, wurde ein System von zweckoptimierten Behälterumverpackungen eines Basisbehälters z.B. für den Transport oder die Einlagerung dieses Behälters in das Endlager erstellt (siehe Schemata in Abbildung 111). Kern dieses Systems ist der standardisierte Transport-, Zwischenlager- und Endlagerbehälter (*Standardized Transport, Ageing and Disposal Canister*, STAD). Eine Machbarkeitsstudie für verschiedene Auslegungsgrößen eines solchen Standardbehälters mit verschiedenen, teilweise wiederverwendbaren Umverpackungen für Transport, Zwischenlagerung und Endlagerung in drei Größenordnungen (siehe Abbildung 110): Klein (4 DWR-BE oder 9 SWR-BE), Mittel (12 DWR-BE oder 32 SWR-BE) und Groß (24 DWR-BE oder 68 SWR-BE) wurde durchgeführt [531]. Die Auslegungsbehälterlebensdauer des STAD allein betrug 150 Jahre, das zulässige Wärmeinventar wurde auf 8 kW für die Zwischenlagerung bzw. 6 kW für den Transport bemessen. Während die Machbarkeitsstudie aus wirtschaftlichen und logistischen Gründen die großen Behälter favorisierte, wurden seitens des DoE nur die kleinen und mittleren Behälter für weitere Studien in Betracht gezogen [611] und aus Gründen der Handhabbarkeit die kleinste und leichteste Linie weiterverfolgt [548]. Seitens der den größten Teil des bestrahlten Brennstoffes besitzenden Kernenergiebetreiber wurde in einer Sitzung des NWTRB 2016 nochmals betont, dass „hinsichtlich der notwendigen Zulassung großformatiger Behälter ‚der Punkt ohne Wiederkehr‘ überschritten sei und ein Lager entsprechend den vorhandenen Behältergrößen ausulegen sei“ [612].

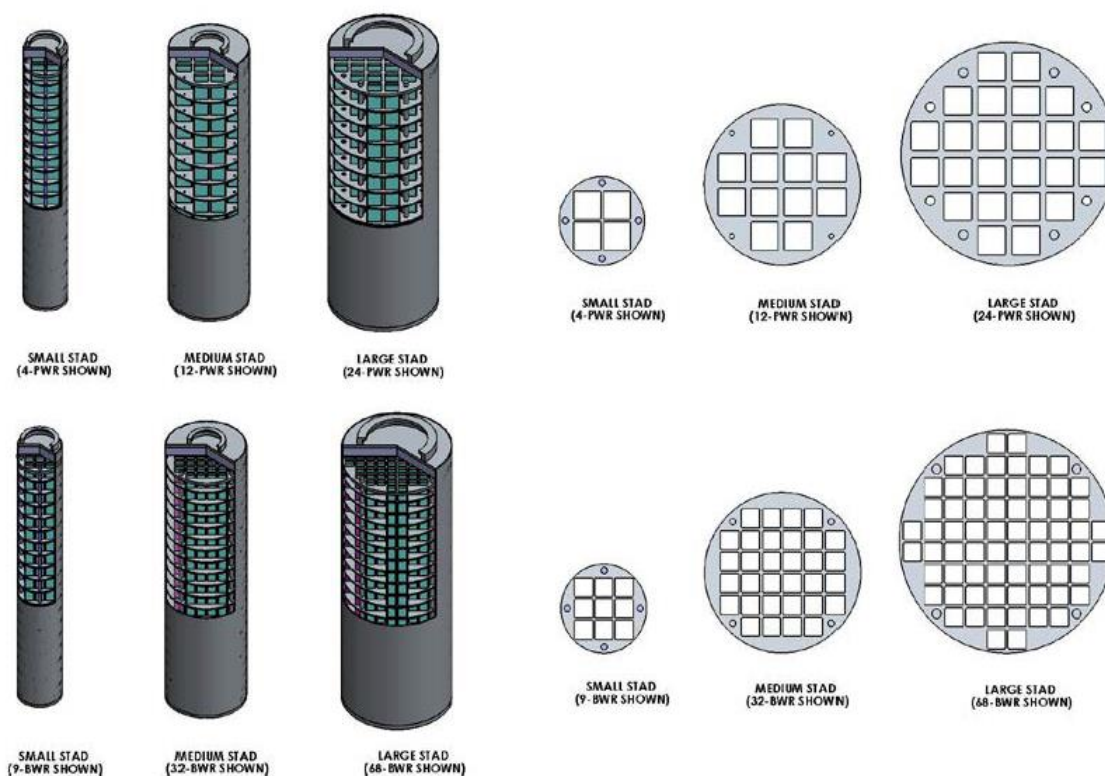


Abbildung 110: STAD-Konzepte für verschiedene Belegungen an DWR- und SWR-Brennelementen [531]

Da noch keine definitive Entscheidung über die Nutzung des STAD-Konzeptes vorliegt, werden die Konzepte schwerpunktmäßig für die Zwischenlagerung optimiert, was zu großen Behältergrößen und -inventaren führt [613]. Gleichzeitig sind auch die Lizenzierungs- und Entwicklungsarbeiten für eine Nutzung als Endlagerbehältersystem noch nicht abgeschlossen. Das parallel entwickelte Konzept für standardisierte Transport-, Zwischenlager- und Endlagerumverpackungen für bestehende Behälter (*Multi-Canister Overpack*, MCO [614]) sowie ein Standardbehälter für Brennelemente aus Antriebsreaktoren der Marine haben noch immer einen teilweise beträchtlichen Bedarf an ausstehenden FuE-Arbeiten (siehe Tabelle 52).

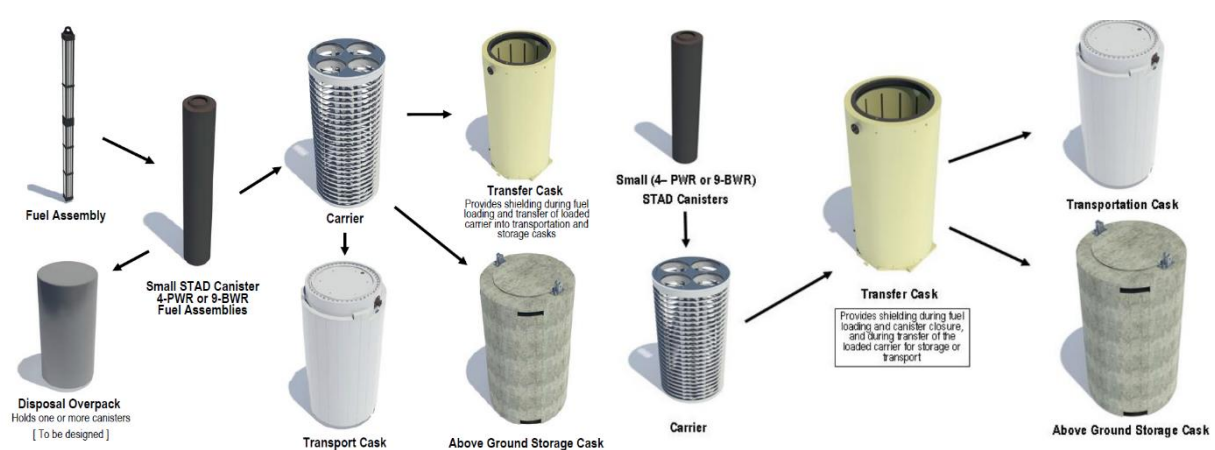


Abbildung 111: Das anfängliche STAD-Konzept sah den Standardbehälter als Kernstück vor, der entweder, mit anderen STAD in einem Tragekorb - in Transport-, Transfer- oder Zwischenlagerumverpackungen oder in einem Endlagerbehälter verpackt werden konnte (l.) [531]. Spätere Studien konzentrierten sich auf Transport und Zwischenlagerung (r.) [548].

FuE-Bedarf	MOC	DoE STAD	Marine-Behälter
Behälterdesign			
NRC-Zulassung für Nachweis der Moderatorfreiheit			
Vollständiges Mehrzweck-Behälterdesign			
Kritikalitätsanalyse			
Transportfähigkeit außerhalb der Standorte			
Nutzungsmöglichkeit existierender, NRC-zertifizierter Bahntransportbehälter			
Vollständiges Behälterverpackungsdesign mit Bahntransportbehälter			
NRC-Zulassung für Bahntransport mit Mehrzweckbehälter			
Sicherheitsstudie unter Endlagerbedingungen			

Tabelle 52: FuE-Bedarf für amerikanische Standardbehälterkonzepte [332]. Grün – FuE-Bedarf erfüllt; rot – FuE-Bedarf offen.

3.6.6.2 Britische Endlagerbehälter

Das britische Endlagerprogramm befindet sich auf einer abstrakt-generischen Stufe. Da es weder eine Entscheidung zum Wirtsgestein noch zum Standort gibt, wurden in einem ersten Schritt international fortgeschrittene Endlagerprogramme gesichtet und bewertet. Am Ende wurden für drei generische Wirtsgesteine entsprechende Referenzprogramme ausgewählt, an denen sich die britischen Sicherheitsstudien orientieren – für hartes Gestein (Kristallin oder harte Sedimente) das schwedisch-finnische KBS-3-System (siehe Abschnitt 3.6.2.2.2), für weiches Gestein (Sediment) das schweizerische Endlagerprogramm im Opalinuston (siehe Abschnitt 3.6.3.3) und für Evaporite (Salz, Gips) das deutsche Konzept für Steinsalz (siehe Abschnitt 3.6.4.2). Ausgehend von einer neu zu beginnenden Standortsuche und den sich daraus ergebenden Informationen zur Standortgeologie sollen diese Referenzfälle mit wachsendem lokalen Wissensstand weiter detailliert ausgearbeitet und verfeinert werden, um als Grundlage weiterer Sicherheitsnachweise zu dienen [172].

Die erarbeiteten generischen Anforderungen für Endlagerbehälter sollen einerseits die Entsorgungsfähigkeit zu entwickelnder Behälterkonzepte nachweisbar machen und so die Entsorgungsgesellschaft wie auch die Abfallproduzenten mit einem sicheren Rahmen für die Beurteilung von Abfallströmen und die technischen Lösungen auf dem Weg zur Endlagerung ausstatten. Andererseits soll über die Erfüllung dieser Anforderung die jeweils optimale Lösung für die Endlagerung bestimmter Abfallströme identifiziert werden können. Auch sollen technische Probleme bereits vor dem Beginn der Konditionierung erkannt werden und gelöst werden können. Aus den generischen Anforderungen an Abfallbehälter können auch generische Anforderungen für spezifische Abfallformen und schließlich Abfallgebindingespezifikationen für spezifische Behälterdesigns abgeleitet und entwickelt werden. Grundanforderung an das Abfallgebindinge sind [174]:

- Passive Sicherheit, die einen sicheren Betrieb mit einem Minimum an aktiven Sicherheitssystemen, Beobachtungsmaßnahmen oder eine menschliche Intervention ermöglicht.
- Sichere Handhabbarkeit während der Zwischenlagerung, dem Transport und der Einlagerung im Endlager. Hierzu gehört auch ihre Kompatibilität mit den Einlagerungs- und Handhabungseinrichtungen, d.h. eine Einhaltung maximaler Massen oder Dimensionen.
- „Entsorgbarkeit“, also die Gewährleistung einer Einlagerung im Endlager in Übereinstimmung mit den relevanten Regularien und Sicherheitsnachweisen für den sicheren Betrieb des Endlagers.

Als zweite Barriere (nach der eigentlichen Abfallform) eines Multibarrierensystems müssen die Behälter allein oder im Zusammenspiel mit der Abfallform entsprechende Sicherheitsfunktionen erfüllen [174]:

- Während des Transportes und der Betriebsphase des Endlagers:
 - Der sichere Einschluss der Radionuklide unter normalen und unter Unfallbedingungen.
 - Die Begrenzung der freigesetzten Strahlendosis, denen Arbeiter und Öffentlichkeit ausgesetzt werden.
 - Den Ausschluss von Kritikalität.
 - Die Möglichkeit einer sicheren Handhabung
 - Mechanische Stabilität gegenüber inneren und äußeren Lasten.
- Nach dem Verschluss des Endlagers:
 - Der sichere Einschluss der Radionuklide

- Ein positiver Beitrag zur Gesamtwirkung des technischen und geotechnischen Barrierensystems
- Der Ausschluss von Kritikalität auch nach dem Verschluss des Endlagers
- Der mechanischen Stabilität gegenüber inneren und äußeren Lasten.

Aus diesen Sicherheitsfunktionen werden Verpackungskriterien abgeleitet [174]:

Äußere Abmessungen	Handhabungshilfen	Identifikation
Stapelbarkeit	Dauerhaftigkeit der Behälterintegrität	Eigenschaften der Abfallform
Gesamtmasse	Oberflächenkontamination	Aktivitätsinventar
Gaserzeugung	äußere Dosisleistung	Wärmeleistung
Kritikalitätssicherheit		Unfallverhalten

Tabelle 53: Verpackungskriterien zur Erfüllung der generischen Sicherheitsfunktionen von Behältern für hochradioaktive Abfälle [174]

Von diesen Kriterien abgedeckte Abfallformen sind hochradioaktive und Wärme entwickelnde Abfälle, also primär AWA-Kokillen (siehe Abbildung 79) aus der Wiederaufarbeitung, aber auch noch vorhandene Restbestände ausgedienter Brennelemente (zivile Brennstoffe der AGR-Reaktoren und des DWR-Blocks in Sizewell B) sowie Plutonium, hochangereichertes Uran und MOX-Brennstoffe. Sie sind aber auch anwendbar auf technische Abfälle aus dem Betrieb und Rückbau von Kernkraftwerken, auf andere Brennstoffe, etwa aus Magnox-Reaktoren (siehe Abschnitt 3.2.4) oder den britischen Nuklear-U-Booten, und auch für sämtliche andere Wärme entwickelnde und/oder Spaltstoffe enthaltende Abfälle.

Abweichend von den Angaben in [100] werden die Abmessungen für eine verglaste hochradioaktive Abfälle enthaltende Kokille aus der WAA Sellafield mit 1.347 mm (Höhe) x 433 mm (Durchmesser) angegeben. Die Edelstahlkokille hat eine Stärke von 5 mm und die befüllte Gesamtmasse liegt bei bis zu 550 kg. Eine Referenzkokille hat ein Aktivitätsinventar von ca. 1 PBq, enthält etwa 1 kg_{SM} und ca. 10 g Spaltstoffe. Berechnet von 2016 hat eine Kokille aus Magnox-Brennstoff im Jahre 2075 eine Wärmeleistung von 200 bis 215 W, eine „gemischte“ Kokille etwa 280 bis 320 W [174].

Ausgehend von den Referenzprogrammen für das generische Sicherheitskonzept eines britischen Endlagers in verschiedenen Wirtsgesteinen ist die Umgebung der Endlagerbehälter durch die Adaptation bestehender Programme gegeben [174]:

- In hartem Gestein werden die Abfallgebinde in mit kompaktiertem Bentonit ausgekleideten vertikalen Bohrlöchern im Boden horizontaler Einlagerungsstrecken versenkt.
- In weichem Gestein werden die Abfallgebinde in horizontalen Strecken gelagert, die dann mit Bentonitgranulat verfüllt werden.
- In Evaporiten wird das Abfallgebinde horizontal in einer mit Salzgrus verfüllten Strecke gelagert.

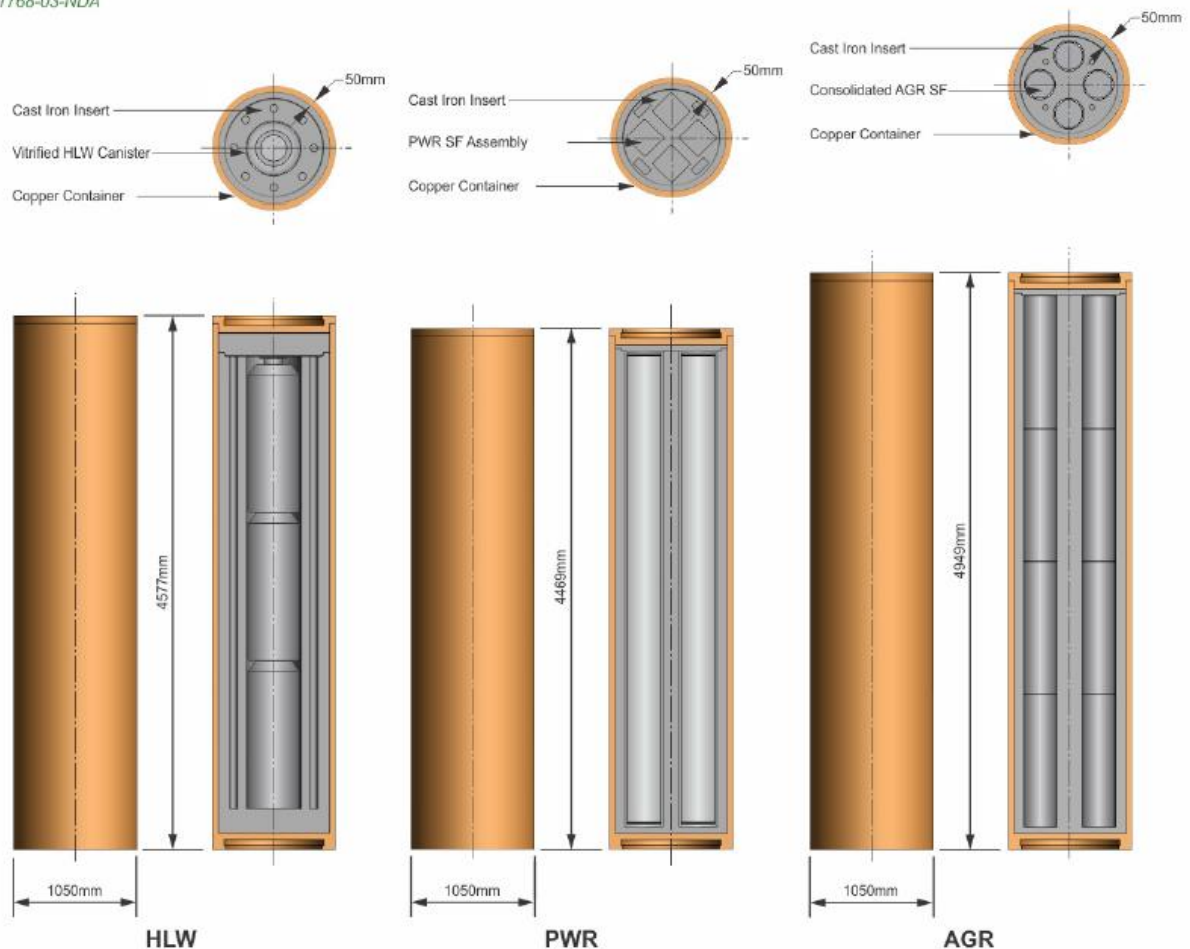


Abbildung 112: Britisches Behälterkonzept analog dem KBS-3-Konzept für die Lagerung von (v.l.n.r.) HLW-Kokillen, DWR-BE oder AGR-BE in harten Gesteinen [174].

Die Anforderungen an Behälter ergeben sich dann aus der Umgebung des Behälters im Endlager, aus den physikalischen, chemischen und radiologischen Eigenschaften des eingelagerten Abfalls und aus dessen Konditionierung. Für eine bessere Handhabbarkeit und eventuelle Rückholbarkeit der Abfälle, und um die Anzahl der Abfallgebinde zu reduzieren, hat die Entsorgungsgesellschaft RWM die Behälter standardisiert. Aus den verschiedenen Umgebungen der Behälter in den generischen Endlagersystemen ergaben sich zwei Behältervarianten: Ein Kupferbehälter mit gusseisernem Innenbehälter (analog KBS-3) für die Endlagerung in hartem Gestein (Variante 1, siehe Abbildung 112) und ein Stahlbehälter (basierend auf dem schweizerischen Nagra-Design für weiche Gesteine und Evaporite (Variante 2, siehe Abbildung 113). Sämtliche Behälter haben einen Durchmesser von 1,05 m und sind jeweils in drei Ausführungen für jeweils 3 Kokillen, 16 AGR-Brennelemente oder 4 DWR-Brennelemente ausgelegt. Die Behälterlängen rangieren, je nach Variante und Inventar, zwischen 4.428 mm (Variante 2 – Stahl; HLW) und 5.070 mm (Variante 2 – Stahl; AGR-BE). Um einen sicheren Transport der Behälter zu gewährleisten wurde ein Endlagerbehälter-Transportbehälter (DCTC) konzipiert (siehe Abbildung 114) [174].

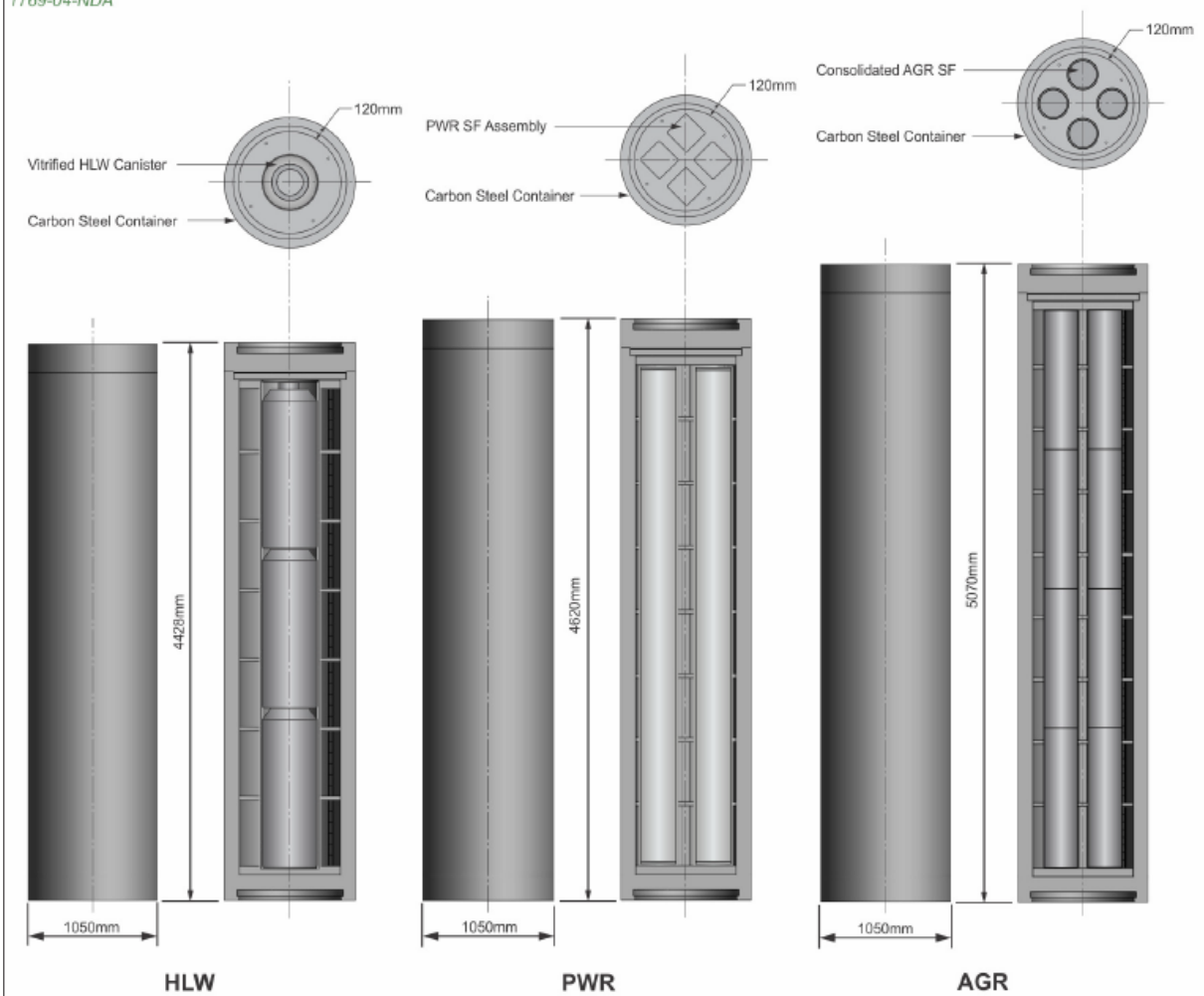
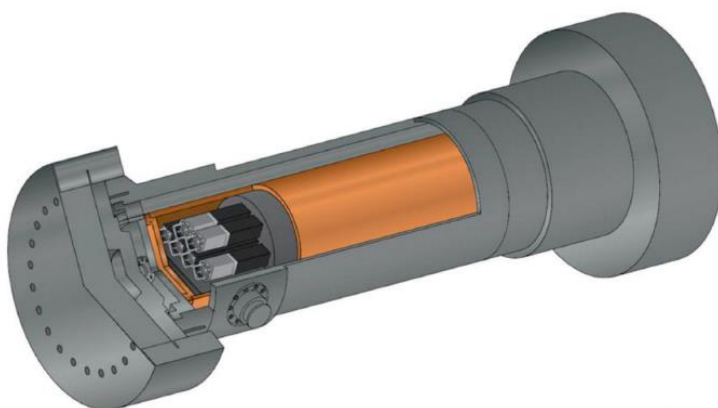


Abbildung 113: Britisches Behälterkonzept (analog dem Behälterkonzept der Nagra) für die Endlagerung von (v.l.n.r.) HLW-Kokillen, DWR-BE oder AGR-BE in weichem (Sediment-)Gestein oder Evaporiten [174].



3020-01-NDA

Abbildung 114: Ein Endlagerbehälter-Transportbehälter für das britische Behälterkonzept [174].

Die aus den Verpackungskriterien (siehe auch Tabelle 53) abgeleiteten Behälteranforderungen lassen sich folgendermaßen zusammenfassen [174]:

- ❖ Behälteranforderungen zur Erfüllung der Anforderungen an Abfallgebinde
 - Mechanische Festigkeit
 - Gegen Druckaufbau durch innere Gaserzeugung
 - Gegen Stöße
 - Gegen sämtliche während der Langzeitsicherheitsbetrachtung möglichen Lasten
 - Abschirmung der Strahlung zur Minimierung der Dosisleistung und zur Einhaltung der Grenzwerte
 - thermische Eigenschaften zum Widerstehen eines Unfalls mit Brandentwicklung sowie anderer thermischer Anforderungen
 - Widerstandsfähigkeit gegen Materialdegradation zur Gewährleistung eines sicheren Einschlusses
 - Bis zum Zerfall kurzlebiger Nuklide (einige hundert Jahre)
 - Reduktion der Aktivität von Nukliden mittlerer Halbwertszeit (einige zehntausend Jahre)
 - Unterkritikalität während der gesamten Betriebsphase
 - Verhinderung einer Akkumulation von Spaltstoffen aus mehr als einem Abfallgebinde während der Nachverschlusszeit
- ❖ Äußere Dimensionen sollen Transportfähigkeit ermöglichen
 - Maximale Breite aus der Transportinfrastruktur
 - Das Abfallgebinde sollte zylindrisch sein und einen Durchmesser von 1,05 m bei einer Länge von 5,20 m nicht überschreiten.
- ❖ Handhabungshilfe
 - Sichere Handhabbarkeit während des Transportes und im Endlager müssen gewährleistet sein.
 - Am Abfallgebinde angebrachte Handhabungshilfen müssen ein Anheben einer der zweifachen Gesamtmasse äquivalenten Last erlauben, ohne dadurch irgendeine Anforderung zu verletzen.
 - Das Design des Abfallgebundes soll ferngesteuerte Handhabungsabläufe ermöglichen.
- ❖ Stapelbarkeit
 - Falls bei Transport oder Endlagerkonzept erforderlich, muss das Abfallgebinde sicher gestapelt werden können.
- ❖ Identifikation
 - Das Abfallgebinde soll bis zum Ende der Betriebsphase eindeutig identifizierbar sein.
 - Das Abfallgebinde soll an mehreren definierten Punkten mit einem einmaligen alphanumerischen Identifikator versehen werden.
- ❖ Dauerhaftigkeit der Integrität
 - Das Abfallgebinder soll mithilfe seiner Handhabungshilfe bis zum Ende der Betriebsphase des Endlagers eine sichere Handhabung gewährleisten.
 - Der sichere Einschluss soll so lang gewährleistet sein, wie es der Sicherheitsnachweis des Endlagers verlangt.
 - Der Behälter soll während der gesamten für sein Inventar definierten thermischen Phase den sicheren Einschluss gewährleisten.

- ❖ **Generelle Anforderungen an die Abfallform**
 - Die Eigenschaften der Abfallform sollen im Zusammenspiel mit dem Behälter sämtliche Anforderungen an das Abfallgebinde erfüllen.
 - Die Eigenschaften der Abfallform sollen den im Sicherheitsnachweis des Endlagers definierten Anforderungen an den sicheren Einschluss im Rahmen des Endlagerkonzeptes genügen.
 - Die physikalischen, chemischen, biologischen und radiologischen Eigenschaften der Abfallform sollen
 - Einen angemessenen Beitrag zum Gesamtverhalten des Abfallgebundes leisten.
 - Keinen nachteiligen Einfluss auf das Verhalten des Behälters haben.
 - Die Abfallform soll eine stabile, möglichst unlösliche Matrix bilden, um die Lösung des größten Teils der Radionuklide im Grundwasser zu begrenzen.
 - Die Evolution der Abfallform darf keine nachteiligen Effekte auf die für einen sicheren Transport und Betrieb des Endlagers relevanten Eigenschaften des Abfallgebundes oder auf die im Umweltverträglichkeitsnachweis definierten Sicherheitsfunktionen in der Nachverschlussphase haben.
- ❖ **Aktivitätsinventar**
 - Das Aktivitätsinventar wird durch andere Behälteranforderungen begrenzt, namentlich:
 - Die äußere Dosisleistung
 - Die Wärmeleistung
 - Die Kritikalitätssicherheit
 - Das Verhalten in Unfallsituationen
- ❖ **Gesamtmasse**
 - Die Gesamtmasse sollte eine sichere Handhabung des Abfallgebundes während des Transportes und während des Endlagerbetriebes erlauben und der Anforderung der Stapelbarkeit genügen.
 - Die Gesamtmasse eines Transportgebundes sollte 65 t nicht überschreiten.
- ❖ **Äußere Dosisleistung**
 - Die externe Dosisleistung eines Abfallgebundes soll die sichere Handhabung des Abfallgebundes während des Transportes und im Endlagerbetrieb gewährleisten und die Grenzwerte für Transporte nicht überschreiten.
 - Die externe Dosisleistung sollte mit der Dosisleistung eines Transportgebundes unter normalen Transportbedingungen kompatibel sein und 10 mSv/h auf der äußeren Oberfläche oder 0,1 mSv/h in 2 m Entfernung von jeglicher äußeren Oberfläche nicht überschreiten.
- ❖ **Wärmeleistung**
 - Die Wärmeleistung des Abfallgebundes soll begrenzt werden, um:
 - Keinen nachteiligen Einfluss auf die Eigenschaften der Abfallform, das Verhalten des Abfallgebundes oder die Transport- und/oder Einlagerungssysteme als Ganzes haben.
 - Die Grenzwerte für die Oberflächentemperatur von Transportgebünden nicht überschreiten.
 - Die freigesetzte Wärme darf nicht in einem Temperaturanstieg einer Komponente des geotechnischen oder technischen Barrierensystems resultieren, der die für diese Komponente definierten Maximaltemperatur überschreitet.

❖ Oberflächenkontamination

- Die abwischbare Oberflächenkontamination auf den Abfallgebinden soll so niedrig wie praktisch realisierbar sein und den Grenzwerten für Transportgebinden genügen.
- Die über eine Fläche von 300 cm² gemittelte abwischbare Oberflächenkontamination sollte an keiner Stelle der Oberfläche
 - 4,0 Bq/cm² für β -, γ - und maximal schwach toxische α -Emitter und
 - 0,4 Bq/cm² für alle weiteren α -Emitter überschreiten.

❖ Gaserzeugung

- Die Erzeugung von radioaktiven und toxischen Gasen soll den Anforderungen für sicheren Transport und für einen sicheren Endlagerbetrieb genügen.
- Freisetzen gasförmiger radioaktiver Stoffe aus dem Abfallgebinde sollen den dem Sicherheitsnachweis für den Transport und für ein Endlager zugrundeliegenden Annahmen genügen.
- Druckaufbau durch Gasbildung im Inneren des Abfallgebundes darf die Langzeitintegrität des Behälters nicht beeinträchtigen.

❖ Kritikalitätssicherheit

- Das Inventar an spaltbarem Material, Neutronenmoderatoren und Reflektoren in Abfallgebinden soll begrenzt werden, um:
 - Kritikalität während des Transportes zu verhindern
 - Das Risiko der Kritikalität während der Betriebsphase des Endlagers in einem tolerablen Bereich so niedrig wie praktisch möglich zu halten und
 - In der Nachverschlussphase sowohl die Wahrscheinlichkeit als auch die Konsequenzen einer kritischen Anordnung niedrig zu halten.
- Die Mengen an spaltbarem Material, Neutronenmoderatoren und Reflektoren in den Abfallgebinden sollen dergestalt begrenzt werden, dass die Transportgebinde den Kritikalitätssicherheitsanforderungen der IAEA genügen.

❖ Verhalten in Unfallsituationen

- In allen glaubhaften Unfallszenarien soll die Freisetzung von Radionukliden und anderen Gefahrstoffen möglichst niedrig und vorhersehbar sein.
- Das Abfallgebinde sollte im Rahmen aller glaubwürdig denkbaren Unfallszenarien ein progressives Freisetzungsverhalten zeigen.
- Die Widerstandsfähigkeit gegenüber Stößen und Feuer soll mit den Sicherheitsnachweisen für Transport und Endlagerung zugrundeliegenden Annahmen entsprechen.
- Das Unfallverhalten der Abfallgebinde soll gewährleisten, dass im Falle jedweder glaubwürdiger Unfallszenarien in der Betriebsphase des Endlagers die resultierenden Dosisleistungswerte in der Anlage und außerhalb der Anlage so niedrig wie vernünftig annehmbar sind und den grundlegenden Sicherheitsgrenzwerten genügen.

❖ Anforderungen an Herstellung und Lagerung von Abfallgebinden:

- Adäquate Kontrollen sollen etabliert und durchgeführt werden, um zu gewährleisten, dass hergestellte Abfallgebinde eine den Anforderungen entsprechende Eigenschaften und Qualität haben.
- Adäquate Kontrollen sollen über den gesamten Zwischenlagerzeitraum durchgeführt werden, um zu gewährleisten, dass die Abfallgebinde die erforderlichen Eigenschaften über die gesamte Zeitdauer dieser Lagerung erhalten.

- ❖ Qualitätsmanagement:
 - Adäquate Verwaltungs- und Managementstrukturen sollen geschaffen und in allen Aspekten der Abfallkonditionierung angewendet werden, die die Produktqualität beeinflussen. Diese Strukturen müssen vor Beginn der sie betreffenden Tätigkeiten mit RWM vereinbart werden.
- ❖ Dokumentation von Daten und Informationen über die Abfallgebinde
 - Über jedes Abfallgebinde sollen Informationen zu allen relevanten Details seiner Herstellung und Zwischenlagerung gesammelt werden. Diese Informationen müssen ausreichen, die Charakteristika und das Verhalten des Abfallgebundes gegen alle Anforderungen in allen Phasen seines Langzeitverhaltens zu erfassen.
 - Über die Mengen aller für den sicheren Transport und die Endlagerung relevanten Radionuklide sollen Informationen gesammelt werden.
- ❖ Anforderungen für Abfallgebinde mit Nuklearmaterial
 - Die Verwaltung von Nuklearmaterialien enthaltenden Abfallgebinden sollen internationalen Sicherheits- und Aufsichtspflichten sowie den Sicherheitsanforderungen für den Transport und die Endlagerung genügen.
 - Der Status der Sicherheits- und Aufsichtspflichten für jedes im Abfallgebinde enthaltene Nuklearmaterial soll erfasst und dokumentiert werden.
 - Die im Abfallgebinde enthaltenen Mengen an Nuklearmaterial sollen derart begrenzt werden, dass das Abfallgebinde entsprechend Transportstandards transportiert werden kann, die nicht höher sind als die für das Transportsystem definierten.

4 Zusammenfassung

Im Rahmen des Arbeitspaketes 1 des Vorhabens „KoBrA“ wurde eine umfassende Literaturrecherche zu nationalen und internationalen Endlagerprogrammen, Anforderungskatalogen und Behälterkonzepten für die Endlagerung von bestrahlten Brennelementen und hochradioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung durchgeführt. Aus den recherchierten Dokumenten wurden die wesentlichen Informationen entnommen, die für eine Charakterisierung ausgewählter Behälterkonzepte und deren Auslegungsrandbedingungen relevant sind und die den nationalen und internationalen Stand der Behälterforschung für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle widerspiegeln.

4.1 Ergebnisse der Literaturrecherche

Für die Literaturrecherche wurden Informationen aus einer breiten Quellenbasis systematisch gesucht und in einem doppelten top-down-Ansatz in eine Dokumentensammlung eingebracht, die als Datenbank für die weiteren Arbeiten zur Verfügung steht. Diese Dokumentensammlung hat einen Umfang von ca. 7.300 Dokumenten und Veröffentlichungen aus mehr als 50 Ländern (siehe Abbildung 115). Der doppelte top-down-Ansatz bezieht sich einerseits auf die systematische Kategorisierung der gefundenen Dokumente hinsichtlich der Relevanz der enthaltenen Informationen für die Konzeptionierung und Entwicklung von Endlagerbehältern für hochradioaktive Abfälle. Basierend auf den Schutzziele der Endlagerbehälter und den daraus abgeleiteten Sicherheitsfunktionen wurde ein mehrstufiges Kategoriensystem erstellt (Kapitel 1.3), in das die recherchierten Dokumente einsortiert wurden. Dieses nach Relevanz für die Behälterforschung abgestufte und thematisch geordnete Kategoriensystem ermöglicht eine systematische Erfassung der aufgefundenen Informationen.

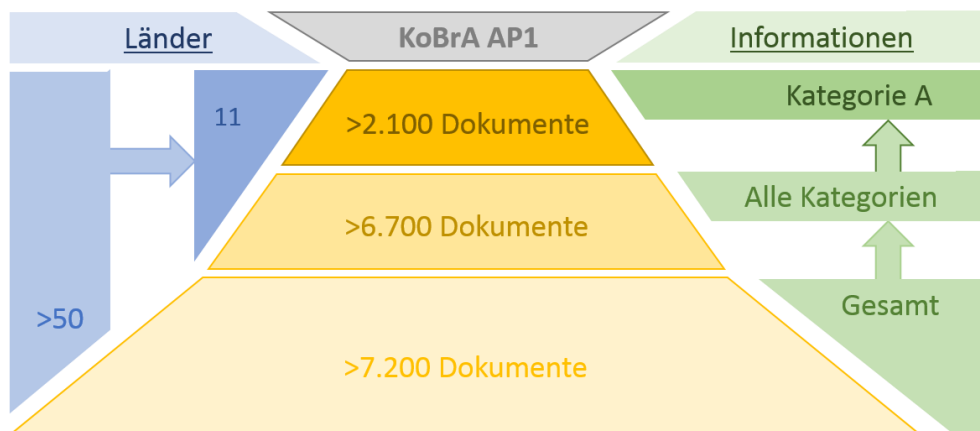


Abbildung 115: Schematische Darstellung der Dokumentensammlung mit dem doppelten top-down-Ansatz (Länder links, Kategorien rechts) der Literaturrecherche im AP1.

Andererseits wurden die Dokumente nach ihrer Zugehörigkeit zu nationalen Entsorgungsprogrammen und den darin betrachteten Wirtsgesteinen sortiert, ausgehend von 62 Ländern mit vormaliger, aktueller oder geplanter friedlicher Nutzung der Kernenergie (Kapitel 2.1). Diese Quellenbasis wurde zunächst auf 45 Länder eingeeengt, die ein Entsorgungsprogramm durchführen oder planen. Zu 35 dieser Länder lagen ausreichend Informationen vor, um die Endlagerprogramme eingehender zu betrachten. Hierfür wurden Länderübersichten erstellt (Kapitel 2.4), die für jedes Land den aktuellen Stand der Kernenergienutzung, der Endlagerprogramme für hochradioaktive Abfälle, der Erforschung potenzieller Wirtsgesteine und angedachte bzw. bereits entwickelte Behälterkonzepte zusammenfassen.

In einem weiteren Schritt wurden von diesen 35 Ländern 11 Länder mit fortgeschrittenen Endlager- und Behälterprogrammen identifiziert, für die Behälteranforderungen und -konzepte bereits detailliert beschrieben worden sind (Kapitel 3.6). Die Bandbreite dieser Behälterkonzepte deckt sowohl die in Deutschland zu erwartenden Abfallformen ab als auch die drei potenziellen Wirtsgesteine Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein.

Neben dem Stand der Endlagerprogramme wurden dabei auch die endzulagernden Abfallformen in die Betrachtungen miteinbezogen. Eine Zusammenstellung der in Deutschland erwartbaren Inventare an Brennelementen und Abfällen aus der Wiederaufarbeitung sowie an Sonderbrennelementen aus den Versuchs-, Prototyp und Forschungsreaktoren (Kapitel 2.3) wurde dem Bestand internationaler Inventare (Tabelle 13 und Tabelle 14) gegenübergestellt und führt im Ergebnis zu dem Schluss, dass ein großer Teil der international endzulagernden Inventare mit den in Deutschland bis 2022 produzierten hochradioaktiven Abfällen vergleichbar sind (Kapitel 3.2).

4.2 Vergleich der Endlagerprogramme

Der Vergleich der im Arbeitspaket 1 betrachteten Endlagerprogramme (Kapitel 3.3) zeigt, dass die Behälterentwicklung in aller Regel parallel zur Auswahl einer geeigneten Wirtsgesteinsformation im Rahmen der Standortauswahl erfolgt. Von Designstudien und generischen Behälterkonzepten für generische Wirtsgesteine hin zu für spezifische Standortbedingungen entwickelten, geprüften, gefertigten und erprobten Behältern gehen Standort- und Behälterentwicklung Hand in Hand. Wesentliche Ausnahmen (Großbritannien, Kanada, Litauen, die Slowakei und Ungarn) gehen darauf zurück, dass hier entweder ein bereits entwickelter Behältertyp auf ähnliche Wirtsgesteinsformationen übertragen wird (Kanada), oder aufgrund ähnlicher Eigenschaften der betrachteten Wirtsgesteine bereits in anderen Endlagerprogrammen entwickelte Behälterkonzepte übernommen bzw. adaptiert werden. So ist das slowakische Behälterkonzept direkt dem der benachbarten Tschechischen Republik nachempfunden (Kapitel 3.6.2.5) und in Großbritannien werden für generische Kristallin-, Ton- oder Salzformationen jeweils dem schwedisch-finnischen KBS-3-Behälter (Kapitel 3.6.2.2.2) oder dem schweizerischen Nagra-Referenzkonzept (Kapitel 3.6.3.3) nachempfundene Behälterkonzepte zugrunde gelegt (Kapitel 3.6.6.2).

Die zum Standortauswahlverfahren parallele Entwicklung von Behälterkonzepten ist dabei stets als integraler Bestandteil des Endlagerprogrammes zu sehen: Während die fortlaufende Untersuchung potenzieller Wirtsgesteine und geeigneter Gesteinsformationen und darauf basierender Endlagerkonzepte zur Entwicklung anforderungsgerechter Behälterkonzepte notwendig ist, müssen wiederum die fertig entwickelten, erprobten und geprüften Behälter zum Zeitpunkt der Inbetriebnahme des Endlagers bereitstehen. Zu den bislang veranschlagten bzw. realisierten Zeiträumen enthält Kapitel 3.3.1, insbesondere Tabelle 16, eine Übersicht. Wenn man davon ausgeht, dass mit der Entscheidung über den Standort und das Endlagerkonzept auch das Behälterdesign endgültig festgelegt wird, so steht der Zeitraum für die Genehmigung und Errichtung des Endlagers - hierfür sind nach bisherigen Erfahrungen in der Regel mindestens 20 Jahre zu veranschlagen – auch der endgültigen Behälterauslegung, -fertigung und –erprobung zur Verfügung.

4.3 Behälteranforderungen

Aufgrund der aus den verschiedenen Wirtsgesteinsformationen resultierenden unterschiedlichen Randbedingungen und Einwirkungen auf die Behälter ergeben sich jeweils spezifische Auslegungsanforderungen an die Endlagerbehälter. Diese wurden im Rahmen der Auswertung der 11 fortgeschrittenen Endlagerprogramme identifiziert und zusammengetragen (siehe hierzu: Schweden und Finnland (Kapitel 3.6.2.2.2), Kanada (Kapitel 3.6.2.3), die

Republik Korea (Kapitel 3.6.2.4) und die Tschechische Republik (Kapitel 3.6.2.5) in Kristallingesteinen, Belgien (Kapitel 3.6.3.1), Frankreich (Kapitel 3.6.3.2) und die Schweiz (Kapitel 3.6.3.3) in Tonsteinformationen, Deutschland (Kapitel 3.6.4) primär in Steinsalzformationen mit Forschungsaktivitäten in Kristallin- und Tongesteinen, die Vereinigten Staaten von Amerika (Kapitel 3.6.6.1) in vulkanischem Tuff (Yucca-Mountain-Projekt) sowie Großbritannien (Kapitel 3.6.6.2) in generischen Kristallingestein-, Tonstein- oder Salzformationen). Während Anforderungen z. B. an Transportfähigkeit, an Fertigungstechniken oder an Schweißnähte je nach Verfügbarkeit für die einzelnen betrachteten Behälterkonzepte aufgeführt wurden, sind im Kapitel 3.5 grundlegende Behälteranforderungen für diese Behälterkonzepte zentral zusammengefasst worden: Kritikalitätsausschluss (Kapitel 3.5.1), Mechanische Stabilität (Kapitel 3.5.2, Tabelle 20), Chemische Stabilität (Korrosionsresistenz) im Sinne der Behälterlebensdauer (Kapitel 3.5.3, Tabelle 21), sowie die Begrenzung von Temperatur (Kapitel 3.5.4, Tabelle 22) und Dosisleistung (Kapitel 3.5.5, Tabelle 23) an der Behälter- bzw. Gebindeoberfläche zum Schutze der Barrieren und zum Schutze des eingesetzten Personals (Kapitel 3.5.6). Für die drei potenziellen Wirtsgesteine in Deutschland ergibt sich folgendes Bild:

4.3.1 Wirtsgestein Kristallin

Allgemein werden in kristallinen Wirtsgesteinen isotrope Drücke von ca. 40 bis 45 MPa in einer üblichen Endlagerteufe von 400 bis 600 m angenommen. Dabei setzt sich dieser Druck aus dem Gesteinsdruck sowie dem hydrostatischen Druck mit Druckaufschlägen zur Abdeckung einer anzunehmenden zukünftigen Vergletscherung des Standortes und dem Schwelldruck eines um den Behälter eingesetzten Bentonit-*buffers* zusammen. Aufgrund der Wasserdurchlässigkeit kristalliner Gesteine und der damit verbundenen Relevanz der Behälter als technische Barriere ist die Lebensdauer der Behälter hier sehr hoch angesetzt. In den schwedisch-finnischen und kanadischen Behälterkonzepten entspricht die Mindeststandzeit der Behälter dem Nachweiszeitraum für den Sicherheitsnachweis des Endlagersystems. In der Republik Korea und in der Tschechischen Republik sind diese Standzeiten auf 1.000 Jahre bzw. 10.000 Jahre festgelegt worden. In vormaligen französischen Betrachtungen wurde die Behälterlebensdauer aufgrund des unterschiedlichen Freisetzungsverhaltens auf 1.000 Jahre für verglaste Spaltproduktlösungen aus der Wiederaufarbeitung bzw. auf 100.000 Jahre für Brennelemente angesetzt. Die Temperatur an der Gebinde- bzw. Behälteroberfläche wird zum Schutz des eingesetzten Bentonit-*buffers* allgemein auf 100 °C oder weniger begrenzt. Zum Schutz der geologischen und geotechnischen Barrieren (Bentonit-*buffer*) wird für die Oberflächendosisleistung allgemein ein Grenzwert von 1 Gy/h als ausreichend angesehen. Ausnahme ist hier der Grenzwert von 15 Gy/h auf der Behälteroberfläche für den dünnwandigen kanadischen Behälter, der in einem *Supercontainer* aus Bentonit („*buffer box*“, Abbildung 60) eingelagert werden soll. Keines dieser Behälterkonzepte ist ausreichend abgeschirmt, um ohne weitere technische Hilfsmittel den Schutz des eingesetzten Personals zu gewährleisten. Daher sollen diese Behälter für Handhabungsarbeiten in Transferbehältern bzw. einem Supercontainer (Kanada, Tschechien) eingeschlossen werden.

4.3.2 Wirtsgestein Tonstein

Bei einer Endlagerung in Tonsteinformationen werden generell niedrigere mechanische Spannungen angenommen als in kristallinen Wirtsgesteinen. Neben dem lithostatischen Gebirgsdruck ist auch hier der Schwelldruck der umliegenden Ton- oder Bentonitschichten von Bedeutung. Aufgrund der Rückhalte- und Absorptionseigenschaften von Tonen liegt die veranschlagte Behälterlebensdauer deutlich unter der Dauer des Nachweiszeitraumes. Auch in Tonformationen ist zum Schutze der geologischen bzw. geotechnischen Barrieren eine Begrenzung der Behälter- bzw. Gebinde-Oberflächentemperatur auf maximal 100 °C vorgesehen. Ausnahme ist hier die Schweiz: Zum Schutz der massiven Bentonitbarriere wird

es als ausreichend angesehen, wenn die Hälfte der Dicke der Bentonitverfüllung auf weniger als 100 °C erwärmt wird; demzufolge ist hier eine Behälter- bzw. Gebinde-Oberflächentemperatur von weniger als 160 °C gefordert. Großbritannien hat für die Endlagerung Wärme entwickelnder Abfälle in Tonsteinformationen das schweizerische Referenzkonzept adaptiert und einen Grenzwert von 125 °C veranschlagt. Zulässige Oberflächendosisleistungen sind für die mit Bentonitgranulat versetzten dickwandigen Schweizer Behälter mit 1 Gy/h ähnlich denen der mit einem Bentonit-buffer umgebenen Behälterkonzepte im Kristallingestein. Für die in einer Stahlverrohrung liegenden dünnwandigeren französischen Behälter gilt ein Grenzwert von 20 Gy/h. Für die belgischen Supercontainer ist kein Grenzwert zum Schutze des Wirtsgesteins gegeben; der Betonkörper des Supercontainers dient auch der Abschirmung der Strahlung zum Schutze des Personals und begrenzt die Oberflächendosisleistung daher auf die gegenüber dem Schutz der geotechnischen und geologischen Barrieren wesentlich niedrigeren aus dem Strahlenschutz abgeleiteten Grenzwerte.

4.3.3 Wirtsgestein Steinsalz

Für das Wirtsgestein Steinsalz liegen vor Allem Informationen aus der Vorläufigen Sicherheitsanalyse Gorleben (VSG) vor. Mechanische Spannungen von 18 MPa in 870 m Teufe und ein Temperaturgrenzwert von 200 °C an der Gebindeoberfläche wurden hier als abdeckend angesehen. Dieser Grenzwert wurde auch von Großbritannien für das Wirtsgestein Steinsalz übernommen. Derzeit gilt in Deutschland gemäß StandAG [135], vorbehaltlich neuerer Erkenntnisse, eine allgemeine maximale Gebindeoberflächentemperatur von 100 °C, auch für Steinsalz. Eine Behälterlebensdauer ist in Deutschland bislang nicht explizit vorgegeben, stattdessen ist für das gesamte Endlagersystem ein Nachweiszeitraum von 1 Million Jahren gefordert. Die Behälterlebensdauer ergibt sich konzeptabhängig aus dem Endlagerkonzept im Zusammenwirken mit den weiteren geotechnischen und geologischen Barrieren unter Berücksichtigung der Forderung nach Bergbarkeit. Für die Behälter des Typs POLLUX® wurde im Rahmen ihrer Auslegung eine Mindest-Lebensdauer von 500 Jahren abgeschätzt. Einen validierten Grenzwert für die Oberflächendosisleistung zum Schutz des Wirtsgesteins gibt es für Steinsalz nicht. Da der bislang betrachtete POLLUX®-Behälter zum Schutz des eingesetzten Personals als vollabgeschirmter Behälter konzipiert wurde, liegt der Grenzwert der Ortsdosisleistung an der Behälteroberfläche unterhalb 20 mSv/h.

4.4 Behälterkonzepte

Die Behälterkonzepte der 11 fortgeschrittenen Endlagerprogramme sind in Kapitel 3.6 detailliert dargestellt. Zusätzlich zu diesen Konzepten wurden auch keramische Behälterkonzepte (Kapitel 3.6.5) sowie deutsche Studien zu Behälterkonzepten in Kristallingesteinen (Kapitel 3.6.2.6) und Tonformationen (Kapitel 3.6.3.4) in den Bericht aufgenommen. Insgesamt ergibt sich damit folgendes Bild:

Wirtsgestein	Behälter bzw. Entwickler	Land	Inv.	Aufbau	Material	Entwicklung	Kap.
Kristallin	KBS-3 <i>SKB</i>	Schweden	BE	unabgeschirmter verschweißter Doppelhüllenbe- hälter	Kupfer Gusseisen	seit 1994	3.6.2.2
		Finnland					
	KDC-1 <i>KAERI</i>	Rep. Korea	BE	unabgeschirmter beschichteter Gusseisenbehälter	Kupfer Gusseisen	Entwurf 2007	0
	“HLW Disposal Overpack” <i>KAERI</i>		AWA		Kupfer Gusseisen	Entwurf 2011	
	UFC II <i>NWMO</i>	Kanada	BE	unabgeschirmter beschichteter Stahlbehälter mit Bentonit- Supercontainer	Kupfer Stahl	Konzept 2015	3.6.2.3
	UOS <i>Škoda</i>	Tschechien	BE	unabgeschirmter Doppelhüllenbe- hälter mit Bentonit- Supercontainer	Stahl mglw. Titan/Kupfer	Entwurf 2016	3.6.2.5
Tonstein	Supercon- tainer	Belgien	BE, AWA	Stahlbehälter in Beton- Supercontainer	Stahl Beton	Konzept Stand 2016	3.6.3.1
	Kategorie- C- Behälter <i>Andra</i>	Frankreich	AWA BE	unabgeschirmte Stahlbehälter	Stahl	seit 2005	3.6.3.2
	Referenz- konzept <i>Nagra</i>	Schweiz	BE	unabgeschirmte robuste Stahlbehälter	Stahl	seit 2012	3.6.3.3
Steinsalz	POLLUX® <i>DWK/GNS</i>	Deutschland	Brenn- stäbe, AWA	abgeschirmter Doppelhüllenbe- hälter	Stahl Gusseisen PE (Moderator)	Entwürfe seit 1987 überarbeitet 2010	3.6.4.2
	BSK-3 <i>DBE</i>			unabgeschirmte dünnwandige Kokille	Stahl PE (Moderator)	Entwurf 2010 überarbeitet	3.6.4.3
Tuff	Behälter für das Yucca- Mountain- Projekt	Vereinigte Staaten von Amerika	BE, AWA	unabgeschirmte Stahlbehälter	Stahl Ni- Legierungen	seit 1984 (Stand 2008)	3.6.6.1.1

Tabelle 54: Zusammenfassung der im Arbeitspaket detailliert betrachteten Behälterkonzepte. Die Angabe der Abschirmung bezieht sich auf Handhabung und Transport.

4.4.1 Wirtsgestein Kristallin

Die Behälterkonzepte für eine Einlagerung in kristallinen Wirtsgesteinen sind infolge der geologischen Randbedingungen bzgl. mechanischer Lasten und Anwesenheit von Wasser und den daraus resultierenden Anforderungen dickwandig und korrosionsresistent. Das seit 1994 entwickelte schwedisch-finnische KBS-3-Konzept (u. a. Abbildung 52) sieht einen verschweißten Doppelhüllenbehälter aus Gusseisen (innen) und 50 mm Kupfer (außen) vor. Die äußere Hülle aus Kupfer wird mittels Rührreibschweißen (Schweden) bzw. Elektronenstrahlschweißen (Finnland) gasdicht verschlossen. Die KBS-3-Behälter sind bereits

hinsichtlich Fertigung, Beladung, Verschluss, Transport und Einlagerung umfassend erprobt. In Kanada wurde bis 2015 ebenfalls eine direkte Adaptation des KBS-3 konzipiert, ehe ein kleinerer dünnwandiger verschweißter Stahlbehälter mit einer 3 mm starken Kupferbeschichtung als Korrosionsschutz entwickelt wurde (Abbildung 58). Fertigung und Eigenschaften dieses Behälters werden ebenfalls getestet. Zum Schutz der Oberfläche und zur Abschirmung der Strahlung während Handhabung und dem Betrieb wird der UFC-II-Behälter in Supercontainern aus hochkompaktiertem Bentonit eingelagert (Abbildung 60). Der koreanische KDC-1 (Abbildung 61) entspricht unmittelbar dem KBS-3. Eine Neuentwicklung für die angestrebte Endlagerung keramischer Wiederaufarbeitungsabfälle sieht für den Außenbehälter eine nach kanadischem Vorbild auf 3 mm reduzierte Kupfer-Korrosionsschutzschicht vor (Abbildung 69). In der Tschechischen Republik werden ebenfalls Behälterkonzepte nach dem Vorbild des schwedisch-finnischen KBS-3-Behälters entwickelt, allerdings aus Stahl und Edelstahl mit einer dünnen Korrosionsschutzschicht aus Kupfer oder Titan in einigen Entwicklungslinien (Tabelle 34).

4.4.2 Wirtsgestein Tonstein

Für die Endlagerung von Brennelementen und Abfällen aus der Wiederaufarbeitung im Wirtsgestein Ton wurden drei voneinander sehr unterschiedliche Behälterkonzepte betrachtet. Aufgrund der guten Barriereigenschaften des Wirtsgesteins ist die Einschlussfunktion der Behälter von geringerer Bedeutung als im Kristallingestein. In Frankreich sind für die Endlagerung verglaster Spaltproduktlösungen verschweißte Behälter aus Stahl vorgesehen (Abbildung 81). Für eine optionale direkte Endlagerung von Brennelementen wurde ein dickwandiger Stahlbehälter konzipiert (Abbildung 85). Die Behälter sollen mit ferngelenkten Einlagerungssystemen koaxial in verrohrten Strecken eingelagert werden. In Belgien werden dünnwandige Stahlbehälter mit Brennelementen oder Kokillen in einen massiven Beton-Supercontainer (Abbildung 4) eingegossen, der maßgeblich der Abschirmung des Strahlenfeldes und der langfristigen Schaffung eines korrosionshemmenden alkalischen Milieus im Behälternahfeld dient. Das schweizerische Nagra-Referenzkonzept (Tabelle 44) sieht einen dickwandigen Behälter aus Gussstahl vor. Varianten für die Streckenlagerung sowohl von Brennelementen als auch von Kokillen mit Wiederaufarbeitungsabfällen wurden konzipiert. Im Unterschied zu den anderen betrachteten Behälterkonzepten handelt es sich beim Nagra-Konzept um eine durchkonzipierte Referenz für den Vergleich mit anderen nationalen und internationalen Behälterkonzepten; eine Festlegung des endgültigen Behälterdesigns soll so spät wie möglich im Verlauf des Endlagerprogramms erfolgen, um eine bestmögliche Sicherheit des Endlagersystems zu gewährleisten.

4.4.3 Wirtsgestein Steinsalz

Für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle im Wirtsgestein Salz wurden ausschließlich in Deutschland Behälterkonzepte entwickelt: Zum einen der vollabgeschirmte Behältertyp POLLUX®-10 (Abbildung 98), ein Doppelhüllenbehälter mit einem verschweißten inneren Behälter aus Edelstahl, der den sicheren Einschluss gewährleistet und einem äußeren Abschirmbehälter aus Gusseisen mit in der Wand liegenden PE-Moderatorstäben zur Abschirmung der Strahlung (Kapitel 3.6.4.2). Zum anderen wurde für die Endlagerung in tiefen Bohrlöchern (Kapitel 3.6.4.3) die unabgeschirmte Brennstabkokille BSK-3 konzipiert (Abbildung 99). Sowohl der POLLUX®-Behälter als auch die Brennstabkokille BSK-3 sind für die Endlagerung sowohl gezogener Brennstäbe als auch von Kokillen mit Abfällen aus der Wiederaufarbeitung vorgesehen. Entsprechend den Anforderungen an die Gewährleistung einer späteren Rückholbarkeit und Bergbarkeit der Gebinde soll die BSK-3 in mit Quarzsand verfüllten Stahlverrohrungen endgelagert werden. Der POLLUX®-Behälter wurde für die horizontale Streckenlagerung in Steinsalz konzipiert.

4.5 Schlussfolgerungen

Die im Arbeitspaket 1 untersuchten internationalen Endlagerprogramme umfassen alle in Deutschland betrachteten potenziellen Wirtsgesteine – Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein. Auch die jeweiligen Inventare sind mit den in Deutschland vorliegenden Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen direkt vergleichbar.

Die Anforderungen an die Endlagerbehälter lassen sich in schutzzielorientierte und betriebsorientierte Anforderungen unterteilen. Die schutzzielorientierten Anforderungen sind aufgrund der international weitestgehend abgeglichenen Schutzzieldefinitionen in den betrachteten Programmen sehr ähnlich oder sogar gleich. Insbesondere die Anforderungen zur dauerhaften Unterkritikalität der Abfälle und der hinreichenden Abschirmung der von den Radionukliden ausgehenden ionisierenden Strahlung zum Schutz der geologischen, geotechnischen und technischen Barrieren. Zum Schutz des Barrierensystems festgelegte Temperaturgrenzwerte an der Gebindeoberfläche sind dagegen national unterschiedlich definiert, wobei die Verwendung tonbasierter geotechnischer oder technischer Barrieren in fast allen Fällen zu einer Begrenzung auf maximal 100 °C führt.

Betriebsorientierte Anforderungen ergeben sich einerseits aus der Handhabung der Endlagergebinde, woraus sich gegenüber den zum Schutz des Barrierensystems abgeleiteten Werten restriktivere Grenzwerte für Temperaturen und Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche herleiten. Daraus ergibt sich in vielen Fällen die Notwendigkeit technischer Hilfsmittel wie z. B. von Transport- oder Transferbehältern. Weitere betriebsorientierte Anforderungen resultieren aus den technischen Randbedingungen bei Fertigung, Beladung, Transport und Einlagerung der Behälter und der dazugehörigen Qualitätssicherung. Zu diesen Anforderungen zählen u. A. die vollständige Dokumentation und Identifizierbarkeit der Gebinde, maximale Gebindemassen und -maße sowie verwendete Materialien, Komponenten (z. B. Tragzapfen, Hebeplätze) und Technologien (z.B. Schweißtechnologien).

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

Behälterkonzepte für Kristallingestein sind durchweg für lange Standzeiten bis über den gesamten Nachweiszeitraum ausgelegt. Die Behälter bestehen meist aus einer eisenbasierten festen inneren Hülle und einer korrosionsresistenten äußeren Hülle oder Beschichtung. Als geotechnische Barriere wird der Behälter im Einlagerungsbereich mit einem *buffer* aus Bentonit umgeben.

Behälterkonzepte im Tonstein erfordern entsprechend der sehr guten Barrierewirkung des Wirtsgesteins geringere Standzeiten von einigen tausend Jahren. Bislang entwickelte Behälterkonzepte bestehen aus Stahl, wobei eine begrenzte, aber beherrschbare Korrosion in Kauf genommen wird.

Die bislang nur in Deutschland betrachteten Behälterkonzepte für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle im Steinsalz – abgeschirmter Doppelhüllenbehälter und unabgeschirmte Kokille – sind entsprechend der dominierenden Barrierefunktion des Wirtsgesteins nur für geringe Standzeiten ausgelegt worden.

5 Literaturverzeichnis

- [1] W. Bollingerfehr, H. Völzke, A. Wunderlich, C. Herold, S. Prignitz, D. Wolff und T. Orellana Pérez, „Anforderungen und Konzepte für Behälter zur Endlagerung von Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen und ausgedienten Brennelementen in Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein (KoBrA). Synthesebericht,“ BGE TECHNOLOGY GmbH und BAM, Peine und Berlin, 2020.
- [2] S. Prignitz, W. Bollingerfehr und A. Wunderlich, „FuE-Vorhaben "KoBrA" - Bericht zum Arbeitspaket 2: Behälterrelevante Randbedingungen und Beanspruchungen in den drei potenziellen Wirtsgesteinen Salz, Tonstein und Kristallin,“ BGE TECHNOLOGY GmbH, Peine, 2020.
- [3] A. Wunderlich, W. Bollingerfehr, S. Prignitz, H. Völzke, C. Herold, D. Wolff und T. Orellana Pérez, „FuE-Vorhaben "KoBrA" - Bericht zum Arbeitspaket 3: Herleitung und Zusammenstellung der Anforderungen an Endlagerbehälter für ein HAW-Endlager in den drei potenziellen Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein,“ BGE TECHNOLOGY GmbH, Peine, 2020.
- [4] C. Herold, A. Wunderlich, H. Völzke, D. Wolff, T. Orellana Pérez, W. Bollingerfehr und S. Prignitz, „FuE-Vorhaben KoBrA - Bericht zum Arbeitspaket 4: Erarbeitung von Vorschlägen für mögliche Behälterkonzepte in den drei potentiellen Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein,“ BAM, Berlin, 2020.
- [5] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, *Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle*, Berlin, 2010.
- [6] Entsorgungskommission, „Empfehlungen der Entsorgungskommission vom 17.03.2016: Anforderungen an Endlagergebinde zur Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle,“ Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter, 2016.
- [7] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU), „Verordnung über Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle (Endlagersicherheitsanforderungsverordnung – EndLSiAnfV). Verordnungsentwurf mit Stand vom 06.04.2020,“ BMU, Berlin, 2020.
- [8] IAEA, „Power Reactor Information System,“ IAEA, [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryStatisticsLandingPage.aspx>. [Zugriff am 20.02.2018].
- [9] P. A. Witherspoon, *Geological Problems in Radioactive Waste Isolation - A World Wide Review*, Berkeley, Kalifornien, U.S.A.: Earth Sciences Division Lawrence Berkeley Laboratory, University of California, 1991.
- [10] P. A. Witherspoon, *Geological Problems in Radioactive Waste Isolation - Second Worldwide Review*, Berkeley, Kalifornien, U.S.A.: Earth Sciences Division Lawrence Berkeley Laboratory, University of California, 1996.

- [11] P. A. Witherspoon und G. S. Bodvarsson, Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation - Third Worldwide Review, Berkeley, Kalifornien, U.S.A.: Ernest Orlando Lawrence Berkeley National Laboratory, University of California, 2001.
- [12] P. A. Witherspoon und G. S. Bodvarsson, Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation - Fourth Worldwide Review, Berkeley, Kalifornien, U.S.A.: Ernest Orlando Lawrence Berkeley National Laboratory, University of California, 2006.
- [13] B. Faybishenko, J. Birkholzer, D. Sassani und P. Swift, International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation - Fifth Worldwide Review, Berkeley, Kalifornien, U.S.A.: Lawrence Berkeley National Laboratory, Sandia National Laboratories, 2016.
- [14] IAEA, „Power Reactor Information System: Roopur-1,“ IAEA, 19 02 2018. [Online]. Available:
<https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=1078>.
 [Zugriff am 20 02 2018].
- [15] Dhaka Staff, „Bangladesh To Build Nuclear Power Plant,“ SpaceDaily (Agence France-Presse, United Press International), 24 06 2007. [Online]. Available:
http://www.energy-daily.com/reports/Bangladesh_To_Build_Nuclear_Power_Plant_999.html. [Zugriff am 25 06 2018].
- [16] Power Engineering, „Bangladesh to set up nuclear power plant by 2015,“ PennWell Corp. Tulsa, Oklahoma, 27 12 2007. [Online]. Available: <https://www.power-eng.com/articles/2007/12/bangladesh-to-set-up-nuclear-power-plant-by-2015.html>.
 [Zugriff am 25 06 2018].
- [17] IAEA, „Power Reactor Information System: Rooppur-2,“ IAEA, 16 03 2019. [Online]. Available:
<https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=1079>. [Zugriff am 18 03 2019].
- [18] IAEA, „Power Reactor Information System: AKTAU,“ IAEA, 19 02 2018. [Online]. Available:
<https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=414>. [Zugriff am 20 02 2018].
- [19] Rosatom; Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service, „The Fourth National Report of the Russian Federation on Compliance with the Obligations of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and the Safety of Radioactive Waste Management,“ Rosatom, Moskau, 2014.
- [20] Rosatom, Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service, „The Fifth National Report of the Russian Federation on Compliance with the Obligations of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and the Safety of Radioactive Waste Management,“ IAEA, Wien, 2017.

- [21] IAEA, „The Joint Convention - Status and Background,“ 08 02 2018. [Online]. Available:
http://www.iaea.org/Publications/Documents/Conventions/jointconv_status.pdf. [Zugriff am 03 05 2018].
- [22] IAEA, „Power Reactor Information System: Pakistan,“ IAEA, 17 03 2019. [Online]. Available:
<https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=1068>. [Zugriff am 18 03 2019].
- [23] Y. Rahmani, A. Pazirandeh, M. B. Ghofrani und M. Sadighi, „Calculation of the fuel composition and the thermo-neutronic parameters of the Bushehr's VVER-1000 reactor during the initial startup and the first cycle using the WIMSD5-B, CITATION-LDI2 and WERL codes,“ *Annals of Nuclear Energy* 57, pp. 68-83, 01 03 2013.
- [24] M. Rezaeiana und J. Kamali, „Effect of a dual-purpose cask payload increment of spent fuel assemblies from VVER 1000 Bushehr Nuclear Power Plant on basket criticality,“ *Applied Radiation and Isotopes* 119, pp. 80-85, 10 11 2016.
- [25] IAEA, „Power Reactor Information System: UAE,“ IAEA, 02 04 2018. [Online]. Available:
<https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=AE>. [Zugriff am 03 04 2018].
- [26] World Nuclear News, „UAE has its first nuclear site,“ World Nuclear Association, London, 23 04 2010. [Online]. Available: http://www.world-nuclear-news.org/NN_UAE_has_its_first_nuclear_site_2304102.html. [Zugriff am 25 06 2018].
- [27] IAEA Board of Governors - General Conference, „International Status and Prospects for Nuclear Power 2017. Report by the Director General,“ IAEA, Wien, 2017.
- [28] BBC, „Egypt unveils nuclear power plan,“ BBC, 25 09 2006. [Online]. Available: http://news.bbc.co.uk/2/hi/middle_east/5376860.stm. [Zugriff am 25 06 2018].
- [29] S. Weinberger, „Radioactive material stolen in Egypt,“ Springer Nature, 20 01 2012. [Online]. Available: <https://www.nature.com/news/radioactive-material-stolen-in-egypt-1.9867>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [30] M. Faraq, „Russia launches operations of nuclear unit similar to Dabaa units,“ Daily News Egypt, 14 03 2017. [Online]. Available:
<https://www.dailynewsegypt.com/2017/03/14/618490/>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [31] World Nuclear News, „Middle Eastern nations do nuclear diplomacy,“ World Nuclear Association, 25 03 2008. [Online]. Available: http://www.world-nuclear-news.org/NP-Middle_Eastern_nations_do_nuclear_diplomacy_250308.html. [Zugriff am 25 06 2018].
- [32] T. Ezzidin, „El-Dabaa nuclear station to generate electricity in 2024: Prime Minister,“ Daily News Egypt, Kairo, 29 11 2015. [Online]. Available:
<https://www.dailynewsegypt.com/2015/11/29/el-dabaa-nuclear-station-to-generate-electricity-in-2024-prime-minister/>. [Zugriff am 25 06 2018].

- [33] Nuclear Engineering International, „Egypt and Russia agree on two contracts for El Dabaa NPP,“ Global Trade Media, a trading division of Progressive Trade Media Limited, 20 03 2017. [Online]. Available: <http://www.neimagazine.com/news/newsegypt-and-russia-agree-on-two-contracts-for-el-dabaa-npp-5765715>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [34] A. Abuqudairi, „Jordan nuclear battle heats up,“ Al Jazeera, 14 04 2014. [Online]. Available: <https://www.aljazeera.com/news/middleeast/2014/02/battle-heats-up-over-jordanian-nuclear-power-201422685957126736.html>. [Zugriff am 04 06 2018].
- [35] World Nuclear Association, „Nuclear Power in Jordan,“ World Nuclear Association, 01 05 2018. [Online]. Available: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/jordan.aspx>. [Zugriff am 04 06 2018].
- [36] K. O. Fultz, „Nuclear Safety: Concerns with the Nuclear Power Reactors in Cuba. Statement of Keith O. Fultz, Assistant Comptroller General, Resources, Community and Economic Development Division,“ U. S. General Accounting Office, Washington, D.C., 1995.
- [37] IAEA, „TECDOC-1110: Management of delayed nuclear power plant projects,“ IAEA, Wien, 1999.
- [38] Á. T. González, „Cuba y Rusia reeditan su romance,“ El Mundo (Unidad Editorial Información General S.L.U.), 11 07 2014. [Online]. Available: <https://www.elmundo.es/internacional/2014/07/10/53bedea1268e3e567f8b457e.html>. [Zugriff am 29 04 2019].
- [39] AMEinfo, Dubai Business , „Gulf Region still on course for six nuclear reactors by 2020 despite Fukushima,“ Mediaquest Corp., Dubai, 19 07 2012. [Online]. Available: <https://web.archive.org/web/20121018220701/http://www.ameinfo.com/gulf-region-course-six-nuclear-reactors-306899>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [40] TASS, „Russia, Kuwait discuss prospects for nuclear energy peaceful use,“ ITAR-TASS News Agency, Moskau, 28 03 2014. [Online]. Available: <http://tass.com/world/725734>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [41] M. Cepeda, „DOE: Nat'l consensus needed to reopen Bataan Nuclear Power Plant,“ Rappler Inc., Pasig City, 05 09 2016. [Online]. Available: <https://www.rappler.com/nation/145299-national-consensus-reopen-bataan-nuclear-power-plant-doe>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [42] T. Orejas, „Risk too high for Bataan nuke plant, says scientist,“ Philippine Daily Inquirer, 16 11 2016. [Online]. Available: <http://newsinfo.inquirer.net/844654/risk-too-high-for-bataan-uke-plant-says-scientist>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [43] S. Loresco, „Why revive the Bataan Nuclear Power Plant?,“ Rappler Inc., Pasig City, 10 01 2016. [Online]. Available: <https://www.rappler.com/business/industries/173-power-and-energy/107377-reopen-bataan-nuclear-power-plant>. [Zugriff am 25 06 2018].

- [44] J. Goodno, „Fossil fuel plans for nuclear station,“ New Scientist Ltd., 24 07 1993. [Online]. Available: <https://www.newscientist.com/article/mg13918831-400-fossil-fuel-plans-for-nuclear-station/>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [45] ABS-CBN News, „Scientists, green group reject Bataan nuke plant reopening,“ ABS-CBN News, 26 01 2009. [Online]. Available: <http://news.abs-cbn.com/nation/01/26/09/scientists-green-group-reject-bataan-uke-plant-reopening>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [46] B. Oliveros, „Revival of Bataan Nuclear Power Plant a Source of Corruption?,“ bulatlat.com, 31 01 2009. [Online]. Available: <http://bulatlat.com/main/2009/01/31/revival-of-bataan-nuclear-power-plant-a-source-of-corruption/>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [47] R. G. Simbulan, „Is The Bataan Nuclear Power Plant Safe?,“ YONIP - Yes, Observe National Independence & Peace, 01 02 2009. [Online]. Available: <http://www.yonip.com/is-the-bataan-nuclear-power-plant-safe-by-professor-roland-g-simbulan/>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [48] R. Cabato, „Russian ambassador: Bataan nuclear power plant revival 'not possible at all',“ CNN Philippines, 04 04 2018. [Online]. Available: <http://cnnphilippines.com/news/2018/04/04/Russian-ambassador-Igor-Khovaev-Bataan-nuclear-power-plant-revival-not-possible.html>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [49] J. Endo, „Philippines considers activating long-dormant reactor,“ Nikkei Asian Review, 01 03 2018. [Online]. Available: <https://asia.nikkei.com/Politics-Economy/Policy-Politics/Philippines-considers-activating-long-dormant-reactor>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [50] World Nuclear Association, „Nuclear Power in Saudi Arabia,“ World Nuclear Association, London, 01 05 2018. [Online]. Available: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/saudi-arabia.aspx>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [51] United Press International, „Saudis, Emirates push nuclear power plans,“ United Press International, 26 07 2012. [Online]. Available: https://www.upi.com/Business_News/Energy-Industry/2012/07/26/Saudis-Emirates-push-nuclear-power-plans/UPI-96201343332843/. [Zugriff am 25 06 2018].
- [52] C. Pichalai, „Thailand's Power Development Plan Thailand's Power Development Plan 2015 (PDP2015),“ Ministry of Energy, Bangkok, 2015.
- [53] P. Rujivanarom, „<http://www.nationmultimedia.com/national/With-Russian-help-region-looks-to-a-nuclear-powere-30288002.html>,“ The Nation - Thailand Portal (Nation News Network Company Limited, Bangkok), 13 06 2016. [Online]. Available: <http://www.nationmultimedia.com/national/With-Russian-help-region-looks-to-a-nuclear-powere-30288002.html>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [54] K. Tae-gyu, „Korea to build nuclear plant for Vietnam,“ The Korean Times, 28 03 2012. [Online]. Available: http://www.koreatimes.co.kr/www/news/biz/2012/03/123_107941.html. [Zugriff am 25 06 2018].

- [55] C. Dawson, „Japan, Vietnam move ahead on nuclear reactor plans,“ The Wallstreet Journal, 28 09 2011. [Online]. Available: <https://www.marketwatch.com/story/japan-vietnam-move-ahead-on-nuclear-reactor-plans-2011-09-28>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [56] M. Nguyen und H. Minh, „Vietnam abandons plan for first nuclear power plants,“ Reuters, 22 11 2016. [Online]. Available: <https://www.reuters.com/article/us-vietnam-politics-nuclearpower-idUSKBN13H0VO>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [57] Deutsche Welle, „Vietnam ditches nuclear power plans,“ Deutsche Welle, 10 11 2016. [Online]. Available: <http://www.dw.com/en/vietnam-ditches-nuclear-power-plans/a-36338419>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [58] World Nuclear News, „Albania looks to nuclear to power region,“ World Nuclear Association, 12 11 2007. [Online]. Available: <http://www.world-nuclear-news.org/newsarticle.aspx?id=14374>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [59] World Nuclear News, „Albania and Croatia plan joint plant,“ World Nuclear Association, 17 04 2009. [Online]. Available: <http://www.world-nuclear-news.org/newsarticle.aspx?id=25056>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [60] Modern Ghana, „Ghana Goes Nuclear 2018,“ Modern Ghana Media, Akkra, 08 01 2008. [Online]. Available: <https://www.modernghana.com/news/152677/ghana-goes-nuclear-2018.html>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [61] J. Okyere und S. Donkor, „Ghana to adopt nuclear power?,“ Modern Ghana Media, Akkra, 01 11 2002. [Online]. Available: <https://www.modernghana.com/news/27450/1/ghana-to-adopt-nuclear-power.html>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [62] I. Ennisona und M. Dzobo, „IAEA-CN-164-1P01: Nuclear Power and Ghana’s Future Electricity Generation,“ in *International conference on opportunities and challenges for water cooled reactors in the 21. century*, Wien, IAEA, 2009.
- [63] C. Omollo, „Kenya plans to set up first nuclear plant by 2027,“ The East African, Nation Media Group, Nairobi, 05 12 2017. [Online]. Available: <http://www.theeastafrican.co.ke/business/Kenya-plans-to-set-up-nuclear-plant-by-2027/2560-4215876-14gd00jz/index.html>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [64] The Guardian, „Kenya to commission first nuclear plant in 2022,“ Guardian, 28 03 2012. [Online]. Available: <https://archive.is/20130806030856/http://www.ngrguardiannews.com/business-news/81424-kenya-to-commission-first-nuclear-plant-in-2022-#selection-589.1-589.48>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [65] S. McGregor, „Kenya Aims to Build Nuclear Power Plant by 2017,“ Bloomberg Finance L. P., 20 09 2010. [Online]. Available: <https://www.bloomberg.com/news/articles/2010-09-20/kenya-aims-to-build-a-nuclear-power-plant-by-2017-minister-nyoike-says>. [Zugriff am 25 06 2018].

- [66] I. Chatzis, „IAEA Starts Review of Malaysia's Nuclear Power Infrastructure Development,“ IAEA, 10 10 2016. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/newscenter/news/iaea-starts-review-of-malaysias-nuclear-power-infrastructure-development>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [67] M. Carvalho, „Nancy: Malaysia will only have nuclear plants after 2030,“ Star Media Group Berhad, 03 11 2016. [Online]. Available: <https://www.thestar.com.my/news/nation/2016/11/03/malaysia-to-have-nuclear-power-after-2030/>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [68] A. N. Idris, „Malaysia ready to decide on nuclear power,“ The Edge Financial Daily, The Edge Communications Sdn. Bhd., 08 03 2017. [Online]. Available: <http://www.theedgemarkets.com/article/malaysia-ready-decide-nuclear-power>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [69] S. Iikela, „Namibia does not have electricity security,“ The Namibian, Windhoek, 05 12 2017. [Online]. Available: <https://www.namibian.com.na/172385/archive-read/Namibia-does-not-have-electricity-security-THE>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [70] C. Kaira, „Chinese propose nuclear plant,“ The Windhoek Observer, Windhoek, 28 04 2017. [Online]. Available: <http://www.observer.com.na/index.php/national/item/7995-chinese-propose-nuclear-plant>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [71] NamPA, „Namibia to build nuclear power plant simulator,“ The Namibian, Windhoek, 30 10 2014. [Online]. Available: <https://www.namibian.com.na/129860/archive-read/Namibia-to-build-nuclear-power-plant-simulator>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [72] J.-M. Duddy, „Nam in nuclear plant trade-off with France,“ The Namibian, Windhoek, 09 02 2012. [Online]. Available: <https://www.namibian.com.na/91400/archive-read/Nam-in-nuclear-plant-trade-off-with-France>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [73] E. d. Klerk, „IAEA says Namibia should consider nuclear energy,“ New Era Newspaper Namibia, Windhoek, 13 09 2017. [Online]. Available: <https://www.newera.com.na/2017/09/13/iaea-says-namibia-should-consider-nuclear-energy/>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [74] J. Burite, „Nigeria Is in Talks With Rosatom for Nuclear Power Plants,“ Bloomberg Finance L. P., 14 04 2015. [Online]. Available: <https://www.bloomberg.com/news/articles/2015-04-14/nigeria-signs-rosatom-deal-for-up-to-80-billion-nuclear-power>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [75] H. Winkler, „Why nuclear power for African countries doesn't make sense,“ The Namibian, Windhoek, 18 05 2018. [Online]. Available: <https://www.namibian.com.na/177509/archive-read/Why-nuclear-power-for-African-countries>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [76] J. Saadouni, „Tunisia - Development of a National Position for Nuclear Power,“ in *Technical Meeting on Establishing a National Position for New Nuclear Power Programmes and the Pre-Feasibility Studies*, Tunis, 2015.
- [77] Reuters, „France seals nuclear, aid deals with Tunisia,“ Reuters, 23 04 2009. [Online]. Available: <https://uk.reuters.com/article/idUKLN941296>. [Zugriff am 26 06 2018].

- [78] W. N. News, „Russia and Tunisia sign nuclear MOU,“ World Nuclear Association, 02 06 2015. [Online]. Available: <http://www.world-nuclear-news.org/NP-Russia-and-Tunisia-sign-nuclear-MOU-02061503.html>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [79] World Nuclear News, „Emerging Nuclear Energy Countries,“ World Nuclear Association, 01 04 2018. [Online]. Available: <http://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/others/emerging-nuclear-energy-countries.aspx>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [80] J. Ruwitch, „Analysis: Southeast Asia goes slow on nuclear,“ Reuters, 02 02 2012. [Online]. Available: <https://www.reuters.com/article/us-asia-nuclear/analysis-southeast-asia-goes-slow-on-nuclear-idUSTRE8110HM20120202>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [81] World Nuclear news, „Russia to construct research reactor in Myanmar,“ World Nuclear Association, 16 05 2007. [Online]. Available: <http://www.world-nuclear-news.org/newsarticle.aspx?id=13416>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [82] IAEA, *Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management*, Wien: INF, 1997.
- [83] James Martin Center for Nonproliferation Studies, „Libya Nuclear Chronology,“ 01 02 2011. [Online]. Available: http://www.nti.org/media/pdfs/libya_nuclear.pdf?_=1316466791. [Zugriff am 25 06 2018].
- [84] L. Harding, „Russia and Venezuela strike nuclear power station deal,“ Guardian News and Media Ltd., 15 10 2010. [Online]. Available: <https://www.theguardian.com/world/2010/oct/15/venezuela-nuclear-power-station-russia>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [85] C. R. Pons, „Chavez Halts Venezuela Nuclear Plans After Japanese Crisis,“ Bloomberg Finance L. P., 16 03 2011. [Online]. Available: <https://www.bloomberg.com/news/articles/2011-03-16/chavez-halts-venezuela-nuclear-plans-after-japanese-crisis>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [86] James Martin Center for Nonproliferation Studies, „Syria: Nuclear,“ Nuclear Threat Initiative, Washington D.C., 01 04 2018. [Online]. Available: <http://www.nti.org/learn/countries/syria/nuclear/>. [Zugriff am 25 06 2018].
- [87] IEA, „Morocco 2014,“ OECD/IEA, Paris, 2014.
- [88] LBO, „Sri Lanka eyes nuclear power plant after 2030,“ Lanka Business Online (Pvt) Ltd, Colombo, 04 06 2014. [Online]. Available: <https://web.archive.org/web/20150112182058/http://www.lankabusinessonline.com/news/sri-lanka-eyes-nuclear-power-plant-after-2030/894022769>. [Zugriff am 26 06 2018].
- [89] P. Müller-Buschbaum, „Brennelement,“ IT-Servicezentrum der TU München, 01 07 2018. [Online]. Available: <https://www.frm2.tum.de/die-neutronenquelle/reaktor/brennelement/>. [Zugriff am 26 07 2018].

- [90] 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.
- [91] Entsorgungskommission (ESK), „Stellungnahme der Entsorgungskommission vom 12.05.2016: Endlagerforschung in Deutschland: Anmerkungen zu Forschungsinhalten und Forschungssteuerung,“ ESK-Geschäftsstelle, Bonn, 2016.
- [92] R. Kilger, „Gutachterliche Stellungnahme zum Kernbrennstoff des Forschungsreaktors München II (FRM II), Zwischen- und Endlagerung des Kernbrennstoffs,“ GRS, Garching, 2017.
- [93] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Nukleare Sicherheit, „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.
- [94] V. Remeikis, A. Plukis, L. Juodis, A. Gudelis, D. Lukauskas, R. Druteikiene, G. Lujanienė, B. Lukšienė, R. Plukienė und G. Duskesas, „Study of the nuclide inventory of operational radioactive waste for the RBMK-1500 reactor,“ *Nuclear Engineering and Design* 239 (2009), pp. 813-818, 27 11 2008.
- [95] V. Barkauskas, R. Plukienė und A. Plukis, „Actinide-only and full burn-up credit in criticality assessment of RBMK-1500 spent nuclear fuel storage cask using axial burn-up profile,“ *Nuclear Engineering and Design* 307, pp. 197-204, 30 07 2016.
- [96] IAEA, „Power Reactor Information System: Germany,“ IAEA, 31 05 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=DE>. [Zugriff am 01 06 2018].
- [97] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit, „Verzeichnis radioaktiver Abfälle (Bestand zum 31. Dezember 2014 und Prognose),“ BMUB, Berlin, 2015.
- [98] Entsorgungskommission (ESK), „STELLUNGNAHME der Entsorgungskommission - Spezifikation der Fa. AREVA NC zu mittelfradioaktiven verglasten Abfällen (CSD-B) aus der Wiederaufarbeitung von deutschen LWR-Brennelementen,“ ESK-Geschäftsstelle, Bonn, 2010.
- [99] Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), „RSK - STELLUNGNAHME - Spezifikation der Fa. Areva/Cogema zu hochdruckkompaktierten radioaktiven Abfällen (CSD-C) aus der Wiederaufarbeitung von deutschen LWR-Brennelementen,“ RSK-Geschäftsstelle, Bonn, 2005.
- [100] 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.
- [101] Andra, „Stockage réversible profond: Options de Conception du Stockage en Formation Géologique profonde,“ Andra, Bure, 2009.

- [102] Andra, „Stockage réversible profond - Options de Sûreté du Stockage en Formation Géologique Profonde,“ Andra, Bure, 2009.
- [103] D. Köhnke, F. Hartmann, M. Reichardt und H. Budelmann, „Länderstudie: Zwischenlagerung hoch radioaktiver Abfälle in Frankreich (im Rahmen des ENTRIA-Projektes),“ TU Braunschweig, Braunschweig, 2017.
- [104] Pöyry Energy Limited; Amec Foster Wheeler plc., „2016 UK Radioactive Waste & Materials Inventory: UK Radioactive Waste Inventory Report,“ NDA, London, 2017.
- [105] 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.
- [106] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit, „Programm für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Nationales Entsorgungsprogramm),“ BMUB, Berlin, 2015.
- [107] World Nuclear Association, „Nuclear Power in Argentina,“ World Nuclear Association, London, 01 02 2018. [Online]. Available: <http://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/argentina.aspx>. [Zugriff am 03 05 2018].
- [108] C. A. Ninci, A. M. Bevilacqua, L. A. Jolivet, E. R. Maset, R. E. Ferreyra, A. R. Vullien, O. Elena, L. E. López, A. L. Maloberti, H. O. Nievas, N. C. Reyes und J. J. Zarco, „Deep Geological Disposal Research in Argentina,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Third Worldwide Review*, Berkeley, Kalifornien, U.S.A., Lawrence Berkeley National Laboratory, University of California, 2001, pp. 15-26.
- [109] IAEA, „Power Reactor Information System: Armenia,“ IAEA, 07 05 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=AM>. [Zugriff am 08 05 2018].
- [110] R. T. Jrbashyan und Y. G. Ghukasyan, „Some Geological Aspects of Underground Disposal of Radioactive Waste in the Republic of Armenia,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Third Worldwide Review*, 2001, pp. 27-38.
- [111] IAEA, „Power Reactor Information System: Belgium,“ IAEA, 24 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=BE>. [Zugriff am 24 07 2018].
- [112] 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.
- [113] B. Neerdael und G. Volckaert, „The Belgium RD&D Program on Long-Lived and High-Level Waste Disposal: Status and Trends,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Third Worldwide Review*, 2001, pp. 47-54.

- [114] 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.
- [115] 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.
- [116] M. van Geet, „Belgium's supercontainer concept (Präsentation),“ ONDRAF/NIRAS, Brüssel, 2015.
- [117] 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.
- [118] B. Craeye, G. d. Schutter, W. Wacquier, H. V. Humbeeck, A. v. Cotthem und L. Areias, „Closure of the concrete supercontainer in hot cell under thermal load,“ *Nuclear Engineering and Design* 241, pp. 1352-1359, 12 01 2011.
- [119] IAEA, „Power Reactor Information System: Brazil,“ IAEA, 10 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=BR>. [Zugriff am 11 06 2018].
- [120] P. F. L. H. Filho, J. S. P. Guerrero, M. d. C. P. L. Heilbron, C. d. M. Valeriano und C. Silva, „Radioactive Waste Management in Brazil Including Spent Fuel,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 2.1-2.26.
- [121] Ministério da Ciência, Tecnologia e Inovacao, Ministério das Relacoes Exteriores, Gabinete da Seguranca Institucional da Presidência da República, „National Report of Brazil 2014 for the 5th Review Meeting of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ IAEA, Wien, 2014.
- [122] IAEA, „Power Reactor Information System: Bulgaria,“ IAEA, 10 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=BG>. [Zugriff am 11 06 2018].
- [123] D. Karastanev, „Site Selection Approach to Geological Disposal of High-Level Waste in Bulgaria,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 3.1-3.18.

- [124] IAEA, „Power Reactor Information System: China, People's Republic of,“ IAEA, 01 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=CN>. [Zugriff am 02 07 2018].
- [125] J. Wang, R. Su, L. Chen, X. Zhao, Y. Liu und Z. Zong, „Geological Disposal Program for High-Level Radioactive Waste and the Plan for the Underground Research Laboratory in China,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 5.1-5.27.
- [126] IAEA, „Power Reactor Information System: THTR-300,“ IAEA, 01 08 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=92>. [Zugriff am 02 08 2018].
- [127] J. Kahlert, Die Kernenergiepolitik in der DDR, Köln: Verlag Wissenschaft und Politik, 1988.
- [128] J. Abele, Kernkraft in der DDR. Zwischen nationaler Industriepolitik und sozialistischer Zusammenarbeit 1963-1990, Dresden: Hannah-Arendt-Institut für Totalitarismusforschung e.V. an der TU Dresden, 2000.
- [129] GRS; SAAS, „GRS-077: Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 1 - 4,“ GRS, Köln, 1990.
- [130] GRS, K.-I. f. Atomenergie, O. Gidropress und Atomenergoprojekt, „GRS-088: Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 5 (WWER-440/W-213). Gemeinsamer deutsch-sowjetischer Bericht,“ GRS, Köln, 1992.
- [131] Bundesregierung (Kabinett Schröder I); EVU, *Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000*, Berlin: Bundesregierung, 2000.
- [132] Deutscher Bundestag, „Gesetz zur geordneten Beendigung der Kernenergienutzung zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität vom 22. April 2002,“ in *Bundesgesetzblatt Jahrgang 2002 Teil I Nr. 26*, Bonn, Bundesanzeiger Verlag GmbH, 2002, pp. 1351-1359.
- [133] Deutscher Bundestag, „Zwölftes Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes vom 08.12.2010,“ in *Bundesgesetzblatt Jahrgang 2010 Teil I Nr. 62*, Bonn, Bundesanzeiger Verlag GmbH, 2010, pp. 1817-1820.
- [134] Deutscher Bundestag, „Dreizehntes Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes vom 31. Juli 2011,“ in *Bundesgesetzblatt Jahrgang 2011 Teil I Nr. 43*, Bonn, Bundesanzeiger Verlag GmbH, 2011, pp. 1704-1705.
- [135] 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.

- [136] D. Appel, B. Baltes, V. Bräuer, W. Brewitz, K. Duphorn, R. Gömmel, H.-J. Haury, D. Ipsen, G. Jentzsch, J. Kreusch, K. Kühn, K.-H. Lux, M. Sailer und B. Thomauske, „Auswahlverfahren für Endlagerstandorte. Empfehlungen des AkEnd - Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte“, AkEnd, Köln, 2002.
- [137] V. Bräuer, „Current Status of Nuclear Waste Disposal in Germany“, in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 9.1-9.16.
- [138] Niedersächsischer Landtag, „Drucksache 16/5300: 21. Parlamentarischer Untersuchungsausschuss des Niedersächsischen Landtags“, Niedersächsischer Landtag, Hannover, 2012.
- [139] M. Jobmann, A. Bebiolka, S. Jahn, A. Lommerzheim, J. Maßmann, A. Meleshyn, S. Mrugalla, K. Reinhold, A. Rübel, L. Stark und G. Ziefler, „Projekt ANSICHT - Sicherheits- und Nachweismethodik für ein Endlager im Tongestein in Deutschland. Synthesebericht“, Bundesministerium für Wirtschaft und Energie, Berlin, 2017.
- [140] E. Völckner, T. Kühnlenz, J. Hammer und S. Gast, „Entwicklung generischer geologischer Modelle für flach lagernde Salzformationen. Ergebnisse aus dem Vorhaben KOSINA“, Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Hannover, 2017.
- [141] 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.
- [142] Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH, „Planungsvorgaben zum POLLUX-Behälter“, DWK, Hannover, 1986.
- [143] Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen, „POLLUX-System: Beschreibung. Teil B: Beschreibung POLLUX-Behälter“, DWK, Hannover, 1987.
- [144] Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen, „POLLUX-System: Beschreibung. Teil C: Beschreibung POLLUX-Kokille“, DWK, Hannover, 1987.
- [145] W. Bollingfehr, W. Filbert, C. Lerch und M. Tholen, „GRS-272: Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (VSG). Bericht zum Arbeitspaket 5 - Endlagerkonzepte“, GRS, Köln, 2012.
- [146] T. Quercetti, B. Gogolin und B. Droste, „Integrity of the POLLUX cask for final disposal: Experimental results of the mechanical tests“, in *11th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM'95)*, Las Vegas, 1995.
- [147] 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.

- [148] IAEA, „Power Reactor Information System: Finland,“ IAEA, 24 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=FI>. [Zugriff am 25 07 2018].
- [149] Posiva Oy, „Frontpage: Posiva,“ Posiva Oy, 9 11 2018. [Online]. Available: <http://www.posiva.fi/en/posiva>. [Zugriff am 12 11 2018].
- [150] 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.
- [151] T. McEwen und T. Äikäs, „Posiva-2000-15: The site selection process for a spent fuel repository in Finland - Summary report,“ Posiva Oy, Helsinki, 2000.
- [152] 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.
- [153] K. Pedersen, A. Bengtsson, J. Edlund, L. Erikssen, L. Johansson und L. Rabe, „POSIVA-WR-2015-42: Microbiology of Olkiluoto and ONKALO Groundwater - Results and Interpretations 2010-2013,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2015.
- [154] H. Raiko, „Posiva-2012-13: Canister Design 2012,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2013.
- [155] IAEA, „Power Reactor Information System: France,“ IAEA, 23 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=FR>. [Zugriff am 24 07 2018].
- [156] ASN, „Sixth National on Compliance with the Joint Convention Obligations,“ IAEA, Wien, 2017.
- [157] Andra, „Point d'avancement des études sur le stockage de combustibles usés (présentation GT PNGMDR),“ Andra, Châtenay-Malabry, 2015.
- [158] Nationalversammlung und Senat der Französischen Republik, „JORF n°1 du 1 janvier 1992 page 10: LOI n° 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs,“ 01 01 1992. [Online]. Available: <https://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=JORFTEXT000000356548&categorieLien=id>. [Zugriff am 06 08 2018].
- [159] S. Farin, T. Labalette, G. Ouzounian und F. Plas, „Progress Towards Geological Disposal of High-Level and Intermediate-Level Long-Lived Radioactive Waste at an Industrial Scale: The Cigéo Project in France,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 8.1-8.25.
- [160] 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.

- [161] Rahn und Fischer-Appelt, „Diskussion Gruppe 3: Wissen und Wissenslücken zum Wirtsgestein Kristallin,“ in *ESK-workshop zur Deutschen Endlagerforschung*, Bonn, 2015.
- [162] Andra, „Dossier 2005 Argile. Synthesis (version Anglaise) - Evaluation of the feasibility of a geological repository in an argillaceous formation,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2005.
- [163] Andra, „Dossier 2005 Argile. Tome: Safety evaluation of a geological repository,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2005.
- [164] Andra, „Dossier 2005 Argile. Tome: Phenomenological evolution of a geological repository,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2005.
- [165] Andra, „Dossier 2005 Argile. Tome: Architecture and management of a geological repository,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2005.
- [166] Andra, „Dossier 2005 Granite. Assets of granite formations for deep geological disposal,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2005.
- [167] Andra, „Dossier 2005 Granite. Tome Phenomenological evolution of a geological repository,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2005.
- [168] Andra, „Dossier 2005 Granite. Tome: Safety analysis of a geological repository,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2005.
- [169] Andra, „Technological demonstrators. Research and studies on the disposal and storage of high-level and intermediate-level long-lived waste,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2008.
- [170] IAEA, „Power Reactor Information System: United Kingdom,“ IAEA, 24 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=GB>. [Zugriff am 25 07 2018].
- [171] Scottish Government, „Scotland's Higher Activity Waste Policy,“ Scottish Government, Edinburgh, 2011.
- [172] C. Tweed, „The Status of Geological Disposal in the United Kingdom,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 22.1-22.18.
- [173] U. S. Nuclear Waste Technical Review Board, „Designing a Process for Selecting a Site for a Deep-Mined, Geologic Repository for High-Level Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel. Overview and Summary. Report to the United States Congress and the Secretary of Energy,“ U.S. NWTRB, Arlington, Virginia, 2015.
- [174] Radioactive Waste Management (RWM), „Geological Disposal: Generic Specification for waste packages containing high heat-generating waste,“ RWM, Didcot, 2016.

- [175] IAEA, „Power Reactor Information System: India,“ IAEA, 10 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=IN>. [Zugriff am 11 06 2018].
- [176] IAEA, „TECDOC 1450: Thorium fuel cycle — Potential benefits and challenges,“ IAEA, Wien, 2005.
- [177] A. K. Das, „Private miners to develop India's monazite tailings,“ Creamer Media's Mining Weekly, 18 07 2012. [Online]. Available: http://www.miningweekly.com/article/private-miners-to-develop-indias-monazite-tailings-2012-07-18/rep_id:3650. [Zugriff am 11 06 2018].
- [178] K. Das, „Thorium essential for nuke programme,“ The Times of India, 27 07 2012. [Online]. Available: <https://timesofindia.indiatimes.com/city/indore/Thorium-essential-for-nuke-programme/articleshow/15173122.cms?referral=PM>. [Zugriff am 11 06 2018].
- [179] R. K. Bajpai, P. Shrivastava, P. K. Narayan und K. Banerjee, „Host Rock Characterization, In-Situ Experiments, Numerical TMH Simulations and Natural Analogue Studies in the Indian Deep Geological Disposal Program,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 11.1-11.21.
- [180] Y. U. Imardjoko, H. B. Santosa, Sunarno, N. Prabaningrum, A. Muharini, E. Wijayanti und M. Adiartsi, „Critical Data Required to Potentially Investigate Genting Island as High-Level Radioactive Waste Repository Site Facility in Indonesia,“ in *Geological Problems in Radioactive Waste Isolation: Second Worldwide Review*, Berkeley, Kalifornien, U.S.A., LBNL, 1996, pp. 133-136.
- [181] Asian Development Bank, „ADB Papers on Indonesia: Summary of Indonesia's Energy Sector Assessment,“ Asian Development Bank, Manila, Philippinen, 2015.
- [182] Y. U. Imardjoko, „Dissertation: Total system performance assessment of the proposed high level radioactive waste repository site at Genting Island, Karimunjawa, Indonesia,“ Iowa State University, Ames, Iowa, U.S.A., 1995.
- [183] IAEA, „Power Reactor Information System: Italy,“ IAEA, 07 05 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=IT>. [Zugriff am 08 05 2018].
- [184] P. Risoluti, „Radioactive Waste Management in Italy: A Site for a Low-Level Radioactive Waste Repository and High-Level Radioactive Waste Long-Term Storage,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Third Worldwide Review*, 2001, pp. 163-166.
- [185] IAEA, „Power Reactor Information System: Japan,“ IAEA, 11 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=JP>. [Zugriff am 12 06 2018].

- [186] D. Kramer, „Is Japan ready to forgo nuclear reprocessing?“, *Physics Today* 65, pp. 25-26, 01 03 2012.
- [187] World Nuclear News, „Further delay to completion of Rokkasho facilities“, World Nuclear Association, 28 12 2017. [Online]. Available: <http://www.world-nuclear-news.org/WR-Further-delay-to-completion-of-Rokkasho-facilities-2812174.html>. [Zugriff am 26 09 2018].
- [188] Ministry of Foreign Affairs; Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology; Ministry of Health, Labour and Welfare; Ministry of Economy, Trade and Industry; Nuclear Regulation Authority, „National Report of Japan for the Fifth Review Meeting Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management“, IAEA, Wien, 2014.
- [189] Forum Nucléaire Suisse, „Le cinquième transport de déchets hautement radioactifs entre la Grande-Bretagne et le Japon est terminé“, Forum Nucléaire Suisse, 21 09 2015. [Online]. Available: <https://www.nuklearforum.ch/fr/actualites/e-bulletin/le-cinquieme-transport-de-dechets-hautement-radioactifs-entre-la-grande>. [Zugriff am 26 11 2018].
- [190] A. Deguchi, H. Umeki, H. Ueda, Y. Miyamoto, M. Shibata, M. Naito und T. Tanaka, „Progress in the Geological Disposal Program in Japan“, in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 12.1-12.22.
- [191] Horonobe Underground Research Centre, „Horonobe Underground Research Laboratory Project: Plans for Surface-Based Investigations (Phase 1)“, Japan Nuclear Cycle Development Institute, Tokai-Mura, 2003.
- [192] Mizunami Underground Research Laboratory, „Weekly MIU“, JAEA, 30 03 2018. [Online]. Available: https://www.jaea.go.jp/04/tono/miu_e/weekly/weeklymiu.html. [Zugriff am 26 09 2018].
- [193] JAEA, „Horonobe Underground Research Center - Research Outline“, JAEA, 2005. [Online]. Available: <https://www.jaea.go.jp/english/04/horonobe/re-outline.html>. [Zugriff am 26 09 2018].
- [194] JAEA, „Honorobe Underground Research Center - Reserach [sic] and development on geological disposal“, JAEA, 2005. [Online]. Available: <https://www.jaea.go.jp/english/04/horonobe/re-detail02.html>. [Zugriff am 26 09 2018].
- [195] IAEA, „Power Reactor Information System: Canada“, IAEA, 24 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=CA>. [Zugriff am 25 07 2018].
- [196] CTECH Radioactive Materials Management, „Conceptual Designs for Four Centralized Extended Storage Facility Alternatives for Used Nuclear Fuel“, CTECH, Ontario?, 2003.

- [197] M. Jensen, J.-A. Facella, P. Gierszewski, C. Hatton und S. Russell, „Progress Towards Long-Term Management of Used Nuclear Fuel in Canada,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 4.1-4.14.
- [198] NWMO, „Preliminary Assessment for Siting a Deep Geological Repository for Canada’s Used Nuclear Fuel: The Corporation of the Township of Hornepayne, Ontario. Findings from Phase One Studies,“ NWMO, Toronto, 2013.
- [199] NWMO, „Preliminary Assessment for Siting a Deep Geological Repository for Canada’s Used Nuclear Fuel: The Corporation of the Township of Ignace, Ontario. Findings from Phase One Studies,“ NWMO, Toronto, 2013.
- [200] NWMO, „Preliminary Assessment for Siting a Deep Geological Repository for Canada’s Used Nuclear Fuel: The Corporation of the Township of Manitouwadge, Ontario. Findings from Phase One Studies,“ NWMO, Toronto, 2014.
- [201] NWMO, „Preliminary Assessment for Siting a Deep Geological Repository for Canada’s Used Nuclear Fuel: The Township of Huron-Kinloss, Ontario. Findings from Phase One Studies,“ NWMO, Toronto, 2014.
- [202] NWMO, „Preliminary Assessment for Siting a Deep Geological Repository for Canada’s Used Nuclear Fuel: The Municipality of South Bruce, Ontario. Findings from Phase One Studies,“ NWMO, Toronto, 2014.
- [203] P. Thompson und D. Priyanto, „Canada’s Underground Research Laboratory (1980-2014),“ in *WM2016 Conference, March 6 – 10, 2016*, Phoenix, 2016.
- [204] P. Maak, K. Birch und G. R. Simmons, „NWMO-TR-2010-20: Evaluation of Container Placement Methods for the Conceptual Design of a Deep Geological Repository,“ NWMO, Toronto, 2010.
- [205] J. Villagran und D. Marinceu, „NWMO-TR-2012-17: Used Fuel Container Retrieval from a Deep Geological Repository in Sedimentary Rock - Horizontal Tunnel Configuration,“ NWMO, Toronto, 2012.
- [206] J. Villagran, „NWMO-TR-2012-03: Used Fuel Container Retrieval from a Deep Geological Repository in Crystalline Rock - Vertical Borehole Configuration,“ NWMO, Toronto, 2012.
- [207] 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.
- [208] NWMO, „NWMO-TR-2012-16: Used Fuel Repository Conceptual Design and Postclosure Safety Assessment in Crystalline Rock. Pre-Project Report,“ NWMO, Toronto, 2012.
- [209] NWMO, „NWMO-TR-2013-07: Postclosure Safety Assessment of a Used Fuel Repository in Sedimentary Rock. Pre-Project Report,“ NWMO, Toronto, 2013.
- [210] M. Gobien, F. Garisto, E. Kremer und C. Medri, „NWMO-TR-2016-10: Sixth Case Study: Reference Data and Codes,“ NWMO, Toronto, 2016.

- [211] P. Vo, D. Poirier, J.-G. Legoux, P. G. Keech, D. Doyle, P. Jakupi und E. Irissou, „NWMO-TR-2015-29: Development of Cold Spray Technology for Copper Coating of Carbon Steel Used Fuel Container Prototypes for CANDU Fuel,“ NWMO, Toronto, 2015.
- [212] P. G. Keech, P. Vo, S. Ramamurthy, J. Chen, R. Jacklin und D. W. Shoesmith, „Design and development of copper coatings for long term storage of used nuclear fuel,“ *Corrosion Engineering, Science and Technology* 49, pp. 425-430, 12 06 2014.
- [213] IAEA, „Power Reactor Information System: Korea, Republic of,“ IAEA, 07 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=KR>. [Zugriff am 08 06 2018].
- [214] J. Kang und F. v. Hippel, „Reprocessing policy and South Korea’s new government,“ Bulletin of the Atomic Scientists, Chicago, 15 05 2017. [Online]. Available: <https://thebulletin.org/2017/05/reprocessing-policy-and-south-koreas-new-government/>. [Zugriff am 03 09 2018].
- [215] R. Oswald, „If It Wanted To, South Korea Could Build Its Own Bomb,“ Pulitzer Center on Crisis Reporting, 10 04 2018. [Online]. Available: <https://pulitzercenter.org/reporting/if-it-wanted-south-korea-could-build-its-own-bomb>. [Zugriff am 03 09 2018].
- [216] W. B. (ed.), „Stopping Korea from Going Nuclear, Part II,“ National Security Archive, The George Washington University, Washington D.C., 12 04 2017. [Online]. Available: <https://nsarchive.gwu.edu/briefing-book/nuclear-vault/2017-04-12/stopping-korea-going-nuclear-part-ii>. [Zugriff am 03 09 2018].
- [217] 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.
- [218] 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.
- [219] C. L. Kim, J. B. Park, J. W. Park, S. M. Park, M. S. Rho, P. S. Hahn, J. W. Choi, C. H. Kang, D. S. Bae und W. J. Cho, „Radioactive Waste Disposal of LILW and HLW in Korea,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Fourth Worldwide Review*, 2006, pp. 127-138.
- [220] 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.
- [221] 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.

- [222] S. Kwon, W. J. Cho und J. O. Lee, „An Analysis of the Thermal and Mechanical Behavior of Engineered Barrier in a High-Level Radioactive Waste Repository,“ *Nuclear Engineering and Technology* 45, pp. 41-52, 10 07 2012.
- [223] J. Jeong, Y.-M. Lee, J.-W. Kim, D.-K. Cho, N. Y. Ko und M. H. Baik, „Progress of the long-term safety assessment of a reference disposal system for high level wastes in Korea,“ *Progress in Nuclear Energy* 90, pp. 37-45, 10 03 2016.
- [224] A. Schaller, „Site Selection and Characterization for a Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste Repository in the Republic of Croatia,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Third Worldwide Review*, 2001, pp. 85-96.
- [225] National Assembly of the Republic of Slovenia, „Resolution On the National Programme for Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel Management for the 2016–2025 Period (ReNPRRO16–25). Unofficial translation of the original published in Slovene language in the Official Gazette of the Republic of Slovenia,“ Official Gazette of the Republic of Slovenia, No. 31/16, Ljubljana, 2016.
- [226] T. Žagar, L. Kegel und M. Rupret, „Slovenian Approach to Strategy and Planning for High-level Waste and Spent Fuel Deep Geological Disposal,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 17.1-17.14.
- [227] N. Železnik und L. Kegel, „Spent Fuel Management in Slovenia: Current Status and Future Plans (20th International Conference on Nuclear Energy for New Europe),“ ARAO-Agency for Radwaste Management, Ljubljana, 2011.
- [228] Ministry of the Environment and Spatial Planning; Slovenian Nuclear Safety Administration, „Fifth Slovenian Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ Slovenian Nuclear Safety Administration, Ljubljana, 2014.
- [229] D. Calic und M. Ravnik, „Criticality calculations of spent fuel in deep geological repository,“ *Nuclear Engineering and Design* 240, pp. 668-671, 30 10 2009.
- [230] A. Dreimanis, „On Interdisciplinary International Approach for Geological Disposal in Latvia,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 13.1-13.7.
- [231] IAEA, „Power Reactor Information System: Lithuania,“ IAEA, 03 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=LT>. [Zugriff am 04 06 2018].
- [232] P. Poskas, „Approach to Disposal of Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel in Lithuania,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 14.1-14.15.

- [233] P. Poskas, A. Narkuniene und D. Grigaliuniene, „Overview of the Lithuanian programme for disposal of RBMK-1500 spent nuclear fuel,“ *Mineralogical Magazine* 79, pp. 1581-1589, 02 07 2015.
- [234] The Baltic Course, „Lithuania's ex-minister: Visaginas NPP plant project dead,“ Cordex Media, SIA, Riga, 13 04 2016. [Online]. Available: <http://www.baltic-course.com/eng/energy/?doc=119397>. [Zugriff am 18 06 2018].
- [235] R. Kanopienė, S. Šliaupa, J. Lazauskienė, J. Mažeika, V. Maselienė, A. Baliukevičius und R. Giedraitis, „Investigations of Possibilities to Dispose of Spent Nuclear Fuel in Lithuania: A Model Case. Volume 1: Suitability of Geological Environment in Lithuania for Disposal of Spent Nuclear Fuel,“ Geological Survey of Lithuania, Institute of Geology and Geography, Vilnius, 2005.
- [236] P. Poškas, A. Brazauskaitė, A. Šmaižys und E. Narkūnas, „Investigations of Possibilities to Dispose of Spent Nuclear Fuel in Lithuania: A Model Case. Volume 3: Generic Safety Assessment of Repository in Crystalline Rocks,“ Radioactive Waste Management Agency RATA, Lithuanian Energy Institute, Vilnius, 2005.
- [237] D. Justinavicius, A. Sirvydas und P. Poskas, „Thermal analysis of reference repository for RBMK-1500 spent nuclear fuel in crystalline rocks,“ *Journal of Thermal Analysis and Calorimetry* 118, pp. 767-773, 10 07 2014.
- [238] SKB, „TR-99-06: Deep repository for spent nuclear fuel: SR 97 – Post-closure safety. Main Report, Volume II,“ SKB, Stockholm, 1999.
- [239] IAEA, „Power Reactor Information System: Mexico,“ IAEA, 18 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=MX>. [Zugriff am 19 06 2018].
- [240] J. M. Aguilar, F. Puente-Espel, R. C. Hernández, R. S. Alvarado, P. Á. Pérez und G. Calleros-Micheland, „Mexico's Plans for the Disposal of Radioactive Waste in a Deep Geological Repository,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 15.1-15.16.
- [241] IAEA, „Power Reactor Information System: Netherlands,“ IAEA, 08 05 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=NL>. [Zugriff am 09 05 2018].
- [242] Ministry of Infrastructure and the Environment, „The national programme for the management of radioactive waste and spent fuel,“ Parliamentary papers, session year 2015-2016, 25 422, no. 149, Den Haag, 2016.
- [243] B. P. Hageman und L. v. d. Vate, „Retrievable Disposal of Radioactive Waste in The Netherlands,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Third Worldwide Review*, 2001, pp. 199-204.

- [244] World Nuclear Association, „Nuclear Power in Poland,“ World Nuclear Association, 01 10 2017. [Online]. Available: <http://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/poland.aspx>. [Zugriff am 09 05 2018].
- [245] Europäische Kommission, „Seventh Situation Report: Radioactive Waste and Spent Fuel Management in the European Union (SEC(2011)-1007-final),“ Europäische Kommission, Brüssel, 2011.
- [246] J. Janeczek und J. Wlodarski, „The Polish Concept of Radioactive Waste Disposal,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Third Worldwide Review*, 2001, pp. 205-208.
- [247] IAEA, „Power Reactor Information System: Romania,“ IAEA, 30 05 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=RO>. [Zugriff am 31 05 2018].
- [248] M. Pavelescu, „Long-Term Safety Assessment for Repositories in Rock Salt in Romania,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Third Worldwide Review*, 2001, pp. 209-218.
- [249] IAEA, „Power Reactor Information System: Russian Federation,“ IAEA, 24 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=RU>. [Zugriff am 25 07 2018].
- [250] OECD-NEA, „National Inventories and Management Strategies for Spent Nuclear Fuel and Radioactive Waste - Methodology for Common Presentation of Data,“ OECD-NEA, Paris, 2016.
- [251] V. V. Lopatin, E. N. Kamnev, A. I. Rybalchenko, T. A. Gupalo, N. F. Lobanov, A. M. Agapov und V. D. Akhunov, „Disposal of Radioactive Waste in the Russian Federation,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Fourth Worldwide Review*, 2006, pp. 159-172.
- [252] A. V. Yablokov, „Radioactive Waste Disposal in Seas Adjacent to the Territory of the Russian Federation,“ *Marine Pollution Bulletin* 43, pp. 8-18, January 2001.
- [253] A. N. Dorofeev, L. A. Bolshov, I. I. Linge, S. S. Utkin und E. A. Savelyeva, „Strategic Master-Plan for Research demonstrating the Saety of Construction, Operation and Closure of a Deep Geological Repository for Radioactive Waste,“ *Radioactive Waste* 1, pp. 19-26, 21 09 2017.
- [254] A. E. Likhatchev, „Стратегия создания пункта глубинного захоронения РАО,“ *Radioactive Waste* 2, pp. 114-120, 28 05 2018.
- [255] IAEA, „TEC-DOC-1413: Developing multinational radioactive waste repositories: Infrastructural framework and scenarios of cooperation,“ IAEA, Wien, 2004.
- [256] Regeringskansliet - Swedish Ministry of the Environment, „Sweden's sixth national report under the Joint Convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management,“ IAEA, Wien, 2017.

- [257] IAEA, „Power Reactor Information System: Sweden,“ IAEA, 24 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=SE>. [Zugriff am 25 07 2018].
- [258] Spiegel online, „Schweden steigt aus Atom-Ausstieg aus,“ Der Spiegel, 17 06 2010. [Online]. Available: <http://www.spiegel.de/wirtschaft/unternehmen/kernkraft-schweden-steigt-aus-atom-ausstieg-aus-a-701402.html>. [Zugriff am 12 11 2018].
- [259] J. Berengäs, „Sweden Reverses Nuclear Phase-out Policy,“ Nuclear Threat Initiative, 11 11 2009. [Online]. Available: <https://www.nti.org/analysis/articles/sweden-reverses-nuclear-phase-out/>. [Zugriff am 12 11 2018].
- [260] Swedish Government, „Framework agreement between the Swedish Social Democratic Party, the Moderate Party, the Swedish Green Party, the Centre Party and the Christian Democrats,“ 16 06 2016. [Online]. Available: <https://www.government.se/49d8c1/contentassets/8239ed8e9517442580aac9bcb00197cc/ek-ok-eng.pdf>. [Zugriff am 12 11 2018].
- [261] B. Lundqvist und M. Hammarström, „Licensing of the KBS-3 Concept for Spent Nuclear Fuel in Sweden,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 20.1-20.25.
- [262] Kärnbränslesäkerhet, „Safe Handling and Storage of High Level Radioactive Waste. A Condensed Version of the proposals of the Swedish KBS project,“ KBS, Stockholm, 1979.
- [263] Kärnbränslesäkerhet, „Handling of Spent Nuclear Fuel and Final Storage of Vitrified High Level Reprocessing Waste. Volume I - General,“ KBS, Stockholm, 1977.
- [264] Kärnbränslesäkerhet, „Handling and Final Storage of Unreprocessed Spent Nuclear Fuel. Volume I - General,“ KBS, Stockholm, 1978.
- [265] SKBF/KBS, „Final Storage of Spent Nuclear Fuel - KBS-3,“ KBS, Stockholm, 1983.
- [266] SKB, „SKB-TR-93-04: Project on Alternative Systems Study (PASS) - Final Report,“ SKB, Stockholm, 1992.
- [267] SKB, „SKB-TR-04-21: RD&D-Programme 2004,“ SKB, Stockholm, 2004.
- [268] SKB, „SKB-TR-99-06: Deep repository for spent nuclear fuel. SR 97 – Post-closure safety. Main Report,“ SKB, Stockholm, 1999.
- [269] SKB, „SKB-TR-99-08: SR 97. Waste, repository design and sites,“ SKB, Stockholm, 1999.
- [270] SKB, „SKB-R-11-07: Site selection – siting of the final repository for spent nuclear fuel,“ SKB, Stockholm, 2011.
- [271] 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.

- [272] SKB, „The authorities review - the Government decides,“ SKB, 29 10 2018. [Online]. Available: <http://www.skb.com/future-projects/the-spent-fuel-repository/the-review-process/>. [Zugriff am 12 11 2018].
- [273] Strahl säkerhets myndigheten, „Our review process,“ SSM, 23 01 2018. [Online]. Available: <https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/en/areas/radioactive-waste/spent-nuclear-fuel-repository/final-repository-for-spent-nuclear-fuel/our-review-process/>. [Zugriff am 12 11 2018].
- [274] L. Werme, „SKB-TR-98-08: Design premises for canister for spent nuclear fuel,“ SKB, Stockholm, 1998.
- [275] SKB, „SKB-TR-10-14: Design, production and initial state of the canister,“ SKB, Stockholm, 2010.
- [276] IAEA, „Power Reactor Information System: Switzerland,“ IAEA, 24 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=CH>. [Zugriff am 25 07 2018].
- [277] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI), „Implementation of the Obligations of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the safety of Radioactive Waste Management: 6th National Report of Switzerland in Accordance with Article 32 of the Convention, October 2017,“ ENSI, Brugg, 2017.
- [278] Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK), Bundesamt für Energie BFE, „Sachplan geologische Tiefenlager. Konzeptteil (Revision vom 30.11.2011),“ Bundesamt für Energie (BFE), Bern, 2008.
- [279] Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK), „Sachplan geologische Tiefenlager. Herleitung, Beschreibung und Anwendung der sicherheitstechnischen Kriterien für die Standortevaluation,“ HSK, Villigen, 2007.
- [280] 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].
- [281] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI), „Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis,“ ENSI, Villigen, 2009.
- [282] L. H. Johnson und F. King, „NTB-02-11: Canister Options for the Disposal of Spent Fuel,“ Nagra, Wettingen, 2003.
- [283] Nagra, „entsorgungsprogramm 2016. daran arbeiten wir,“ Nagra, Wettingen, 2016.
- [284] Expertengruppe Entsorgungskonzepte für radioaktive Abfälle (EKRA), „Entsorgungskonzepte für radioaktive Abfälle. Schlussbericht,“ EKRA, Bern, 2000.

- [285] P. Zuidema, „Das Forschungsprogramm zu Tongesteinen in der Schweiz,“ in *ESK-workshop zur deutschen Endlagerforschung*, Bonn, 2015.
- [286] A. Claudel, A. Gautschi und S. Vomvoris, „Swiss Geological Studies to Support Implementation of Repository Projects: Status 2015 and Outlook,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 21.1-21.22.
- [287] N. Diomidis, „Disposal canister requirements in context of the Swiss geological repository concept,“ Nagra, Bern, 2015.
- [288] javys, „Decommissioning of A1 Nuclear Power Plant > History,“ javys, 03 10 2011. [Online]. Available: <https://web.archive.org/web/20111003002052/http://www.javys.sk/en/index.php?page=vyradovanie-jadrovoenergetickych-zariadeni%2Fvyradovanie-jadrovej-elektrarne-a1%2Fhistoria>. [Zugriff am 22 01 2019].
- [289] IAEA, „Power Reactor Information System: Slovak Republic,“ IAEA, 18 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=SK>. [Zugriff am 19 06 2018].
- [290] P. Salzer, I. Slaninka, V. Havlova und M. Pereszlenyi, „Development of the Slovak Deep Geological Disposal – Status In 2015,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 16.1-16.24.
- [291] Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic ÚJD, „Interim Spent Nuclear Fuel Storage (ISFS) - Jaslovské Bohunice,“ Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic ÚJD, 09 08 2016. [Online]. Available: [https://www.ujd.gov.sk/ujd/www1.nsf/\\$All/05F9519174E4ECB2C1257CB30047B1BA](https://www.ujd.gov.sk/ujd/www1.nsf/$All/05F9519174E4ECB2C1257CB30047B1BA). [Zugriff am 21 06 2018].
- [292] JAVYS s.a., „Interim Spent Fuel Storage (ISFS),“ Jadrova a vyradovacia spolocnost, a. s. , 2016. [Online]. Available: <http://www.javys.sk/en/nuclear-facilities/interim-spent-fuel-storage/interim-spent-fuel-storage-isfs>. [Zugriff am 21 06 2018].
- [293] J. Burclová, J. Ivan, V. Jurina, J. Kmosena, D. Kobzová, L. Konecný, L. Kuchta, B. Lipár, E. Metke, J. Mizov, F. Parimucha, T. Petřík, J. Tomek, M. Turner, J. Václav und M. Ziaková, „National Report of the Slovak Republic. Compiled in terms of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ ÚJD SR, Bratislava, 2003.
- [294] M. Ziaková, E. Metke, M. Pospíšil, M. Turner, J. Homola, J. Václav, S. Bystrická, V. Jurina, V. Drábová, T. Petřík, A. Filip, G. Niznanský, D. Páleníková, J. Sovčík, J. Süß und J. Tomek, „National Report of the Slovak Republic,“ ÚJD SR, Bratislava, 2017.
- [295] L. Urban und V. Soušek, „ŠKODA JS Casks for SNF & HAW,“ in *Bulatoma Conference*, Warna, 2017.

- [296] IAEA, „Power Reactor Information System: Spain,“ IAEA, 02 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=ES>. [Zugriff am 03 07 2018].
- [297] ENRESA, MINETUR, CSN, „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel and on the Safety of Radioactive Waste Management: Fifth Spanish National Report,“ ENRESA, MINETUR, CSN, Madrid, 2014.
- [298] Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, „Sixth General Radioactive Waste Plan,“ Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, Madrid, 2006.
- [299] J. C. Mayor, „Geological Disposal of Spent-Fuel and High-Level Waste in Spain,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 19.1-19.13.
- [300] W. Filbert, P. Amelung, E. Biurrun, W. Bollingerfehr, N. Müller-Hoeppe, J. Ziegenhagen, J. Behrens, L. Fleckenstein, M. Hampe, M. Khamis, J. Kutowski, N. Niehues, T. Schwarz, B. Kienzler, A. Bauer, A. Loida, V. Metz, R. Kilger, E. F. Moser und B. Gmal, „Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten in Salz und Tongestein (GEIST). Abschlussbericht - Hauptband,“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2004.
- [301] IAEA, „Power Reactor Information System: South Africa,“ IAEA, 21 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=ZA>. [Zugriff am 22 06 2018].
- [302] M. Andreoli, E. Raubenheimer, A. Carolissen und J. Beyleveld, „Radioactive Waste Disposal in South Africa in 2015: Status and Research and Development Strategies,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 18.1-18.17.
- [303] National Nuclear Regulator of South Africa, „South African National Report on the Compliance to Obligations under the Joint Convention on Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ NNR of South Africa, Centurion, Highveld, 2014.
- [304] D. Birch und R. J. Smith, „How armed intruders stormed their way into a South African nuclear plant,“ The Center for Public Integrity, Washington D.C., 14 03 2015. [Online]. Available: https://www.washingtonpost.com/world/how-armed-intruders-stormed-their-way-into-a-south-african-nuclear-plant/2015/03/13/470fc8ba-579d-4dba-a0c0-f0a1ed332503_story.html?noredirect=on&utm_term=.dff07970a85b. [Zugriff am 22 06 2018].
- [305] IAEA, „Power Reactor Information System: Taiwan, China,“ IAEA, 06 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=TW>. [Zugriff am 07 06 2018].

- [306] W.-K. Cheng und R.-Y. Wu, „Current Status of Radioactive Waste Administration in Taiwan,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Third Worldwide Review*, 2001, pp. 277-282.
- [307] C.-H. Lee, „Implementation of spent nuclear fuel disposal in Taiwan,“ *Journal of Hazardous Materials* 51, pp. 1-10, 25 07 1996.
- [308] G. C.-L. Huang, T. Gray und D. Bell, „Environmental justice of nuclear waste policy in Taiwan: Taipower, government, and local community,“ *Environment Development and Sustainability* 15, pp. 1555-1571, 17 05 2013.
- [309] Nuclear Engineering International, „Taiwan considers undersea waste disposal,“ Nuclear Engineering International, 09 11 2016. [Online]. Available: <http://www.neimagazine.com/news/newstaiwan-considers-undersea-waste-disposal-5663821>. [Zugriff am 07 06 2018].
- [310] IAEA, „Power Reactor Information System: Czech Republik,“ IAEA, 24 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=CZ>. [Zugriff am 25 07 2018].
- [311] 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.
- [312] I. Pospisková, A. Vokál und L. Vondrovic, „Medium-Term Plan for the Research and Development of Activities Required for DGR Siting in the Czech Republik in the Period 2015-2025,“ SÚRAO, Prag, 2015.
- [313] J. Slovák, „Spent Nuclear Fuel Management in the Czech Republic: Progress Concerning DeepGeologicalRepositoryDevelopment,“ SÚRAO, Prag, 2017.
- [314] I. Pospísková, „Czech Disposal Canister Programme,“ in *IGD-TP*, Cordoba, 2016.
- [315] IAEA, „Power Reactor Information System: Ukraine,“ IAEA, 01 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=UA>. [Zugriff am 02 07 2018].
- [316] V. I. Baloga, V. I. Kholosha, O. M. Evdin, L. V. Perepelyatnykova, V. G. Baryakhtar, V. G. Bebeshko, G. F. Burlak, V. M. Glygalo, D. Grodzinsky, I. M. Gudkov, Y. O. Ivanov, O. O. Klyuchnikov, O. M. Kutova, M. D. Kuchma, I. P. Los und e. a. , „20 years after Chornobyl Catastrophe: Future Outlook. National Report of Ukraine,“ Kiew, 2006.
- [317] V. M. Shestopalov, I. A. Shybetskyi, M. I. Proskura, L. I. Zinkevich und R. G. Temny, „Geological Disposal of Radioactive Waste in Ukraine: Background, Status, and Future Steps,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 23.1-23.22.

- [318] Andra, Covra, DBE Tec, enresa, SKB, Radioenvironmental Centre of the NAS of Ukraine, „Disposal Concepts for Radioactive Waste in Ukraine. Information Material prepared within Project INSC – U4.01/09-B,“ The European Union INSC Programme for Ukraine, Brüssel (?), 2016.
- [319] IAEA, „Power Reactor Information System: Hungary,“ IAEA, 10 06 2018. [Online]. Available:
<https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=HU>. [Zugriff am 11 06 2018].
- [320] Hungarian Atomic Energy Authority, „Sixth Report prepared within the framework of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ IAEA, Wien, 2017.
- [321] A. Baksay, K. Benedek, B. Molnár, P. Molnár, B. Nös und G. Tungli, „Current Status of Geological Disposal Projects in Hungary,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 10.1-10.21.
- [322] HAEA, „NEMZETI JELENTÉS - Hatodik jelentés készült a kiégett fűtőelemek kezelésének biztonságáról és a radioaktív hulladékok kezelésének biztonságáról szóló közös egyezmény keretében (punktuell ins Englische übersetzt),“ Ungarische Nationale Atomenergieagentur (HAEA), Budapest, 2017.
- [323] PURAM, „Gallery: Concept for Final Disposal,“ PURAM, 2000-2016. [Online]. Available: <http://www.rhk.hu/en/photo-gallery/>. [Zugriff am 15 11 2017].
- [324] IAEA, „Power Reactor Information System: United States of America,“ IAEA, 24 07 2018. [Online]. Available:
<https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=US>. [Zugriff am 25 07 2018].
- [325] 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.
- [326] U.S. Nuclear Regulatory Council, „Safety Evaluation Report Related to Disposal of High-Level Radioactive Wastes in a Geologic Repository at Yucca Mountain, Nevada. Volume 1: General Information,“ U.S. NRC - Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, Washington D.C., 2010.
- [327] J. Tollefson, „Safety review for Yucca Mountain site released,“ Macmillan Publishers Ltd., a part of Springer Nature, 29 01 2015. [Online]. Available:
<https://www.nature.com/news/safety-review-for-yucca-mountain-site-released-1.16823>. [Zugriff am 19 03 2019].
- [328] 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].

- [329] U. S. Nuclear Regulatory Council, „Part 63 - Disposal of High-Level Radioactive Wastes in a Geologic Repository at Yucca Mountain, Nevada,“ 18 08 2020. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part063/full-text.html>. [Zugriff am 20 08 2020].
- [330] T. C. Gunter und P. K. Nair, „Research & Development Program for the Used Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste Disposition in the United States,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 24.1-24.19.
- [331] E. Hardin, M. Fratoni, J. Blink, H. Greenberg, M. Sutton, J. Carter, M. Dupont und R. Howard, „Generic Repository Concepts and Thermal Analysis,“ in *NWTRB Meeting*, Arlington, Virginia, 2012.
- [332] 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.
- [333] 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.
- [334] BBC, „Belarus to 'build nuclear plant',“ BBC, 11 10 2007. [Online]. Available: <http://news.bbc.co.uk/2/hi/europe/7039403.stm>. [Zugriff am 07 06 2018].
- [335] IAEA, „Power Reactor Information System: Belarus,“ IAEA, 06 06 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=BY>. [Zugriff am 07 06 2018].
- [336] A. V. Kudelsky und V. P. Samodurov, „Progress Towards a Deep Geological Repository in the Republic of Belarus,“ in *Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation: Fourth Worldwide Review*, 2006, pp. 15-18.
- [337] Danish Health and Medicines Authority (Sundhedsstyrelsen), „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive waste Management – National Report from Denmark,“ National Institute of Radiation Protection, Herlev, 2014.
- [338] Department of the Environment, Community and Local Government, „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. National Report by Ireland,“ Department of the Environment, Community and Local Government, Dublin, 2014.
- [339] Radiation Safety Centre of the State Environmental Service, „Republic of Latvia: National Report on the implementation of the obligations under the Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. 6th Review Meeting of the Contracting Parties,“ Radiation Safety Centre of the State Environmental Service, Riga, 2017.

- [340] Ministère de la Santé, „Rapport d'Activité 2015,“ Le Gouvernement du Grand-Duché de Luxembourg, Luxembourg, 2016.
- [341] S. Hustveit, „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. National Report from Norway, fourth review meeting, 14-23 May 2012,“ Statens strålevern, Østerås, 2011.
- [342] C. McCombie und N. Chapman, „Multinational Geological Disposal Facilities,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 25.1-25.9.
- [343] Nuclear Fuel Cycle Royal Commission, „Nuclear Fuel Cycle Royal Commission - Final Report,“ Government of South Australia, Adelaide, 2016.
- [344] B. Breckenridge, „Waste not, want not: A history and analysis of the proposals to import nuclear waste into the Marshall Islands,“ Center for Pacific Island Studies, University of Hawai'i, Manoa, Hawai'i, 1997.
- [345] C. Chuen, „Russian Spent Nuclear Fuel,“ Nuclear Threat Initiative, 01 02 2003. [Online]. Available: <http://www.nti.org/analysis/articles/russian-spent-nuclear-fuel/>. [Zugriff am 29 06 2018].
- [346] 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.
- [347] Europäische Kommission, „Report from the Commission to the Council and the European Parliament on progress of implementation of Council Directive 2011/70/EURATOM and an inventory of radioactive waste and spent fuel present in the Community's territory and the future prospects,“ Europäische Kommission, Brüssel, 2017.
- [348] Commonwealth of Australia, „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management: National Report of the Commonwealth of Australia,“ IAEA, Wien, 2017.
- [349] Federal Agency for Nuclear Control in Belgium, „Fifth 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, 2014.
- [350] Europäische Kommission, „SWD(2017) 161 final - Inventory of radioactive waste and spent fuel present in the Community's territory and the future prospects. Accompanying the document COM(2017) 236 final / SWD(2017) 159 final,“ Europäische Kommission, Brüssel, 2017.
- [351] Belgian Agency for Radioactive Waste and Enriched Fissile Materials, „NIROND-TR 2013-12 E: ONDRAF/NIRAS Research, Development and Demonstration (RD&D) Plan,“ ONDRAF/NIRAS, Brüssel, 2013.

- [352] China Atomic Energy Authority (CAEA), „The People's Republic of China's Third National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ IAEA, Wien, 2014.
- [353] F. Peiffer, B. McStocker, D. Gründler, F. Ewig, B. Thomauske, A. Havenith und J. Kettler, „GRS-278: Abfallspezifikation und Mengengerüst (Basis Ausstieg aus der Kernenergienutzung Juli 2011). Bericht zum Arbeitspaket 3 - Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben.,“ GRS, Köln, 2011.
- [354] EURATOM, „Report on the implementation of the obligations under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ IAEA, Wien, 2018.
- [355] 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.
- [356] Office for Nuclear Regulation (ONR), „The United Kingdom's fifth national report on compliance with the obligations of the Joint Convention on the safety of spent fuel management and the safety of radioactive waste management,“ IAEA, Wien, 2014.
- [357] Pöyry Energy Limited; Amec Foster Wheeler plc., „Radioactive Wastes in the UK: UK Radioactive Waste Inventory Report,“ Nuclear Decommissioning Authority (NDA), Moor Row, Cumbria, 2017.
- [358] ISPRA), „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management: Fifth Italian National Report,“ IAEA, Wien, 2017.
- [359] Canadian Nuclear Safety Commission, „Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ IAEA, Wien, 2017.
- [360] Ministry of Education, Science and Technology, „Korean Fourth National Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ IAEA, Wien, 2011.
- [361] National Atomic Energy Agency of Poland, „National report of Republic of Poland on compliance with obligations of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ IAEA, Wien, 2014.
- [362] National Commission for Nuclear Activities Control, „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. Romania: The Fifth National Report,“ IAEA, Wien, 2014.
- [363] SÚJB, „National Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management R5.0,“ IAEA, Wien, 2014.
- [364] State Nuclear Regulatory Committee of Ukraine, „National Report On Compliance with the Obligations under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ IAEA, Wien, 2005.

- [365] U.S. Department of Energy, „United States of America - Sixth National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management,“ IAEA, Wien, 2017.
- [366] SKB, „SKB-TR-10-13: Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository,“ SKB, Stockholm, 2010.
- [367] T. Lampman und A. Popescu, „NWMO TR-2010-11: Initial Evaluation of Mechanical Stress Distributions in Spent CANDU Fuel Bundles,“ NWMO, Toronto, 2010.
- [368] L. Wilk, „NWMO TR-2013-02: CANDU Fuel Burnup and Power Rating 2012 Update,“ NWMO, Toronto, 2013.
- [369] M. Seager und A. Inglet, „NWMO TR-2009-33: ORIGEN-S Decay Heat Calculations from NuFLASH and SORO Detailed Bundle Data,“ NWMO, Toronto, 2009.
- [370] The Royal Society; The Royal Academy of Engineering, „Nuclear energy - the future climate,“ The Royal Society, London, 1999.
- [371] RWMAC - Radioactive Waste Management Advisory Committee, „RWMAC's Advice to Ministers on the Radioactive Waste Implications of Reprocessing - Annex 4,“ Department for Environment, Food and Rural Affairs - archiviert auf web.archive.org, 03 11 2002. [Online]. Available: <https://web.archive.org/web/20060819040238/http://www.defra.gov.uk/rwmac/reports/reprocess/16.htm>. [Zugriff am 24 07 2018].
- [372] G. Rossiter und M. Mignanelli, „The characteristics of LWR fuel at high burnup and their relevance to AGR spent fuel,“ National Nuclear Laboratory, Sellafield, 2011.
- [373] IAEA, „Power Reactor Information System: Latina,“ IAEA, 23 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=318>. [Zugriff am 24 07 2018].
- [374] IAEA, „Power Reactor Information System: Tokai-1,“ IAEA, 23 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=344>. [Zugriff am 24 07 2018].
- [375] S. S. Hecker, „Report of Visit to the Democratic People's Republic of North Korea (DPRK). Pyongyang and the Nuclear Center at Yongbyon, Feb. 12 - 16, 2008.,“ Center for International Security and Cooperation, Stanford University, Stanford, Kalifornien, 2008.
- [376] IAEA, „Power Reactor Information System: Vandellós-1,“ IAEA, 23 07 2018. [Online]. Available: <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=150>. [Zugriff am 23 07 2018].
- [377] NDA, „NDA/RWM/048: Geological Disposal - Generic Disposal Facility Designs,“ NDA, Didcot, 2010.

- [378] SKB, „Application for Permit under the Environmental Code,“ 2011. [Online]. Available: <http://www.skb.com/wp-content/uploads/2017/01/1282835-MB-ans%C3%B6kan-p%C3%A5-engelska.pdf>. [Zugriff am 25 03 2019].
- [379] SKB, „Application for License under the Nuclear Activities Act,“ 2011. [Online]. Available: <http://www.skb.com/wp-content/uploads/2017/01/1282973-KTL-ans%C3%B6kan-p%C3%A5-engelska.pdf>. [Zugriff am 25 03 2019].
- [380] 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.
- [381] SKB, „SKB-TR-10-46: Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Site,“ SKB, Stockholm, 2010.
- [382] Posiva Oy, „Posiva-2017-02: Safety Case Plan for the Operating Licence Application,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2017.
- [383] H. Raiko, B. Pastina, T. Jalonen, L. Nölvi, J. Pitkänen und T. Salonen, „Posiva-2012-16: Canister Production Line 2012 - Design, Production and Initial State of the Canister,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2012.
- [384] KAERI, „High-Level Radwaste Disposal Technology Development: Geological Disposal System Development,“ KAERI, Taejeon, 2003.
- [385] Andra, „Dossier d'Options de Sûreté Partie Exploitation,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2016.
- [386] Radioactive Waste Management, „Geological Disposal: Overview of international siting processes 2017,“ Radioactive Waste Management Limited, Didcot, 2017.
- [387] Radioactive Waste Management Limited, „Geological Disposal. Concept Selection Process,“ Radioactive Waste Management Limited, Didcot, 2018.
- [388] Radioactive Waste Management, „Geological Disposal. Concept Status Report,“ Radioactive Waste Management Limited, Didcot, 2017.
- [389] U.S. Department of Energy, „DOE/RW-0573: Yucca Mountain Repository License Application. General Information,“ U.S. DoE, Washington D.C., 2008.
- [390] 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.
- [391] Bechtel SAIC, „Basis of Design for the TAD Canister-based Repository Design Concept,“ U.S. DoE Office of Civilian Radioactive Waste Management, Las Vegas, 2008.
- [392] Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future, „Report to the Secretary of Energy,“ Blue Ribbon Commission, Department of Energy, Washington D.C., 2012.

- [393] Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH, *Begriffsbestimmung: Kristallines Wirtsgestein*, Peine: BGE, 2020.
- [394] Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH, *Begriffsbestimmung: Wirtsgestein Tonstein / Tongestein*, Peine: BGE, 2020.
- [395] Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH, *Begriffsbestimmung: Wirtsgestein Steinsalz*, Peine: BGE, 2020.
- [396] 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.
- [397] F. D. Hansen, W. Steininger und W. Bollingerfehr, „Proceedings of the 7th US/German Workshop on Salt Repository Research, Design, and Operation,“ U. S. Department of Energy - Spent Fuel and Waste Science and Technology, Washington D.C., 2017.
- [398] F. D. Hansen, W. Steininger und W. Bollingerfehr, „Proceedings of the 6th US/German Workshop on Salt Repository Research, Design and Operation - Fuel Cycle Research and Development,“ U. S. Department of Energy - Used Fuel Disposition Campaign, Washington D.C., 2016.
- [399] SKB, „SKB-TR-09-22: Design premises for a KBS-3V repository based on results from the safety assessment SR-Can and some subsequent analyses,“ SKB, Stockholm, 2009.
- [400] Nagra, „Felslabor Grimsel,“ Nagra, [Online]. Available: <https://www.nagra.ch/de/felslaborgrimsel.htm>. [Zugriff am 30.08.2018].
- [401] Grimsel Test Site, „Geology of the Grimsel Test Site,“ Grimsel Test Site, 2018. [Online]. Available: <http://grimsel.com/gts-information/about-the-gts/geology-of-the-grimsel-test-site>. [Zugriff am 30.08.2018].
- [402] A. Pahl, S. Heusermann, V. Bräuer und W. Glöggler, „Nagra Technical Report 88-39E: Grimsel Test Site - Rock Stress Investigations,“ Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Hannover, 1989.
- [403] V. Duda, „Deep Geological Repository Development in the Czech Republic,“ SÚRAO, Prag, 2015.
- [404] 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.
- [405] ONDRAF/NIRAS, „NIROND-2001-05-E: Technical overview of the SAFIR 2 report,“ ONDRAF/NIRAS, Brüssel, 2001.
- [406] 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.

- [407] 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.
- [408] U. S. Department of Energy, „Final Environmental Impact Statement for a Geologic Repository for the Disposal of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste at Yucca Mountain, Nye County, Nevada. Volume I - Impact Analyses - Chapters 1 through 15,“ U.S. DoE, North Las Vegas, 2002.
- [409] I. Sánchez-Castro, M. A. Ruiz-Fresneda, M. Bakkali, P. Kämpfer und S. P. Glaeser, „*Stenotrophomonas bentonitica* sp. nov., isolated from bentonite formations,“ *International Journal of Systematic and Evolutionary Microbiology* 67, pp. 2779-2786, 2017.
- [410] M. Libert, M. K. Schütz, L. Esnault, D. Féron und O. Bildstein, „Impact of microbial activity on the radioactive waste disposal: long term prediction of biocorrosion processes,“ *Bioelectrochemistry* 97, pp. 162-168, 11 10 2013.
- [411] M. Libert, O. Bildstein, L. Esnault, M. Jullien und R. Sellier, „Molecular hydrogen: An abundant energy source for bacterial activity in nuclear waste repositories,“ *Physics and Chemistry of the Earth* 36, pp. 1616-1623, 09 11 2011.
- [412] A. F. Giacobone, S. Rodriguez, A. Burkart und R. Pizarro, „Microbiological induced corrosion of AA 6061 nuclear alloy in highly diluted media by *Bacillus cereus* RE 10,“ *International Biodeterioration & Biodegradation* 65, pp. 1161-1168, 04 10 2011.
- [413] N. O. San, H. Nazır und G. Dönmez, „The effect of *Aeromonas eucrenophila* on microbiologically induced corrosion of nicklezinc alloy,“ *International Biodeterioration & Biodegradation* 80, pp. 34-40, 21 03 2013.
- [414] L. R. Bairi, R. P. George und U. K. Mudali, „Microbially induced corrosion of D9 stainless steel–zirconium metal waste form alloy under simulated geological repository environment,“ *Corrosion Science* 61, pp. 19-27, 20 04 2012.
- [415] F. King, P. Humphreys und R. Metcalfe, „A Review of the Information Available to Assess the Risk of Microbiologically Influenced Corrosion in Waste Packages,“ Quintessa, Henley-on-Thames, 2011.
- [416] J. Stouilil und D. Dobrev, „Mikrobiální koroze kovových materiálů v hlubinném úložišti radioaktivního odpadu (Microbial corrosion of metallic materials in a deep nuclear-waste repository),“ *Koroze a ochrana materiálu* 60, pp. 59-67, 2016.
- [417] I. G. McKinley, J. M. West und H. A. Grogan, „NAGRA-TR-85-43: An analytical overview of the consequences of microbial activity in a Swiss HLW repository,“ Nagra, Baden/Schweiz, 1985.
- [418] D. R. Cullimore, „NWMO Background Papers 4.6: Review of the Implications of Microbiological Factors on the Long-Term Management of Used Nuclear Fuel,“ NWMO, Toronto, 2004.

- [419] K. Pedersen, „SKB-TR-00-04: Microbial processes in radioactive waste disposal,“ SKB, Stockholm, 2000.
- [420] M. K. Schütz, M. L. Schlegel, M. Libert und O. Bildstein, „Impact of Iron-Reducing Bacteria on the Corrosion Rate of Carbon Steel under Simulated Geological Disposal Conditions,“ *Environmental Science and Technology* 49, pp. 7483-7490, 19 05 2015.
- [421] I. Sánchez-Castro, M. Bakkali und M. L. Merrouna, „Draft Genome Sequence of *Stenotrophomonas bentonitica* BII-R7T, a Selenite-Reducing Bacterium Isolated from Spanish Bentonites,“ *Genome Announcements* 5, pp. e00719-17, 03 08 2017.
- [422] Q. Qu, L. Wang, L. Li, Y. He, M. Yang und Z. Ding, „Effect of the fungus, *Aspergillus niger*, on the corrosion behaviour of AZ31B magnesium alloy in artificial seawater,“ *Corrosion Science* 98, pp. 249-259, 30 05 2015.
- [423] H. Liu, D. Xu, A. Q. Dao, G. Zhang, Y. Lv und H. Liua, „Study of corrosion behavior and mechanism of carbon steel in the presence of *Chlorella vulgaris*,“ *Corrosion Science* 101, pp. 84-93, 09 09 2015.
- [424] J. Edlund, L. Rabe, A. Bengtsson, B. Hallbeck, L. Eriksson, J. Johansson, L. Johansson und K. Pedersen, „POSIVA-WR-2016-48; Understanding Microbial Production of Sulphide in Deep Olkiluoto Groundwater,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2016.
- [425] M. Itävaara, M.-L. Vehkomäki und A. Nousiainen, „POSIVA-WR-2008-82: Sulphate-Reducing Bacteria in Ground Water Samples from Olkiluoto – Analyzed by Quantitative PCR,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2008.
- [426] A. Schneider und H. Nielsen, „Zur Genese des elementaren Schwefels im Gips von Weenzen (Hfls),“ *Beiträge zur Mineralogie und Petrographie* 11, pp. 705-718, 17 08 1965.
- [427] J. Wu, D. Zhang, P. Wang, Y. Cheng, S. Sun, Y. Sun und S. Chen, „The influence of *Desulfovibrio* sp. and *Pseudoalteromonas* sp. on the corrosion of Q235 carbon steel in natural seawater,“ *Corrosion Science* 112, pp. 552-562, 30 06 2016.
- [428] H. E. Hajj, „Influence des microorganismes sur la corrosion d'un acier non allié dans le contexte du stockage géologique profond des déchets radioactifs (Thèse de Doctorat),“ Université de Nantes - UFR Sciences et Techniques, Nantes, 2010.
- [429] H. Lia, C. Yang, E. Zhou, C. Yang, H. Feng, Z. Jiang, D. Xu, T. Gu und K. Yang, „Microbiologically influenced corrosion behavior of S32654 superaustenitic stainless steel in the presence of marine *Pseudomonas aeruginosa* biofilm,“ *Journal of Materials Science & Technology* 33, pp. 1596-1603, 04 03 2017.
- [430] F. Maia, I. Puigdomenech und J. Molinero, „SKB-TR-16-05: Modelling rates of bacterial sulfide lactate energy,“ SKB, Stockholm, 2016.
- [431] A. Bengtsson, A. Blom, B. Hallbeck, C. Heed, L. Johansson, J. Stahlén und K. Pedersen, „SKB-TR-16-09: Microbial sulphide-producing activity MX-80, Asha and Calcigel bentonite at wet densities from 1 500 to 2 000 kg m⁻³,“ SKB, Stockholm, 2017.

- [432] L. Hallbeck, „SKB-TR-14-14: Determination of sulphide production rates in laboratory cultures of the sulphate reducing bacterium *Desulfovibrio aespoeensis* with lactate and H₂ as energy sources,“ SKB, Stockholm, 2014.
- [433] M. A. Javed, P. R. Stoddart, E. A. Palombo, S. L. McArthur und S. A. Wade, „Inhibition or acceleration: Bacterial test media can determine the course of microbiologically influenced corrosion,“ *Corrosion Science* 86, pp. 149-158, 14 05 2014.
- [434] J. V. Bailey, F. A. Corsetti, S. E. Greene, C. H. Crosby, P. Liu und V. J. Orphan, „Filamentous sulfur bacteria preserved in modern and ancient phosphatic sediments: implications for the role of oxygen and bacteria in phosphogenesis,“ *Geobiology* 11, pp. 397-405, 24 05 2013.
- [435] G. Kuippers, N. M. Bassil, C. Boothman, N. Bryan und J. R. Lloyd, „Microbial degradation of isosaccharinic acid under conditions representative for the far field of radioactive waste disposal facilities,“ *Mineralogical Magazine* 79, pp. 1443-1454, 10 06 2015.
- [436] J. Edlund, L. Eriksson, L. Johansson, A. Chukharkina, J. Johansson, B. Hallbeck und K. Pedersen, „POSIVA-WR-2016-38: Microbial Investigations During Infiltration Experiment (INEX) Phase 2,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2016.
- [437] K. Takishitaa, M. Tsuchiyaa, M. Kawatooa, K. Ogurib, H. Kitazatob und T. Maruyama, „Genetic Diversity of Microbial Eukaryotes in Anoxic Sediment of the Saline Meromictic Lake Namako-ike (Japan): On the Detection of Anaerobic or Anoxic-tolerant Lineages of Eukaryotes,“ *Protist* 158, pp. 51-64, 09 07 2006.
- [438] G. M. Wolfaardt und D. R. Korber, „NWMO-TR-2012-02: Near-field Microbiological Considerations Relevant to a Deep Geological Repository for Used Nuclear Fuel – State of Science Review,“ NWMO, Toronto, 2012.
- [439] B. S. Lollar, „NWMO-TR-2011-09: Far-field Microbiology Considerations Relevant to a Deep Geological Repository – State of Science Review,“ NWMO, Toronto, 2011.
- [440] J. M. West, A. Vialta und I. G. McKinley, „NAGRA-TB-90-28: Microbiological analysis at the Osamu Utsumi mine and Morro do Ferro analogue study sites, Pocos de Caldas, Brazil,“ Nagra, Baden (Schweiz), 1990.
- [441] N. R. Smart, B. Reddy, A. P. Rance, D. J. Nixon, M. Frutschi, R. Bernier-Latmani und N. Diomidis, „The anaerobic corrosion of carbon steel in compacted bentonite exposed to natural Opalinus Clay porewater containing native microbial populations,“ *Corrosion Engineering, Science and Technology* 52, pp. 101-112, 23 03 2017.
- [442] D. R. Jalique, S. Stroes-Gascoyne, C. J. Hamon, D. G. Priyanto, C. Kohle, W. G. Evenden, G. M. Wolfaardt, A. A. Grigoryan, J. McKelvie und D. R. Korber, „Culturability and diversity of microorganisms recovered from an eight-year old highly-compacted, saturated MX-80 Wyoming bentonite plug,“ *Applied Clay Science* 126, pp. 245-250, 01 04 2016.
- [443] S. Stroes-Gascoyne, C. J. Hamon und K. Stephenson, „NWMO-TR-2014-21: Microbial Analysis of Buffer Materials from the Alternative Buffer Material (ABM) Experiments at the Äspö Hard Rock Laboratory, Sweden,“ NWMO, Toronto, 2014.

- [444] S. Stroes-Gascoyne und C. J. Hamon, „NWMO-TR-2014-15: Microbial Analysis of Highly Compacted Bentonite Samples from Two Large In Situ Tests at the Äspö Hard Rock Laboratory, Sweden,“ NWMO, Toronto, 2014.
- [445] L. Hallbeck, L. Johansson, J. Edlund und K. Pedersen, „SKB-TR-16-13: Microbial analyses of groundwater, bentonite and surfaces – post-test analysis of packages 4 (A05) and 5 (A06) from the MiniCan experiment,“ SKB, Stockholm, 2017.
- [446] S. Lydmark, „SKB-P-11-16: Äspö Hard Rock Laboratory Prototype repository - Analyses of microorganisms, gases, and water chemistry in buffer and backfill, 2010,“ SKB, Stockholm, 2011.
- [447] S. Lydmark und K. Pedersen, „SKB-P-11-06: Äspö Hard Rock Laboratory - Canister Retrieval Test - Microorganisms in buffer from the Canister Retrieval Test – numbers and metabolic diversity,“ SKB, Stockholm, 2011.
- [448] B. Wallin, „SKB-R-11-13: Bacterial sulphate reduction and mixing processes at the Äspö Hard Rock Laboratory indicated by groundwater $\delta^{34}\text{S}$ isotope signatures,“ SKB, Stockholm, 2011.
- [449] S. Stroes-Gascoyne und C. J. Hamon, „NWMO TR-2008-09: Preliminary Microbial Analysis of Limestone and Shale Rock Samples,“ NWMO, Toronto, 2008.
- [450] G. F. Slater, D. P. Moser und B. S. Lollar, „NWMO-TR-2013-17: Development of Microbial Characterization Techniques for Low-Permeability Sedimentary Rocks,“ NWMO, Toronto, 2013.
- [451] K. Greiner, D. Peršoh, A. Weig und G. Rambold, „Phialosimplex salinarum, a new species of Eurotiomycetes from a hypersaline habitat,“ *International Mycological Association: Fungus* 5, pp. 161-172, 09 10 2014.
- [452] S. Abdelkafi, M. Chamkha und L. Casalot, „Isolation and characterization of a novel *Bacillus* sp., strain YAS1, capable of transforming tyrosol under hypersaline conditions,“ *FEMS Microbiology Letters* 252, pp. 79-84, 22 08 2005.
- [453] H. Stan-Lotter, T. J. McGenity, A. Legat, E. B. M. Denner, K. Glaser, K. O. Stetter und G. Wanner, „Very similar strains of *Halococcus salifodinae* are found in geographically separated Permo-Triassic salt deposits,“ *Microbiology* 145, pp. 3565-3574, 1999.
- [454] H. Stan-Lotter, M. Pfaffenhuemer, A. Legat, H.-J. Busse, C. Radax und C. Gruber, „*Halococcus dombrowskii* sp. nov., an archaeal isolate from a Permian alpine salt deposit,“ *International Journal of Systematic and Evolutionary Microbiology* 52, pp. 1807-1814, 01 03 2002.
- [455] R. H. Vreeland, W. D. Rosenzweig und D. W. Powers, „Isolation of a 250 million-year-old halotolerant bacterium from a primary salt crystal,“ *Nature* 407, pp. 897-900, 19 10 2000.
- [456] N. Gunde-Cimerman, P. Zalar, S. d. Hoog und A. Plemenitas, „Hypersaline waters in salterns - natural ecological niches for halophilic black yeasts,“ *FEMS Microbiology Ecology* 32, pp. 235-240, 31 03 2000.

- [457] T. J. McGenity, R. T. Gemmell, W. D. Grant und H. Stan-Lotter, „Minireview: Origins of halophilic microorganisms in ancient salt deposits,“ *Environmental Microbiology* 2, pp. 243-250, 31 01 2000.
- [458] H. Dombrowski, „Bacteria from Palaeozoic Salt Deposits,“ *Annals New York Academy of Sciences* 108, pp. 453-460, 01 06 1963.
- [459] P. W. J. J. v. d. Wielen, H. Bolhuis, S. Borin, D. Daffonchio, C. Corselli, L. Giuliano, G. D'Auria, G. J. d. Lange, A. Huebner, S. P. Varnavas, J. Thomson, C. Tamburini, D. Marty und T. J. McGenity, „The Enigma of Prokaryotic Life in Deep Hypersaline Anoxic Basins,“ *Science* 307, pp. 121-123, 07 01 2005.
- [460] L. Zhang, Y. Wang, J. Dai, Y. Tang, Q. Yang, X. Luo und C. Fang, „*Bacillus korlensis* sp. nov., a moderately halotolerant bacterium isolated from a sand soil sample in China,“ *International Journal of Systematic and Evolutionary Microbiology* 59, pp. 1787-1792, 2009.
- [461] M. A. Amoozegar, C. Sánchez-Porro, R. Rohban und M. Hajighasemi, „*Bacillus persepolensis* sp. nov., a moderately halophilic bacterium from a hypersaline lake,“ *International Journal of Systematic and Evolutionary Microbiology* 59, pp. 2352-2358, 2009.
- [462] B. Nowlan, M. S. Dodia, S. P. Singh und B. K. C. Patel, „*Bacillus okhensis* sp. nov., a halotolerant and alkalitolerant bacterium from an Indian saltpan,“ *International Journal of Systematic and Evolutionary Microbiology* 56, pp. 1073-1077, 2006.
- [463] A. R. Brown, E. Correa, Y. Xu, N. AlMasoud, S. M. Pimblott, R. Goodacre und J. R. Lloyd, „Phenotypic Characterisation of *Shewanella oneidensis* MR-1 Exposed to X-Radiation,“ *PLOS One*, pp. 1-22, 22 06 2015.
- [464] S. Levin-Zaidman, J. Englander, E. Shimoni, A. K. Sharma, K. W. Minton und A. Minsky, „Ringlike Structure of the *Deinococcus radiodurans* Genome: A Key to Radioresistance?,“ *Science* 299, pp. 254-256, 10 01 2003.
- [465] M. J. Daly, E. K. Gaidamakova, V. Y. Matrosova, A. Vasilenko, M. Zhai, A. Venkateswaran, M. Hess, M. V. Omelchenko, H. M. Kostandarithes, K. S. Makarova, L. P. Wackett, J. K. Fredrickson und D. Ghosal, „Accumulation of Mn(II) in *Deinococcus radiodurans* Facilitates Gamma-Radiation Resistance,“ *Science*, p. 1, 30 09 2004.
- [466] A. R. Brown, J. S. Small, S. M. Pimblott, R. Goodacre und J. R. Lloyd, „The impact of ionizing radiation on microbial cells pertinent to the geological disposal of radioactive waste,“ *Radioactive Waste Management*, Oxford, 2017.
- [467] D. Castelvechi, „Dark Power: Pigment seems to put radiation to good use,“ *Science News* 171, p. 325, 26 05 2007.
- [468] N. N. Zhdanova, A. I. Vasilevskaya, L. V. Artyshkova, Y. S. Sadavnikov, T. N. Lashko und J. Dighton, „Changes in micromycete communities in soil in response to pollution by long-lived radionuclides emitted in the Chernobyl accident,“ *Journal of Mycological Research* 98, pp. 789-795, 1994.

- [469] P. Li, Y. Zhao, Y. Liu, Y. Zhao, D. Xu, C. Yang, T. Zhang, T. Gu und K. Yang, „Effect of Cu Addition to 2205 Duplex Stainless Steel on the Resistance against Pitting Corrosion by the *Pseudomonas aeruginosa* Biofilm,“ *Journal of Materials Science & Technology* 33, pp. 723-727, 18 11 2016.
- [470] H. Kawakami, K. Kittaka, Y. Sato und Y. Kikuchi, „Bacterial Attachment and Initiation of Biofilms on the Surface of Copper Containing Stainless Steel,“ *ISIJ International* 50, pp. 133-138, 02 10 2009.
- [471] N. O. San, H. Nazır und G. Dönmez, „Microbiologically influenced corrosion failure analysis of nickel–copper alloy coatings by *Aeromonas salmonicida* and *Delftia acidovorans* bacterium isolated from pipe system,“ *Engineering Failure Analysis* 25, pp. 63-70, 09 05 2012.
- [472] N. O. San, H. Nazır und G. Dönmez, „Microbially influenced corrosion and inhibition of nickel–zinc and nickel–copper coatings by *Pseudomonas aeruginosa*,“ *Corrosion Science* 79, pp. 177-183, 20 11 2013.
- [473] N. O. San, H. Nazır und G. Dönmez, „Evaluation of microbiologically influenced corrosion inhibition on Ni–Co alloy coatings by *Aeromonas salmonicida* and *Clavibacter michiganensis*,“ *Corrosion Science* 65, pp. 113-118, 11 08 2012.
- [474] S. Chen, P. Wang und D. Zhang, „Corrosion behavior of copper under biofilm of sulfate-reducing bacteria,“ *Corrosion Science* 87, pp. 407-415, 09 07 2014.
- [475] J. Persson, S. Lydmark, J. Edlund, A. Pääjärvi und K. Pedersen, „SKB-R-11-22: Microbial incidence on copper and titanium embedded in compacted bentonite clay,“ SKB, Stockholm, 2011.
- [476] S. L. Smith, A. Rizoulis, J. M. West und J. R. Lloyd, „The Microbial Ecology of a Hyper-Alkaline Spring, and Impacts of an Alkali-Tolerant Community During Sandstone Batch and Column Experiments Representative of a Geological Disposal Facility for Intermediate-Level Radioactive Waste,“ *Geomicrobiology Journal* 33, pp. 455-467, 01 05 2015.
- [477] N. M. Bassil und J. R. Lloyd, „Draft Genome Sequences of Four Alkaliphilic Bacteria Belonging to the *Anaerobacillus* Genus,“ *Genome Announcements* 5, pp. e01493-16, 19 01 2017.
- [478] M. Wenk, „NAGRA-TB-93-33: Wachstum mikrobieller Mischkulturen unter anaeroben, alkalischen Bedingungen,“ Nagra, Wettingen, 1993.
- [479] S. Stroes-Gascoyne, C. J. Hamon, P. Maak und S. Russell, „The effects of the physical properties of highly compacted smectitic clay (bentonite) on the culturability of indigenous microorganisms,“ *Applied Clay Science* 47, pp. 155-162, 29 06 2008.
- [480] 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.

- [481] 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.
- [482] A. Oren, „Diversity of halophilic microorganisms: Environments, phylogeny, physiology, and applications,“ *Journal of Industrial Microbiology & Biotechnology* 28, pp. 56-63, 2002.
- [483] H. Miettinen, M. Bomberg, M. Nyyssönen, H. Salavirta, E. Sohlberg, M. Vikman und m. Itävaara, „POSIVA-WR-2015-12: The Diversity of Microbial Communities in Olkiluoto Groundwaters 2009-2013,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2015.
- [484] I. Tsitko und M. Bomberg, „POSIVA-WR-2014-34: The Diversity of Bacterial Community in Lastensuo Bog Characterized by DNA-based 16S rRNA-gene targeted 454 Pyrosequencing,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2014.
- [485] M. Bomberg und M. Itävaara, „POSIVA-WR-2012-27: The Diversity of Microbial Communities in Olkiluoto Groundwater Fracture Zones Characterized by DNA and RNA Based 16S rRNA-targeted 454 Pyro Sequencing and qPCR,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2013.
- [486] M. Mantynen, „POSIVA-WR-2000-42: Field measuring results and results from the microbe and gas analysis for the PAVE groundwater samples from borehole KLX02 in Ixemar,“ Posiva Oy, Helsinki, 2000.
- [487] S. A. Haveman, E. L. Nilsson und K. Pedersen, „POSIVA-2000-06: Regional distribution of microbes in groundwater from Hästholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara, Finland,“ Posiva Oy, Helsinki, 2000.
- [488] K. Pedersen, „POSIVA-WR-2006-09: Microbiology of Transitional Groundwater of the Porous Overburden and Underlying Fractured Bedrock Aquifers in Olkiluoto 2004, Finland,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2006.
- [489] K. Pedersen, L. Rabe, A. Chukharkina, B. Hallbeck, A. Bengtsson, J. Edlund, L. Eriksson, A. Blom, J. Johansson und L. Johansson, „POSIVA-WR-2016-16: Analysis of Microorganisms and Dissolved Gases in Shallow Olkiluoto Groundwater in May and August, 2014,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2016.
- [490] K. Pedersen, M. Bomberg und M. Itävaara, „POSIVA-2012-42: Summary Report: Microbiology of Olkiluoto and ONKALO Groundwater,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2014.
- [491] B. Thulin und H. J. Hahn, „SKB-TR-08-06: Ecology and living conditions of groundwater fauna,“ SKB, Stockholm, 2008.
- [492] B. Kienzler und J. S. Swanson, „KIT-7744: Microbial Effects in the Context of Past German Safety Cases,“ Karlsruher Institut für Technologie, Karlsruhe, 2017.
- [493] L. Hallbeck, „SKB-TR-10-19: Principal organic materials in a repository for spent nuclear fuel,“ SKB, Stockholm, 2010.

- [494] P. Wersin, P. Alt-Epping, P. Pitkänen, G. Román-Ross, P. Trinchero, J. Molinero, P. Smith, M. Snellman, A. Filby und M. Kiczka, „POSIVA-2014-01: Sulphide Fluxes and Concentrations in the Spent Nuclear Fuel Repository at Olkiluoto,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2014.
- [495] R. Kietäväinen, L. Ahonen und K. Pedersen, „Microbiology in Nuclear Waste Disposal, Deliverable D2.3: Interim report on deep gases and sulphur compounds as biogeochemical energy sources in crystalline rock,“ MIND Project, 2017.
- [496] H. N. Schulz, T. Brinkhoff, T. G. Ferdelman, M. H. Mariné, A. Teske und B. B. Jørgensen, „Dense Populations of a Giant Sulfur Bacterium in Namibian Shelf Sediments,“ *Science* 284, pp. 493-495, 16 04 1999.
- [497] V. Vaitkeviciene, A. Narkuniene und D. Grigaliuniene, „Solubility of radionuclides released from spent nuclear fuel disposed of in a geological repository,“ *Energetika* 55, pp. 237-244, 2009.
- [498] IAEA, „IAEA Safety Standards Series SSG-27: Criticality Safety in the Handling of Fissile Material. Specific Safety Guide,“ IAEA, Wien, 2014.
- [499] D. Emendörfer und K.-H. Höcker, Theorie der Kernreaktoren, Band 1: Der stationäre Reaktor, Mannheim: Bibliographisches Institut, 1982.
- [500] O. Wantz, „A Study of In-Package Nuclear Criticality in Possible Belgian Spent Nuclear Fuel Repository Designs (Dissertation),“ Université Libre de Bruxelles, Brüssel, 2005.
- [501] Nirex, „Nirex Report N/124: Specification for Waste Packages Containing Vitrified High Level Waste and Spent Nuclear Fuel,“ Nirex, Didcot, 2005.
- [502] Canadian Nuclear Safety Commission CNSC, *RD-327: Nuclear Criticality Safety*, Ottawa: CNSC, 2010.
- [503] U.S. DoE - Office of Civilian Radioactive Waste Management, „DOE/RW-0539-1: Yucca Mountain Science and Engineering Report. Technical Information Supporting Site Recommendation Consideration (Revision 1),“ U. S. Department of Energy, Las Vegas, 2002.
- [504] Czech State Office for Nuclear Safety, „Regulation No. 195/1999 Sb. of the State Office for Nuclear Safety of August 21, 1999 on Requirements on Nuclear Installations for Assurance of Nuclear Safety, Radiation Protection and Emergency Preparedness,“ pp. 1-24, 21 08 1999.
- [505] Economic Commission for Europe - Inland Transport Committee, „Chapter 6.4: Requirements for the Construction, Testing and Approval of Packages for Radioactive Material and for the Approval of such Material,“ in *European Agreement Concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road - ADR (as applicable from 1 January 2019), Volume II*, UN, Wien, 2019, pp. 359-383.

- [506] Czech State Office for Nuclear Safety, „Decree No. 379 of 7th November 2016 concerning the approval of some products in the field of peaceful use of nuclear energy and ionising radiation and the carriage of radioactive or fissile material,“ pp. 1-101, 7 11 2016.
- [507] G. Radulescu und J. C. Wagner, „Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark - Phase VII,“ OECD-NEA, Issy-les-Moulineaux, 2012.
- [508] M. Behler, M. Bock, R. Canepín, B. Gmal, H. Herbert, R. Kilger, E.-F. Moser, J. Peschke, F. Rowold und M. Xie, „GRS-A-3707: Weiterführende Bearbeitung spezieller Themen im Rahmen generischer Sicherheitsanalysen zur Kritikalität von Kernbrennstoffen in der Nachverschlussphase eines geologischen Endlagers,“ GRS, Köln, 2013.
- [509] Radioactive Waste Management, „NDA Report DSSC/458/01: Geological Diposal. Criticality Safety Status Report,“ RWM, Didcot, 2016.
- [510] M. Anttila, „POSIVA-WR-2005-13: Criticality Safety Calculations for Three Types of Final Disposal Canisters,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2005.
- [511] L. Agrenius, „TR-02-17: Criticality safety calculations of storage canisters,“ SKB, Stockholm, 2002.
- [512] B. Gmal, K. Hummelsheim, R. Kilger, E. F. Moder und J. Thiel, „Current Activities in Criticality Analyses for Final Disposal of Spent Nuclear Fuel and Fissile Material Containing Waste in Germany,“ in *Proceedings of the 7th International Conference on Nuclear Criticality Safety ICNC2003*, Tokai (Präfektur Ibaraki, Japan), 2003.
- [513] 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.
- [514] K.-F. Nilsson, F. Lofaj, M. Burström und C.-G. Andersson, „SKB-TR-05-18: Pressure tests of two KBS-3 canister mock-ups,“ SKB, Stockholm, 2005.
- [515] I. Pospisková, D. Dobrev, M. Kouril, J. Stouilil, 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.
- [516] 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.
- [517] C. Müller, M. Elaguine, C. BEellon, U. Ewert, U. Zscherpel, M. Scharmach, B. Redmer, H. Ryden und U. Ronneteg, „POD (Probability of Detection) Evaluation of NDT Techniques for Cu-Canisters for Risk Assessment of Nuclear Encapsulation,“ in *Proceedings of the 9th European Conference on Non-Destructive Testing*, Berlin, 2006.

- [518] EURIDICE, „ESV Euridice Gie - European Underground Research Infrastructure for Disposal of nuclear waste in Clay Environment,“ Euridice, Mol, 2007.
- [519] Radioactive Waste management, „NDA Report DSSC/451/01: Geological Disposal: Waste Package Evolution Status Report,“ NDA, Didcot, 2016.
- [520] IAEA, „TECDOC-1343: Spent fuel performance assessment and research,“ IAEA, Wien, 2003.
- [521] H. Kim, O. J. Kwon, G.-U. Kang und D.-G. Lee, „Comparisons of prediction methods for peak cladding temperature and effective thermal conductivity in spent fuel assemblies of transportation/storage casks,“ *Annals of Nuclear Energy* 71, pp. 427-435, 16 05 2014.
- [522] J. Lee, W. C. K. Bang, K. Seo und S. Yoo, „Thermal-fluid flow analysis and demonstration test of a spent fuel storage system,“ *Nuclear Engineering and Design* 239, pp. 551-558, 11 12 2008.
- [523] R. Guo, „NWMO-TR-2015-06: Thermal Modelling of a Mark II Container,“ NWMO, Toronto, 2015.
- [524] Posiva Oy, „POSIVA-2012-12: Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at olkiluoto. Synthesis 2012,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2012.
- [525] SKB, „SKB-TR-10-15: Design, production and initial state of the buffer,“ SKB, Stockholm, 2010.
- [526] H. Raiko, R. Sandström, H. Rydén und M. Johansson, „SKB-TR-10-28: Design analysis report for the canister,“ SKB, Stockholm, 2010.
- [527] P. Jansson und M. Kuokkanen, „IPR-01-07: Äspö Hard Rock Laboratory: Prototype Repository. Finite element analyses of heat transfer and temperature distribution in buffer and rock,“ SKB, Stockholm, 1999.
- [528] Czech State Office for Nuclear Safety, „Requirements and Testing Procedures for Type Approval - Annexes to Decree No. 317/2002 Coll.,“ in *Decree No. 317/2002 Coll.*, Prag, Czech State Office for Nuclear Safety, 2002, pp. 1-90.
- [529] Andra, „Dossier d'Options de Sûreté Partie Après Fermeture,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2016.
- [530] Entsorgungskommission (ESK), „EMPFEHLUNG der Entsorgungskommission - Anforderungen an Endlagergebäude zur Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle,“ ESK-Geschäftsstelle, Bonn, 2017.
- [531] Energy Solutions, „DoE Advisory and Assistance Contract. Task Order 12: Standardized Transportation, Ageing and Disposal Canister Feasibility Study,“ Energy Solutions, 2013.
- [532] R. P. Rechard, J. H. Lee, E. L. Hardin und C. R. Bryan, „Waste package degradation from thermal and chemical processes in performance assessments for the Yucca Mountain disposal system for spent nuclear fuel and high-level radioactive waste,“ *Reliability Engineering and System Safety* 122, pp. 145-163, 04 07 2013.

- [533] E. Hardin, T. Hadgu, D. Clayton, R. Howard, H. Greenberg, J. Blink, M. Sharma, M. Sutton, J. Carter, M. Dupont und P. Rodwell, „Repository Reference Disposal Concepts and Thermal Load Management Analysis,“ Sandia National Laboratories, Albuquerque, 2012.
- [534] 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.
- [535] J. Noronha, „APM-REP-00440-0015 R001: Deep Geological Repository Conceptual Design Report Crystalline / Sedimentary Rock Environment,“ NWMO, Toronto, 2016.
- [536] 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.
- [537] M. Jobmann, L. Uhlig, P. Amelung, D. Billaux, M. Polster, H. Schmidt und L. Uhlig, „Untersuchungen zur sicherheitstechnischen Auslegung eines generischen Endlagers im Tonstein in Deutschland (GENESIS). Abschlussbericht,“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2007.
- [538] 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.
- [539] M. Jobmann, J. Maßmann, A. Meleshyn und M. Polster, „Projekt ANSICHT - Quantifizierung von Kriterien für Integritätsnachweise im Tonstein,“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2015.
- [540] J. Mönig, „GRS-A-3058: Literaturstudie über die Fortentwicklung des Kenntnisstandes seit 1997 zur Bildung von Strahlenschäden in Alkalihalogeniden,“ GRS, Köln, 2002.
- [541] Reaktor-Sicherheitskommission, „RSK – Stellungnahme "Strahlenschäden im Steinsalz" vom 09.03.2006 (391. Sitzung),“ RSK-Geschäftsstelle, Bonn, 2006.
- [542] International Congress of Radiology, „Recommendations of the International Commission on Radiological Protection and of the International Commission on Radiological Units,“ U.S. Department of Commerce - National Bureau of Standards, Washington D.C., 1950.
- [543] Bundesministerium der Justiz und für Verbraucherschutz, „Strahlenschutzgesetz vom 27. Juni 2017 (BGBl. I S. 1966), das durch Artikel 2 des Gesetzes vom 27. Juni 2017,“ in *Bundesgesetzblatt I*, Berlin, Bundesministerium der Justiz und für Verbraucherschutz, 2017, p. 1966.

- [544] Economic Commission for Europe - Inland Transport Committee, „Chapter 7.5: Provisions Concerning Loading, Unloading and Handling,“ in *ADR, applicable as from 1 January 2017. European Agreement Concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road*, Wien, UN, 2016, pp. 545-558.
- [545] Czech State Office for Nuclear Safety, „Implementing Decree No. 422 of 14th December 2016 on Radiation Protection and Security of a Radioactive Source,“ pp. 1-321, 14 12 2016.
- [546] Czech State Office for Nuclear Safety, „On type-approval of packagings for shipment, storage and disposal of nuclear materials and radioactive substances, on type-approval of ionizing radiation sources and shipment of nuclear materials and specified radioactive substances,“ *Decree 317 of the State Office for Nuclear Safety*, pp. 1-14, 13 06 2002.
- [547] U. S. Nuclear Regulatory Council, „Part 60 - Disposal of High-Level Radioactive Wastes in Geologic Repositories,“ 18 08 2020. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part060/full-text.html>. [Zugriff am 20 08 2020].
- [548] Energy Solutions, „DoE Advisory and Assistance Contract. Task Order 18: Generic Design for Small Standardized Transportation, Aging and Disposal Canister Systems. Updated Final Report,“ Energy Solutions, Salt Lake City, 2015.
- [549] U. S. Nuclear Regulatory Council, „Part 72 - Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-related Greater-than-Class-C Waste,“ 18 08 2020. [Online]. Available: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part072/full-text.html#part072-0104>. [Zugriff am 20 08 2020].
- [550] W. Bollingerfehr, P. Herold, S. Dörr und W. Filbert, „Auswirkungen der Sicherheitsanforderung Rückholbarkeit auf existierende Einlagerungskonzepte und Anforderungen an neue Konzepte (Vorhaben ASTERIX). Abschlussbericht,“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2014.
- [551] A. Gerhardsson, „Reversibility and Retrievability – The Swedish View,“ in *Reversibility and Retrievability in Planning for Geological Disposal of Radioactive Waste. Proceedings of the “R&R” International Conference and Dialogue*, Reims, OECD-NEA, 2010, pp. 45-47.
- [552] O. Kristensson und L. Börgesson, „TR-14-19: Canister Retrieval Test. Final report,“ SKB, Stockholm, 2015.
- [553] Geschäftsstelle der Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe, „Anhörung „Rückholung/Rückholbarkeit hoch radioaktiver Abfälle - aus einem Endlager, Reversibilität von Entscheidungen“. Präsentation zum Kurzvortrag von MSc Erik Setzman, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Stockholm, Schweden,“ in *16. Sitzung der Kommission am 2. Oktober 2015*, Berlin, 2015.

- [554] J. Avolahti, „Policy Perspective on R&R in the Finnish Context,“ in *Reversibility and Retrievability in Planning for Geological Disposal of Radioactive Waste. Proceedings of the “R&R” International Conference and Dialogue*, Reims, OECD-NEA, 2010, pp. 27-28.
- [555] Nuclear Decommissioning Authority, „NDA/RWMD/031: Geological Disposal: Package evolution status report,“ NDA, Didcot, 2010.
- [556] C.-G. Andersson, „SKB-TR-02-07: Development of fabrication technology for copper canisters with cast inserts,“ SKB, Stockholm, 2002.
- [557] C.-G. Andersson, P. Eriksson, M. Westman und G. Emilsson, „SKB-TR-04-23: Status report, canister fabrication,“ SKB, Stockholm, 2004.
- [558] SKB, „SKB-TR-06-22: Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Can,“ SKB, Stockholm, 2006.
- [559] Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen, „Auslegungsbericht POLLUX-8-DWR-BE,“ DWK, Hannover, 1987.
- [560] VDM Metals, „Alloy 825 - Nicrofer 4221,“ in *VDM Werkstoffdatenblätter*, Werdohl, VDM Metals, 2018, p. 4101.
- [561] VDM Metals, „Alloy 22 - Nicrofer 5621 hMoW,“ in *VDM Werkstoffdatenblätter*, Wehdohl, VDM Metals, 2018, p. 4121.
- [562] Zapp Materials Engineering GmbH, „Specialty Materials: Hastelloy(R) C-4 Alloy,“ 01 09 2013. [Online]. Available: https://www.zapp.com/fileadmin/download/03-orange/01-nickel-kobalt-titan/01-datenblaetter/04-Hastelloy%20C-4_d_09.13.pdf. [Zugriff am 26 09 2018].
- [563] Hempel Special Metals GmbH, „Materialdatenblatt für Alloy C4, 2.4610,“ Hempel Special Metals GmbH, 2018. [Online]. Available: <https://alloyc4.hempel-metals.com/>. [Zugriff am 26 09 2018].
- [564] Haynes International Inc., „HASTELLOY® C-4 alloy,“ Haynes International Inc., 2015. [Online]. Available: <http://haynesintl.com/docs/default-source/pdfs/new-alloy-brochures/corrosion-resistant-alloys/brochures/c-4-brochure-practice.pdf?sfvrsn=8>. [Zugriff am 26 09 2018].
- [565] S. Holdsworth, T. Graule und E. Mazza, „NAB-14-90: Feasibility evaluation study of candidate canister solutions for the disposal of spent nuclear fuel and high level waste. A status review,“ Nagra, Wettingen, 2014.
- [566] MakeltFrom.com, „Nickel Alloy 22 (2.4602, N06022, NiCr21Mo14W),“ Iron Boar Labs Ltd., 20 09 2018. [Online]. Available: <https://www.makeitfrom.com/material-properties/Nickel-Alloy-22-2.4602-N06022-NiCr21Mo14W>. [Zugriff am 28 03 2019].
- [567] MakeltFrom.com, „Nickel Alloy 825 (2.4858, N08825, NA16),“ Iron Boar Labs Ltd., 20 09 2018. [Online]. Available: <https://www.makeitfrom.com/material-properties/Nickel-Alloy-825-2.4858-N08825-NA16>. [Zugriff am 28 03 2019].

- [568] Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH, „Auslegungsbericht POLLUX-8-DWR-BE für das verkehrsrechtliche Zulassungsverfahren,“ DWK, Hannover, 1986.
- [569] Kärnbränslesäkerhet, „Handling and Final Storage of Unreprocessed Spent Nuclear Fuel. Volume II - Technical,“ KBS, Stockholm, 1978.
- [570] Accuratus Ceramic Corporation, „99.5% Alumina Material Properties,“ 2013. [Online]. Available: <https://accuratus.com/pdf/995aluminaprops.pdf>. [Zugriff am 12 11 2018].
- [571] A. Kerber und J. Knorr, „SiC encapsulation of high level waste for long-term immobilization,“ *atw* 58, pp. 8-13, 01 2013.
- [572] 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.
- [573] H. Widén und P. Sellin, „SKB-TR-94-14: Performance of the SKB Copper/Steel Canister,“ SKB, Stockholm, 1994.
- [574] Kärnbränslesäkerhet, „Handling of Spent Nuclear Fuel and Final Storage of Vitrified High Level Reprocessing Waste. Volume III - Facilities,“ KBS, Stockholm, 1977.
- [575] Posiva Oy; SKB, „Posiva SKB Report 01: Safety functions, performance targets and technical design requirements for a KBS-3V repository,“ Posiva Oy/SKB, Olkiluoto/Stockholm, 2017.
- [576] SKB, „TR-03-08: Planning report for the safety assessment SR-Can,“ SKB, Stockholm, 2003.
- [577] J. Kuutti, I. Hakola und S. Fortino, „Posiva-2012-36: Analyses of Disposal Canister Falling Accidents,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2012.
- [578] F. Nilsson, „SKB-TR-92-45: Mechanical integrity of canisters,“ SKB, Stockholm, 1992.
- [579] P. Dillström, „SKB-TR-05-19: Probabilistic analysis of canister inserts for spent nuclear fuel,“ SKB, Stockholm, 2005.
- [580] H. Takase, S. Benbow und P. Grindrod, „SKB-TR-99-34: Mechanical failure of SKB spent fuel disposal canisters,“ SKB, Stockholm, 1998.
- [581] P. Gribi, L. Johnson, D. Suter, P. Smith, B. Pastina und M. Snellman, „SKB-R-08-36: Safety assessment for a KBS-3H spent nuclear fuel repository at Olkiluoto. Process report,“ SKB, Stockholm, 2008.
- [582] F. Garisto, M. Gobien, E. Kremer und C. Medri, „NWMO-TR-2012-08: Fourth Case Study: Reference Data and Codes,“ NWMO, Toronto, 2012.
- [583] E. P. Kremer, „Durability of the Canadian used fuel container,“ *Corrosion Engineering, Science and Technology* 52, pp. 173-177, 02 05 2017.

- [584] Z. Radakovic-Guzina, A. Riahi und B. Damjanac, „NWMO-TR-2015-27: Long-Term Stability Analysis of APM Conceptual Repository Design in Sedimentary and Crystalline Rock Settings,“ NWMO, Toronto, 2015.
- [585] J. J. Laidler, J. E. Battles, W. E. Miller, J. P. Ackermann und E. L. Carls, „Development of Pyroprocessing Technology,“ *Progress in Nuclear Energy* 31, pp. 131-140, 1997.
- [586] T. Inoue, T. Koyama und Y. Arai, „State of the Art of Pyroprocessing Technology in Japan,“ *Energy Procedia* 7, pp. 405-413, 2011.
- [587] H. Lee, J.-M. Hur, J.-G. Kim, D.-H. Ahn, Y.-Z. Cho und S.-W. Paek, „Korean Pyrochemical Process R&D activities,“ *Energy Procedia* 7, pp. 391-395, 2011.
- [588] K. Nagarajan, B. P. Reddy, S. Ghosh, G. Ravisankar, K. S. Mohandas, U. K. Mudali, K. V. G. Kuttu, K. V. K. Viswanathan, C. A. Babu, P. Kalyanasundaram, P. R. V. Rao und B. Raj, „Development of Pyrochemical Reprocessing for Spent Metal Fuels,“ *Energy Procedia* 7, pp. 431-436, 2011.
- [589] S. M. Jeong, H.-S. Shin, S.-S. Hong, J.-M. Hur, J. B. Do und H. S. Lee, „Electrochemical reduction behavior of U₃O₈ powder in a LiCl molten salt,“ *Electrochimica Acta* 55, pp. 1749-1755, 01 11 2009.
- [590] E.-Y. Choi und S. M. Jeong, „Electrochemical processing of spent nuclear fuels: An overview of oxide reduction in pyroprocessing technology,“ *Progress in Natural Science: Materials International* 25, pp. 572-582, 24 12 2015.
- [591] S. W. Kwon, D. H. Ahn, E. H. Kim und H. G. Ahn, „A study on the recovery of actinide elements from molten LiCl-KCl eutectic salt by an electrochemical separation,“ *Journal of Industrial and Engineering Chemistry* 15, pp. 86-91, 28 08 2008.
- [592] B. G. Ahn, H. S. Park, I. T. Kim, Y. J. Cho und H. S. Lee, „Immobilization of Lanthanide Oxides Waste from Pyrochemical Process,“ *Energy Procedia* 7, pp. 529-533, 2011.
- [593] H. Lee, T. Kim, B. Hwang und T. Cho, „Investigation on Ultimate Strength of STS304L Stainless Steel Welded Connection with Base Metal Fracture Using Finite Element Analysis,“ *International Journal of Steel Structures*, pp. 1-14, 26 04 2018.
- [594] Global Metals, „Stainless Steel - 304 / 304L,“ [Online]. Available: http://www.globalmetals.com.au/_pdf/Stainless_Steel/Stainless_Steel_304.pdf. [Zugriff am 05 09 2018].
- [595] M. Wallner, S. Mrugalla, J. Hammer, W. Brewitz, C. Fahrenholz, E. Fein, W. Filbert, B. Haverkamp, M. Jobmann, J. Krone, C. Lerch, P. Ward, E. Weiß, J. Ziegenhagen, T. Gupalo, E. Kamnev, V. Konovalov, V. Lopatin, V. Milovidov und O. Prokopova, „Anforderungen an die Standorterkundung für HAW-Endlager im Hartgestein (ASTER). Abschlußbericht,“ GRS, BGR, DBE TECHNOLOGY, VNIPI T, Köln, 2005.
- [596] 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.

- [597] J. V. Ryan, „DOE Studies to Improve Understanding of Rate-Limiting Mechanisms under Varying Conditions,“ in *NWTRB Summer Board Meeting 2017*, Richland, Washington State, U.S.A., 2017.
- [598] P. Lu, „Corrosion Issues in the Disposal of High Level Nuclear Waste (Diss.),“ University of California, Berkeley, Berkeley, 2016.
- [599] M. Stein, „NAB-14-104: Erläuterungen zur Verpackung radioaktiver Abfälle im Endlagerbehälter,“ Nagra, Wettingen, 2014.
- [600] Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), „Projet de stockage Cigéo - Examen du Dossier d'Options de Sûreté. Annexes,“ IRSN, Frontenay-aux-Roses, 2017.
- [601] STEAG Kernenergie GmbH, MOTOR COLUMBUS Ingenieurunternehmung AG, „NTB-84-31: Behälter aus Stahlguss für die Endlagerung verglaster hochradioaktiver Abfälle,“ Nagra, Baden, 1985.
- [602] 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.
- [603] Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH, „POLLUX-System: Beschreibung. Teil A: Übergeordnete Beschreibung,“ DWK, Hannover, 1987.
- [604] Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen, „Konzeptbeschreibung POLLUX-8-DWR-MOX-BE,“ DWK, Hannover, 1987.
- [605] Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen, „Konzeptbeschreibung POLLUX-24-SWR-BE,“ DWK, Hannover, 1988.
- [606] Andra, „Le scellement par micro-ondes,“ *Le journal de l'Andra* 24, p. 10, 2016.
- [607] N. Texier-Mandoki, „Manufacture of thick ceramic components and associated welding challenges,“ in *8th Exchange Forum IGD-TP*, Berlin, 2018.
- [608] Andra, „Appel à projets Andra: SCCELLMA,“ Andra, Limoges, 2017.
- [609] Andra, „Appel à projets Andra - COCONUT,“ Andra, Saint-Étienne, 2017.
- [610] J. T. Carter, „Containers for Commercial Spent Nuclear Fuel,“ in *NWTRB Meeting*, Washington, D.C., 2016.
- [611] J. Jarrell, „Standardized Transportation, Aging, and Disposal (STAD) Canister Design,“ NWTRB, Golden, Colorado, 2015.
- [612] K. Cummings, „Integrated Approach to Storage, Transportation, and Disposal of Commercial Spent Nuclear Fuel. Nuclear Industry Perspective,“ in *NWTRB Meeting*, Washington, D.C., 2016.
- [613] J. Jarrell, „Integrating Standardization into the Nuclear Waste Management System,“ in *NWTRB Meeting*, Washington, D.C., 2013.

- [614] R. McCormack, „Multi-Canister Overpack,“ in *NWTRB Meeting*, Idaho Falls, Idaho, 2014.
- [615] E. H. Nickel und M. C. Nichols, IMA/CNMNC List of Mineral Names, Livermore, Kalifornien: Materials Data, Inc., 2008.
- [616] G. Bracke, „Wirtsgestein Salz: Forschungsstand und Forschungsbedarf aus der Vorläufigen Sicherheitsanalyse Gorleben (VSG),“ in *ESK workshop zur Deutschen Endlagerforschung*, Bonn, 2015.
- [617] C. Herold, Artist, *Oskarshamn August 2015*. [Art]. Privates Fotoarchiv, 2015.
- [618] STEAG Kernenergie GmbH, „NTB-84-05: Behälter aus Aluminiumoxid für die Endlagerung von hochaktiven Abfällen,“ Nagra, Baden/Schweiz, 1984.
- [619] C.-G. Andersson, „SKB-TR-98-09: Test manufacturing of copper canisters with cast inserts,“ SKB, Stockholm, 1998.
- [620] P. Wikberg, „Crystalline Research Programme in Sweden,“ in *ESK workshop on German waste disposal research*, Bonn, 2015.
- [621] C. Lilja, „Current status of copper corrosion research at SKB,“ in *KYT Copper Corrosion Seminar*, Otaniemi, Espoo, 2017.
- [622] P. Szakálos und O. Gröndler, „Establishing the true corrosion protection of copper canisters to ensure safety,“ in *The Challenge of Interim Storage and Long Term Disposal*, London, 2010.
- [623] P. Szakálos und O. Gröndler, „Thermodynamics and kinetics of copper corrosion in oxygen free water,“ in *Mechanisms of Copper Corrosion in Aqueous Environments*, Stockholm, 2009.
- [624] A. Tsuji, A. Endoh und Y. Asada, „Completion of ABWR Plant —Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station Unit Nos. 6 and 7,“ *Hitachi Review* 47, pp. 157-163, 1998.
- [625] W. Wildi, D. Appel, M. Buser, F. Dermange, A. Eckhardt, P. Hufschmied, H.-R. Keusen und M. Aebbersold, „Disposal Concepts for Radioactive Waste,“ Expertengruppe Entsorgungskonzepte für radioaktive Abfälle (EKRA), Bern, 2000.
- [626] K. Banerjee, K. R. Robb, G. Radulescu, J. M. Scaglione, J. C. Wagner, J. B. Clarity, R. A. LeFebvre und J. L. Peterson, „Estimation of Inherent Safety Margins in Loaded Commercial Spent Nuclear Fuel Casks,“ *Journal of Nuclear Technology* 195, p. (accepted manuscript), 01 08 2016.
- [627] M. Kronberg, „SKB-P-17-21: KBS-3H Heated supercontainer test,“ SKB, Solna, 2018.
- [628] M. Kronberg, „SKB-P-14-27: KBS-3H Preparations, assembly and installation of the Multi Purpose Test,“ SKB, Stockholm, 2016.
- [629] Deutscher Bundestag, „Atomgesetz in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), das zuletzt durch Artikel 2 Absatz 2 des Gesetzes vom 20. Juli 2017 (BGBl. I S. 2808) geändert worden ist,“ in *Bundesgesetzblatt I*, Berlin, Bundesanzeiger, 2017, p. 2808.

- [630] Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), „Evaluation of nuclear criticality safety data and limits for actinides in transport. Final report (C4/TMR2001/200-1),“ IRSN, Fontanay-aux-Roses Cedex, 2001.
- [631] A. Vasiliev, J. Herrero, M. Pecchia, D. Rochman, H. Ferroukhi und S. Caruso, „Preliminary Assessment of Criticality Safety Constraints for Swiss Spent Nuclear Fuel Loading in Disposal Canisters,“ *materials* 12, pp. 494-523, 5 02 2019.
- [632] D. S. Hall und P. G. Keech, „An overview of the Canadian corrosion program for the long-term management of nuclear waste,“ *Corrosion Engineering, Science and Technology* 52, pp. 2-5, 04 12 2017.