

**Überprüfung und Bewertung des
Instrumentariums für eine sicherheitliche
Bewertung von Endlagern für HAW**

ISIBEL

**AP 1.2 - Konzeptionelle Endlagerplanung
und Zusammenstellung des
endzulagernden Inventars**

DBE_{TEC}
DBE TECHNOLOGY GmbH

**Überprüfung und Bewertung des
Instrumentariums für eine sicherheitliche
Bewertung von Endlagern für HAW**

ISIBEL

**AP 1.2 - Konzeptionelle Endlagerplanung
und Zusammenstellung des
endzulagernden Inventars**

W. Bollingerfehr, W. Filbert, M. Pöhler, M. Tholen, J. Wehrmann

DBE TECHNOLOGY GmbH
Eschenstraße 55
D-31224 Peine

TEC-20-2008-AP
Gesamtzahl der Seiten: 176

FKZ 02 E 10065

Ersteller: <i>07.04.08 Bollig C</i>	Prüfer: <i>28.04.08 V. L.</i>	Freigabe: <i>29.04.08 Tholen</i>
Datum/Unterschrift	Datum/Unterschrift	Datum/Unterschrift

April 2008

Vorwort

Im Rahmen des Vorhabens ISIBEL wurde ein Nachweiskonzept für die sicherheitliche Bewertung von Endlagern für hochradioaktive Abfälle in der Wirtsformation Salz entwickelt und untersucht, inwieweit das Instrumentarium für die Bewertung der Betriebs- und Nachbetriebsphase eines solchen Endlagers vorhanden, bzw. ausreichend ist. Zusätzlich wurde ein FEP-Katalog erarbeitet, in dem alle relevanten FEP zusammengestellt wurden. Die im Zeitraum vom 01.10.2005 bis 31.12.2007 durchgeführten Arbeiten sind in den folgenden Berichten zusammengefasst.

Zusammenfassender Abschlussbericht

Überprüfung und Bewertung des Instrumentariums für eine sicherheitliche Bewertung von Endlagern für HAW – ISIBEL. Gemeinsamer Bericht von DBE TECHNOLOGY GmbH, BGR und GRS. DBE TECHNOLOGY GmbH Peine, April 2008

Einzelberichte der Organisationen

1. Langzeitsicherheitsanalyse für ein HAW-Endlager im Salz – Geologisches Referenzmodell für einen HAW-Endlagerstandort im Salz – Technischer Bericht. Beitrag für das Projekt ISIBEL. BGR, Hannover, Tagebuchnummer 11614/05, Juli 2007
2. Konzeptionelle Endlagerplanung und Zusammenstellung des endzulagernden Inventars. DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, April 2008
3. Bewertung der Betriebssicherheit. DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, April 2008
4. FEP-Generierung und Szenarienentwicklung – Stand November 2006. BGR, Hannover, Tagebuchnummer 10402/08, Februar 2008
5. Nachweis der Integrität der geologischen Barriere. BGR, Hannover, Tagebuchnummer 10403/08, September 2007
6. Nachweiskonzept zur Integrität der einschlusswirksamen technischen Barrieren. DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, April 2008
7. Untersuchungen zur Ermittlung und Bewertung von Freisetzungsszenarien. GRS Braunschweig, Bericht GRS-233, April 2008
8. Nachweiskonzepte für die Einhaltung der nicht radiologischen Schutzziele in der Nachbetriebsphase. DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, April 2008
9. FEP-Katalog für einen HAW-Standort im Wirtsgestein Salz. Version 01. Gemeinsamer Bericht von DBE TECHNOLOGY GmbH, BGR und GRS. Peine, Hannover, Braunschweig, April 2008

**W. Bollingerfehr
W. Filbert
M. Pöhler
M. Tholen
J. Wehrmann**

DBE TECHNOLOGY GmbH

Die dieser Studie zugrunde liegenden Arbeiten wurden im Auftrag des BMWi vertreten durch den Projektträger Forschungszentrum Karlsruhe, Bereich Wassertechnologie und Entsorgung, (PTKA-WTE) unter dem Förderkennzeichen 02 E 10065 von DBE TECHNOLOGY GmbH durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt liegt jedoch allein bei den Autoren.

Inhaltsverzeichnis

	Seite
Vorwort	2
1 Einleitung	9
2 Zusammenstellung des endzulagernden Inventars	11
2.1 Mengengerüst hochradioaktiver und wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle	11
2.2 Endlagerbehälter/Verpackungen für hochradioaktive und wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle	14
2.2.1 HAW-Kokille und CSD-B	15
2.2.2 CSD-C	16
2.2.3 POLLUX-Behälter	17
2.2.4 Brennstabkokille	19
2.2.5 CASTOR AVR/THTR und CASTOR KNK	21
2.2.6 CASTOR MTR 2	23
2.3 Charakteristik der hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle - chemische, radiologische und thermische Basisdaten	25
2.3.1 HAW-Kokille	25
2.3.2 CSD-B	30
2.3.3 CSD-C	31
2.3.4 POLLUX-Behälter und BSK	34
2.3.5 CASTOR AVR/THTR	36
2.3.6 CASTOR MTR 2	38
2.3.7 CASTOR KNK	39
2.4 Inventar der endzulagernden hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle – Gesamtaktivitäten, Massen und Volumina der Endlagergebinde	41
2.5 Sicherheitstechnische Anforderungen an Endlagergebinde für hochradioaktive und wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle	43
2.5.1 Unterkritikalität	44
2.5.2 Dosisleistung	46
2.5.3 Integrität	48
2.5.4 Temperatur	51
2.5.5 Gasbildung	55

2.6	Endlagerrelevante Eigenschaften für Endlagergebinde mit hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen	57
2.7	Qualifizierung der Endlagergebinde mit hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen	70
2.7.1	Gesamtaktivität	70
2.7.2	Aktivität relevanter Nuklide	71
2.7.3	Kritikalitätssicherheit	71
2.7.3.1	HAW-Kokille und CSD-B	72
2.7.3.2	CSD-C	72
2.7.3.3	POLLUX-Behälter und BSK	73
2.7.3.4	CASTOR AVR/THTR	75
2.7.3.5	CASTOR MTR 2	75
2.7.3.6	CASTOR KNK	75
2.7.4	Thermische Eigenschaften	76
2.7.5	Dosisleistung	77
2.7.6	Oberflächenkontamination	78
2.7.7	Beschreibung des Rohabfalls/Abfallproduktes	78
2.7.8	Hydrolytische Beständigkeit und Radionuklidfreisetzung	79
2.7.9	Beschreibung/Eigenschaften/Qualität des Abfall-/Endlagerbehälters	81
2.7.10	Gebindemasse	81
2.7.11	Stapelbarkeit/Handhabbarkeit, Mechanische Eigenschaften	82
2.7.12	Kennzeichnung des Gebindes	82
2.8	Bewertung des aktuellen Kenntnisstandes	83
3	Bewertung der Transport- und Einlagerungstechniken für ausgediente Brennelemente und Wiederaufarbeitungsabfälle	84
3.1	Transport- und Einlagerungstechniken	84
3.2	Variante 1: Gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung	85
3.2.1	Komponenten und Transportabläufe über Tage	85
3.2.1.1	Beschreibung der Komponenten	86
3.2.1.2	Transportabläufe über Tage	92
3.2.2	Schachttransport	93
3.2.2.1	Beschreibung der Schachtförderanlage	94
3.2.3	Komponenten und Transportabläufe unter Tage	96
3.2.3.1	Beschreibung der Komponenten	97

3.2.3.2 Transportabläufe unter Tage	100
3.3 Variante 2 - Reine Bohrlochlagerung	101
3.3.1 Handhabung und Transport über Tage	102
3.3.1.1 Beschreibung der Komponenten	102
3.3.1.2 Transportabläufe über Tage	104
3.3.2 Schachttransport	105
3.3.3 Komponenten und Transportabläufe unter Tage	106
3.3.3.1 Beschreibung der Komponenten	106
3.3.3.2 Transportabläufe unter Tage	108
3.4 Sicherheitstechnische Sonderfragen	109
3.4.1 Technische oder organisatorische Maßnahmen zum Ausschluss eines Gebindeabsturzes in das Bohrloch	110
3.4.2 Einwirkungen des Wirtsgesteins Steinsalz auf die Brennstabkokillen	111
3.4.3 Realisierbarkeit eines 300 m tiefen Bohrlochs	112
3.5 Entwicklungs-/Erprobungsbedarf	113
3.6 Zusammenfassende Bewertung des aktuellen Kenntnissstandes	117
4 Endlagerbauwerk	118
4.1 Einleitung	118
4.2 Art und Menge zu berücksichtigender Endlagerbehälter	118
4.3 Auslegung des Grubengebäudes	121
4.3.1 Konzept: Gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung	122
4.3.1.1 Streckenlagerung POLLUX-8	122
4.3.1.2 Bohrlochlagerung von HAW-Kokillen	125
4.3.1.3 Bohrlochlagerung von CSD-C	128
4.3.1.4 Zuschnitt eines Grubengebäudes für gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung	129
4.3.2 Konzept: Reine Bohrlochlagerung	131
4.3.2.1 Bohrlochlagerung von BSK 3	131
4.4 Sicherheitsabstände zu den Schächten, Hauptanhidrit und Carnallitit und Salzstockflanken	133
4.5 Identifizierung sicherheitstechnischer Fragestellungen	133
4.6 Zusammenfassung und Schlussfolgerung	136
5 Technische und geotechnische Barrieren	137

5.1	Einleitung	137
5.2	Endlagerbehälter	138
5.2.1	Funktionale Anforderungen	138
5.2.2	Technisches Konzept	139
5.3	Versatz	140
5.3.1	Funktionale Anforderungen	140
5.3.2	Technisches Konzept	141
5.4	Bohrlochverschluss	141
5.4.1	Funktionale Anforderungen	141
5.4.2	Technisches Konzept	142
5.5	Streckenverschluss	143
5.5.1	Funktionale Anforderungen	143
5.5.2	Technisches Konzept	144
5.6	Schachtverschluss	145
5.6.1	Funktionale Anforderungen	145
5.6.2	Technisches Konzept	146
5.7	Zusammenfassende Bewertung des Kenntnisstandes	148
6	Zusammenfassung	150
	Tabellenverzeichnis	155
	Abbildungsverzeichnis	157
	Abkürzungsverzeichnis	159
	Literaturverzeichnis	161
Anhang 1:	Überblick des Entwicklungs-/Erprobungsbedarfs für Transport- und Einlagerungstechnik	171

1 Einleitung

Die Auslegung eines HAW-Endlagers und dessen Betrieb wird maßgeblich bestimmt von dem Inventar an hochradioaktiven und wärmeentwickelnden Abfällen sowie den Behältern, die für den Transport und die Einlagerung dieser Abfälle erforderlich sind. Insofern ist sowohl die detaillierte Kenntnis des zu berücksichtigenden Abfallinventars als auch der Stand der Technik bei der Behälterentwicklung und der Transport- und Einlagerungstechnik von besonderer Bedeutung. Beide Themen waren Schwerpunkte der Untersuchungen, die dem vorliegenden Bericht zugrunde liegen. Mit den dabei gewonnenen Erkenntnissen und Daten konnte das bisherige Endlagerreferenzkonzept überprüft und weiterentwickelt werden. Abschließend wurden für den Verschluss des Endlagers die Anforderungen an die technischen und geotechnischen Barrieren hergeleitet.

Die in den nachfolgenden Kapiteln dargestellten Ergebnisse wurden in vier Etappen erarbeitet.

In einem ersten Schritt ist das endzulagernde Inventar für hochradioaktive und wärmeentwickelnde Abfälle zusammengestellt worden. Es wurden im Detail die Endlagerbehälter/Verpackungen für diese Abfälle beschrieben. Dazu zählte auch die Zusammenstellung der chemischen, radiologischen und thermischen Basisdaten dieser Abfälle. Detaillierte Beschreibungen der POLLUX-Behälter, der Brennstabkokillen und von CASTOR-Behältern vervollständigen die Datensammlung. Mit Hilfe der Information von Hauptablieferungspflichten konnte ein aktuelles Abfallmengengerüst erstellt werden, das die Grundlage für alle weiteren Endlagerplanungen liefert. Da bisher noch keine Anforderungen bzw. Grenzwerte für die Einlagerung von hochradioaktiven und wärmeentwickelnden Abfällen vorliegen, wurden anhand der vom HAW-Arbeitskreis vorgeschlagenen endlagerrelevanten Eigenschaften sicherheitstechnische Anforderungen an Endlagergebinde und Vorschläge für Auslegungsanforderungen erarbeitet sowie die Datenbasis zur Behälterqualifizierung untersucht.

In einem zweiten Schritt sind die Transport- und Einlagerungstechniken für die jeweiligen Endlagergebinde recherchiert und beschrieben worden. Dabei wurden auch sicherheitstechnische Aspekte untersucht. Wichtig war es dabei herauszustellen, welche Technologien bis zu welchem Stand der Technik entwickelt wurden und wo noch Entwicklungs- und/oder Erprobungsbedarf gesehen wird.

Der dritte Arbeitsschwerpunkt lag in der konkreten Auslegung eines Grubengebäudes anhand des vorher ermittelten Abfallinventars für zwei Einlagerungsvarianten, für die gemeinsame Streckenlagerung und Bohrlochlagerung und für die reine Bohrlochlagerung. Anhand von Überschlagsrechnungen und Analogieschlüssen wurden dafür die jeweiligen Grubengebäude des Endlagerbergwerkes entworfen.

Abschließend wurden für die technischen und geotechnischen Barrieren des Endlagers die funktionalen Anforderungen zusammengestellt und beispielhaft Konzepte für die einzelnen Barrieren beschrieben. Betrachtet wurden in diesem Zusammenhang Schachtverschlüsse, Streckenverschlüsse, Bohrlochverschlüsse sowie der Versatz und die Endlagerbehälter.

Für alle vier Themenbereiche wurde in einer Kurzanalyse der aktuelle Kenntnisstand zusammengefasst und falls erforderlich, der notwendige Entwicklungsbedarf beschrieben.

2 Zusammenstellung des endzulagernden Inventars

2.1 Mengengerüst hochradioaktiver und wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle

Die in diesem Vorhaben (ISIBEL) ermittelte endzulagernde Menge an hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen (im Folgenden nur als wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle bezeichnet) basiert auf dem Mengengerüst des Entwurfs des Nationalen Entsorgungsplans /BMU 2003/, dem die Beendigung der Nutzung der Kernenergie gemäß der Konsensvereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14.06.2000 zu Grunde liegt. Dieses Mengengerüst wurde durch Anfragen bei den Hauptablieferern aktualisiert Mengengerüst und ist in Tabelle 2-1 und Tabelle 2-2 zusammenfassend dargestellt.

Die Tabelle 2-2 zeigt das aktualisierte Mengengerüst der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente, deren Einlagerung in einem Endlager für HAW und ausgediente Brennelemente im Salz vorgesehen ist. Dazu zählen HAW-Kokillen (CSD-V) mit verglasten hochradioaktiven Spaltprodukten und Feedklärschlämnen, verglaste mittelradioaktive Deko- und Spülwässer (CSD-B) und kompaktierte mittelradioaktive Brennlementhülsen, Strukturteile und Technologieabfälle (CSD-C).

Tabelle 2-1: Mengengerüst der hochradioaktiven und wärmeentwickelnden Wiederaufarbeitungsabfälle

Abfallstrom		Anzahl /GNS 2006/ /FZK 2005/	Rückliefer- zeitraum /GNS 2006/
HAW-Kokillen (verglaster HAW)	AREVA-NC	3.028	1996 bis 2010
	BN-GS	620	2012 bis 2015
	VEK	119	2007 bis 2008 ¹⁾
	Summe	3.767	-
CSD-B (verglaster MAW-Q)	AREVA-NC	560	2015 bis ca. 2017
CSD-C (kompakter MAW-Q)	AREVA-NC	6.902	2009 bis ca. 2028
Gesamt		11.229	-

1. Verglasung wird in der Verglasungseinrichtung des Forschungszentrums Karlsruhe (VEK) voraussichtlich im Jahr 2007 bzw. 2008 erfolgen

Von BN-GS (British Nuclear Group Sellafield, ehemals BNFL British Nuclear Fuels) werden ausschließlich WA-Abfälle in Form von HAW-Kokillen zurückgeführt. Die leicht- und mittelradioaktiven Abfälle werden vollständig durch HAW-Kokillen substituiert. In der Menge der HAW-Kokillen aus BN-GS ist bereits ein Substitutionszuschlag von 15 % berücksichtigt /GNS 2006/.

Von AREVA-NC (ehemals COGEMA, La Hague) sind neben HAW-Kokillen (CSD-V) und kompaktierten mittelradioaktiven festen Abfällen (CSD-C) auch radioaktive Reststoffe aus

der Betriebsabwasseraufbereitung zurückzuführen (CSD-B). AREVA-NC wird die Wasserreinigung ausschließlich über Verdampfung durchführen und die Konzentrate mit dem CCM-Verfahren (Cold Cruble Melter) als mittelradioaktive Glasprodukte konditionieren.

Auf Basis der Angaben der EVU-Kernkraftwerke im Entsorgungsvorsorge- und Verwertungsnachweis erfolgte in /GNS 2005a/ eine Zusammenstellung der ausgedienten Brennelemente der in Betrieb befindlichen sechs SWR und zwölf DWR sowie der außer Betrieb genommenen Anlagen Stade, Mühlheim-Kärlich und Würgassen. Angaben zu den früher stillgelegten Anlagen der KKW Lingen und Gundremmingen Block A, des Versuchskraftwerks Kahl (VAK) und des Thorium-Hochtemperaturreaktors (THTR) sind in /GNS 2005a/ nicht enthalten, da hierzu keine Bund-Länder-Umfragen vorliegen.

Von den Energiewerken Nord (EWN) wird die Anzahl der ausgedienten Brennelemente aus DWR russischer Bauart (WWER-DWR) mit ca. 5.000 Stück /EWN 2006/ angegeben. Die Lagerkapazität des Zwischenlagers NORD (ZLN), in dem die Brennelemente der WWER-DWR zwischengelagert werden, beträgt 585 tSM /BMU 2006/. Die in diesem Vorhaben betrachteten ausgedienten Brennelemente aus Leistungsreaktoren (DWR, SWR und WWER-DWR), derenendlagerung in einem Endlager für HAW in Salz vorgesehen ist, sind in der Tabelle 2-2 aufgeführt.

Tabelle 2-2: Mengengerüst der ausgedienten Brennelemente

KKW-Typ	Voraussichtlicher Anfall bis zur Stilllegung		Zur Wiederaufarbeitung nach AREVA-NC/BN-GS		Zur direkten Endlagerung	
	Anzahl BE	tSM	Anzahl BE	tSM	Anzahl BE	tSM
DWR	13.271	6.927	354	181	12.917	6.746
SWR	17.283	3.466	682	119	16.601	3.347
WWER-DWR	ca. 5.000	585	-	-	ca. 5.000	585

Ein POLLUX-Behälter kann die Brennstäbe von bis zu 10 DWR-BE oder 30 SWR-BE aufnehmen. Die Brennstabkokille (BSK) kann die Brennstäbe von 3 DWR-BE oder 9 SWR-BE aufnehmen. Für die direkte Endlagerung der ausgedienten Brennelemente aus DWR und SWR lässt sich die Anzahl der POLLUX-Behälter mit 1.845 Stück bzw. BSK mit 6.150 Stück abschätzen.

Für die Brennelemente aus Reaktoren des Typs WWER 70 (KKW Rheinsberg) und WWER 440 (KKW Greifswald) wird die Anzahl der POLLUX-Behälter und BSK auf Basis eines Vergleichs der Geometrie der Brennstäbe von DWR-BE abgeschätzt (s. Tabelle 2-3). Dabei werden die Brennelemente bzw. Brennstäbe des Kernkraftwerk Greifswald (WWER 440) auch für das Kernkraftwerk Rheinsberg (WWER 70) hinsichtlich der Geometrie als Referenz herangezogen. In diesem Vorhaben wird eine Beladung der POLLUX-Behälter mit 25 WWER-BE und eine Beladung der BSK mit 7,5 WWER-BE angenommen. Für die direkte Endlagerung der ausgedienten Brennelemente aus WWER lässt sich die Anzahl der POLLUX-Behälter mit 200 Stück bzw. BSK mit 667 Stück abschätzen.

Tabelle 2-3: Vergleich der Geometrie von Brennstäben zur Abschätzung der Anzahl an WWER-BE je POLLUX-Behälter und BSK

KKW-Typ	Anzahl Brennstäbe je BE	Brenn- stab- länge [mm]	Hüllrohr- außen- durch- messer [mm]	Max. Beladung POLLUX-Behälter		Max. Beladung BSK	
				Anzahl BE	Anzahl Brennstäbe	Anzahl BE	Anzahl Brennstäbe
DWR	300	4.393 bis 4.407	9,5	10	3000	3	900
WWER 440	126	3.217	9,1	25 (25,949)	3.150 (3.269)	7,5 (7,78)	945 (980)

Die Tabelle 2-4 zeigt eine Übersicht der in diesem Vorhaben betrachteten Abfälle mit ihren typischen Transport- und Lagerbehältern (für die Zwischenlagerung) und den Endlagerbehältern. Sofern noch keine belastbaren Angaben der Abfallablieferer zur Anzahl der Transport- und Lagerbehälter vorliegen, wurde die Behälteranzahl grob abgeschätzt.

Es ist vorgesehen, die WA-Abfälle (HAW-Kokillen, CSD-B und CSD-C) aus den Transport- und Lagerbehältern auszupacken und ohne zusätzliche Verpackung in Bohrlöchern endzulagern. Für die Brennelemente aus Leistungsreaktoren (DWR, SWR, WWER-DWR) wird einerseits die Streckenlagerung in POLLUX-Behältern und alternativ die Bohrlochlagerung in BSK betrachtet. Für die CASTOR-Behälter der Typen AVR/THTR /BMU 2003/, MTR 2 /AKEnd 2002/ und KNK /WTI 2006/ mit Brennelementen aus Forschungsreaktoren wird die Streckenlagerung betrachtet.

Tabelle 2-4: Typische Transport- und Lagerbehälter sowie Endlagerbehälter für Wiederaufarbeitungsabfälle und ausgediente Brennelemente

Abfallstrom		Transport- und Lagerbehälter		Endlagerbehälter		
		Bezeichnung	Anzahl	Bezeichnung	Anzahl	
HAW-Kokillen	AREVA-NC BN-GS VEK	CASTOR HAW 20/28	109 23 5	HAW-Kokille	3.767	
CSD-B	AREVA-NC	Behälter für 28 CSD-B	ca. 20	CSD-B	560	
CSD-C	AREVA-NC	Behälter für 28 CSD-C	ca. 250	CSD-C	6.902	
Ausgediente Brennelemente	DWR	CASTOR V/19	ca. 680	POLLUX oder BSK	2.045 oder 6.817	
	SWR	CASTOR V/52	ca. 320			
	WWER-DWR	CASTOR 440/84	ca. 60			
	AVR THTR	CASTOR AVR/THTR			154 305	
	VTKA FRM II	CASTOR MTR 2			18 40	
	KNK	CASTOR KNK			4	
	Weitere Forschungs- reaktoren	Noch nicht konzipiert				

2.2 Endlagerbehälter/Verpackungen für hochradioaktive und wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle

In der Tabelle 2-5 sind die wichtigsten Daten zu den Endlagerbehältern der hochradioaktiven und wärmeentwickelnden Abfälle zusammengestellt. Die Endlagerbehälter für die WA-Abfälle (HAW-Kokillen /COGEMA 1986/, /DBE 2005a/, CSD-B /DBE 2005b/ und CSD-C /COGEMA 2001/, /DBE 2005c/) sind bereits zum jetzigen Zeitpunkt existent. Für den POLLUX-Behälter /DisTec 1998/ erfolgte bereits die Ausführungsplanung bis zur Reife der Antragstellung für das verkehrsrechtliche Zulassungsverfahren und das atomrechtliche Genehmigungsverfahren; darüber hinaus wurde ein Dummy für Handhabungsversuche gefertigt. Für die Brennstabkokille /DisTec 1998/ liegt die Entwurfsplanung vor. Die CASTOR-Behälter des Typs AVR/THTR /IAEA 1997/ und MTR 2 /GNS 2004/ sind ebenfalls existent. Der Einsatz des CASTOR KNK /JK 2006/ steht unmittelbar bevor.

Tabelle 2-5: Daten typischer Endlagerbehälter

	Länge/ Höhe [mm]	Durch- messer [mm]	Gebinde- volumen [m³]	Gebinde- masse [Mg]	Transport- gebinde- volumen [m³]
HAW-Kokillen CSD-B	1.338	430 [456]	0,18	0,49	2,65 ³⁾
CSD-C	[1.345	[440	0,18	0,70 [0,85	2,65 ³⁾
POLLUX	5.517	1.560 ¹⁾	10,55	[65	10,55
BSK	4.980	430 440 ²⁾	0,72	5,3	7,4 ⁴⁾
CASTOR AVR/THTR	2.784	1.380 ¹⁾	4,16	26	4,16
CASTOR MTR 2	1.631	1.430	2,62	18	2,62
CASTOR KNK	2.784	1.380 ¹⁾	4,16	25	4,16

1) ohne Tragezapfen

2) Durchmesser im Deckelbereich

3) Transferbehälter für HAW-Kokillen, CSD-B, CSD-C: l = 2.000 mm, d = 1.300 mm (abgeschätzt)

4) Transferbehälter für BSK: l = 5.570 mm, d = 1.300 mm

Die in diesem Vorhaben betrachteten Endlagerbehälter/Verpackungen liegen innerhalb der derzeit bestehenden Geometrie- und Massenbeschränkungen, die aufgrund des entwickelten Transport- und Einlagerungssystems für ein zukünftiges Endlager im Salz in /DBE 1995/ abgeleitet wurden:

Länge:	max. 6.000 mm
Durchmesser:	max. 1.583 mm
Masse, beladen:	max. 65 Mg

In den Kapiteln 2.2.1 bis 2.2.6 werden die verschiedenen Endlagerbehälter beschrieben und die Massen der Werkstoffe und Materialien der Behältermaterialien dargestellt.

2.2.1 HAW-Kokille und CSD-B

Die beim Wiederaufarbeitungsprozess entstehenden Spaltproduktlösungen werden aufkonzentriert und in einem keramischen Schmelzer mit Glasfritte zu einem Borosilikatglasprodukt verarbeitet. Es werden ca. 150 Liter flüssige Glasschmelze in einen Edelstahlbehälter (Werkstoff 1.4833) mit 5 mm Wandstärke abgefüllt. Der Deckel wird mit dem Behälterkörper verschweißt. Zur Handhabung des Behälters weist der Schweißdeckel einen Tragpilz auf. Abbildung 2-1 zeigt eine HAW-Kokille.

Die radioaktiven Reststoffe aus der Betriebsabwasseraufbereitung in La Hague werden eingedampft und die Konzentrate mit dem CCM-Verfahren zu mittelradioaktiven Glasprodukten

konditioniert. Die Abmessungen des Edelstahlbehälters entsprechen denen der HAW-Kokille.

Die Tabelle 2-6 enthält Angaben zu Werkstoffen und Massen der Behältermaterialien der HAW-Kokillen und CSD-B.

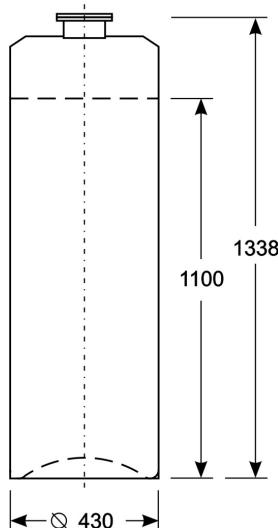


Abbildung 2-1: HAW-Kokille

Tabelle 2-6: Werkstoffe und Massen einer HAW-Kokille, CSD-B (unbeladen)

Bauteil	Werkstoff	Masse [kg]
Behälterkörper mit Deckel	Edelstahl (= Werkstoff 1.4833)	Z 15 CN 24.13 80

2.2.2 CSD-C

Die Brennelementhülsen und Technologieabfälle werden zu Presslingen kompaktiert und in einen Edelstahlbehälter (Werkstoff 1.4833) mit 5 mm Wandstärke verpackt. Der Deckel wird mit dem Behälterkörper verschweißt. Zur Handhabung des Behälters weist der Schweißdeckel einen Tragpilz auf. In Abbildung 2-2 ist eine CSD-C dargestellt.

Die Angaben zu Werkstoffen und Massen der Behältermaterialien der HAW-Kokillen und CSD-B gelten auch für CSD-C und können der Tabelle 2-6 entnommen werden.

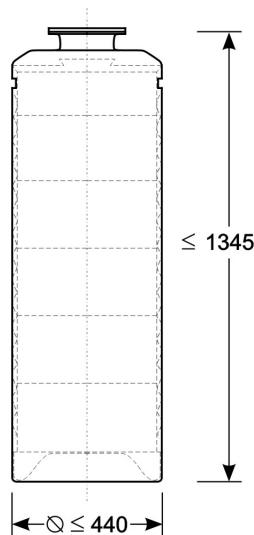


Abbildung 2-2: CSD-C

2.2.3 POLLUX-Behälter

Der POLLUX-Behälter besteht aus einem Innen- und einem Außenbehälter. Der Innenbehälter besteht aus Feinkornbaustahl (Werkstoff 1.6210), hat eine Wandstärke von 160 mm und wird durch einen geschraubten Primärdeckel und einen geschweißten Sekundärdeckel dicht verschlossen. Der Innenraum ist in fünf Kammern unterteilt, in die je eine Brennstabbüchse mit Brennstäben von 2 DWR-BE oder 6 SWR-BE eingesetzt wird. Unter geometrischen Gesichtspunkten können die Brennstabbüchsen auch die gezogenen Brennstäbe von 5 WWER-BE aufnehmen. In der innen angeordneten, quadratischen Büchse können anstatt der Brennelementstäbe gepresste Strukturelemente eingebracht werden. In diesem Vorhaben wird von einer vollen Beladung mit Brennstäben von 10 DWR-BE, 30 SWR-BE oder 25 WWER-BE ausgegangen.

Der Abschirmbehälter ist wie der Primär- und Sekundärdeckel aus Sphäroguss (Werkstoff 0.7040) hergestellt und hat eine Wandstärke von ca. 270 mm. Dieser Abschirmbehälter hat keine Dichtfunktion zu übernehmen und wird mit einem verschraubten Deckel verschlossen. Im Mantel sind in radial verteilten Bohrungen Stäbe aus Polyäthylen zur Verringerung der Neutronendosisleistung eingesetzt.

In der Abbildung 2-3 ist beispielhaft der POLLUX-10 mit den gezogenen Brennstäben aus 10 DWR-BE dargestellt.

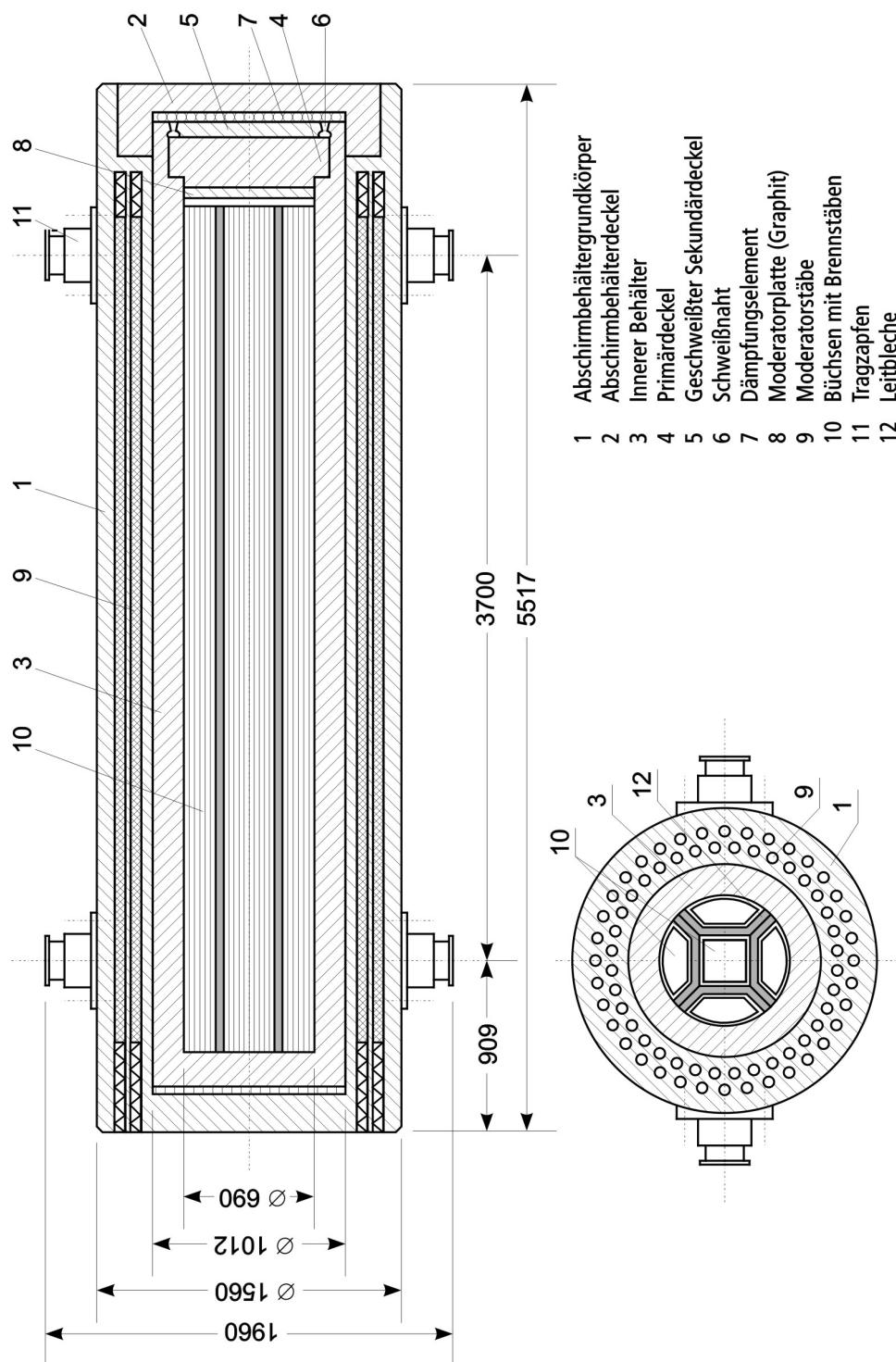


Abbildung 2-3: POLLUX-Behälter, mit gezogenen Brennstäben aus 10 DWR-BE (POLLUX-10)

Die Tabelle 2-7 enthält Angaben zu Werkstoffen und Massen der Behältermaterialien eines POLLUX-Behälters /GNB 1998a/.

Darüber hinaus wird die Masse an Polyethylen je POLLUX-Behälter mit ca. 1.540 kg abgeschätzt. Dies berücksichtigt die Moderatorstäbe (Durchmesser: 76 mm, Länge: 347 lfm,

Dichte: 0,96 g/cm³) und die Moderatorplatte im Bereich des Abschirmbehälters (Durchmesser: 900 mm, Dicke: 46 mm, Dichte: 0,96 g/cm³). Die Masse an Grafit des Neutronenmoderators im Primärdeckel (Durchmesser: 690 mm, Dicke: 50 mm, Dichte: 8,0 g/cm³) wird mit ca. 150 kg abgeschätzt.

Tabelle 2-7: Werkstoffe und Massen eines POLLUX-Behälters (unbeladen)

Bauteil	Werkstoff	Massen [kg]
Grundkörper Innenbehälter	Stahl 15MnNi6.3 (1.6210)	ca. 20.650
Primärdeckel mit Moderator	Stahl 15MnNi6.3 (1.6210) Graphit mit Edelstahlblech ummantelt	
Sekundärdeckel	Stahl 15MnNi6.3 (1.6210)	
Büchse/Korb (für Brennstäbe von max. 10 DWR-BE)	Edelstahl (1.4541) mit Borstahlblech beplankt (ca. 1 Ma.-% Bor) Oberflächen teilweise mit Kupfer beschichtet	ca. 2.100
Grundkörper Abschirmbehälter	Gusseisen mit Kugelgraphit GGG40 (0.7040)	ca. 34.810
Abschirmdeckel	Gusseisen mit Kugelgraphit GGG40 (0.7040)	
Kühlrippe	Aluminium EN AW 6060	
Tragzapfen	Edelstahl (1.4313) X 5CrNi13.4	
Dämpfungselement Bodenbereich	Stahlblechgitter mit Neutronenmoderator	
Dämpfungselement Kopfbereich	30 mm Rundprofile aus Al 3.0255	
Neutronenmoderator	Hostalen oder Lupolen	
Schrauben für Primärdeckel	Festigkeitsklasse 10.9	
Schrauben für Tragzapfen	Festigkeitsklasse 8.8	
Summe		ca. 57.560

2.2.4 Brennstabkokille

Die Brennstabkokille BSK (s. Abbildung 2-4) wurde als Alternative zum POLLUX-Behälter zur Aufnahme der gezogenen Brennstäbe aus 3 DWR-BE oder 9 SWR-BE (in zwei Brennstabbüchsen) entworfen. Unter geometrischen Gesichtspunkten kann die BSK auch die gezogenen Brennstäbe von 7,5 WWER-BE aufnehmen. Die Geometrie des Behälters (mit

Ausnahme der Länge) korrespondiert weitgehend zur HAW-Kokille, CSD-B bzw. CSD-C. Dies eröffnet die Möglichkeit der Handhabung mit weitgehend identischen Hebezeugen und die Einlagerung in gleichkalibrigen Bohrlöchern.

Die BSK besteht aus einem zylindrischen Behälterkörper mit 40 mm Wandstärke /GNB 1998a/ und einem angepressten oder angeschweißten Boden. Der Behälterkörper besteht wie der Primär- und Sekundärdeckel der BSK aus Feinkornbaustahl (Werkstoff 1.6210). Der innere Schachtraum wird zunächst durch Verschrauben mit einem Primärdeckel verschlossen. In einer Aussparung in der Deckelunterseite wird eine Moderatorplatte zur Neutronenabschirmung eingelegt. Über den Primärdeckel wird ein Sekundärdeckel aufgelegt, der mit dem Behälterkörper gasdicht verschweißt wird. Zur Handhabung des Behälters weist der Schweißdeckel einen Tragpilz auf.

Die Tabelle 2-8 enthält Angaben zu Werkstoffen und Massen der Behältermaterialien einer Brennstabkokille /GNB 1998b/. Darüber hinaus wird das Moderatormaterial mit ca. 7 kg Polyethylen bzw. alternativ mit ca. 62 kg Graphit je BSK abgeschätzt (Durchmesser: 350 mm, Dicke: 80 mm, Dichte Polyethylen: 0,96 g/cm³, Dichte Grafit: 8,0 g/cm³).

Tabelle 2-8: Werkstoffe und Massen einer Brennstabkokille (unbeladen)

Bauteil	Werkstoff	Masse [kg]
Behälterkörper mit Primär- und Sekundärdeckel (und Moderator an der Unterseite des Primärdeckels)	Stahl 15MnNi6.3 (1.6210)	2.526
2 Innenbüchsen	Edelstahl (1.4541) <i>(Annahme wie bei POLLUX)</i>	340
Summe		2.866

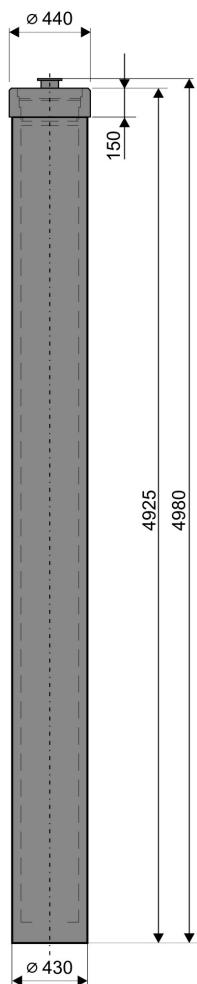


Abbildung 2-4: Brennstabkokille (BSK)

2.2.5 CASTOR AVR/THTR und CASTOR KNK

Die CASTOR-Behälter der Typen AVR/THTR und KNK bestehen aus einem zylindrischen Grundkörper aus Gusseisen mit Kugelgraphit (Werkstoff 0.7040) und aus zwei übereinanderliegenden, einzeln abgedichteten Deckeln (Primär- und Sekundärdeckel) aus Gusseisen bzw. aus unlegiertem Baustahl (Werkstoff St 52-3 oder TSt E 355) und enthält einen zylindrischen Innenraum zur Aufnahme einer Stahlkanne für THTR-BE oder zur Aufnahme von zwei Stahlkannen für die AVR-BE. Zum Schutz des Deckelsystems vor Staub, Feuchtigkeit und mechanischen Einwirkungen, beispielsweise bei der Handhabung, kann der CASTOR-Behälter mit einer Schutzplatte aus Kohlenstoffstahl (St 52 3) versehen werden. Zur Handhabung wird der Behälter oben und unten jeweils mit zwei Tragzapfen ausgerüstet.

Die dichte Umschließung wird gebildet vom Behälterkörper, dem Primärdeckel mit Verschraubung und Metalldichtring und der Verschlusskappe im Primärdeckel einschließlich deren Metalldichtring und Verschraubung oder von dem Behälterkörper und dem Sekundärdeckel mit Metalldichtring und Verschraubung sowie den im Sekundärdeckel vorhandenen

Verschlüsse (Verschlusskappe und Blindflansch oder Druckschalter) einschließlich deren Metalldichtring und Verschraubung.

Die Beladung eines CASTOR AVR/THTR erfolgt entweder mit einer Kanne, die etwa 2.100 Brennelemente des THTR-300 enthält, oder mit zwei Kannen, die insgesamt ca. 1.900 Brennelemente des AVR enthalten. Die Abbildung 2-5 zeigt den CASTOR AVR/THTR mit zwei Kannen und Schutzplatte (linke Seite) und mit einer Kanne in Transportkonfiguration mit Stoßdämpfer (rechte Seite).

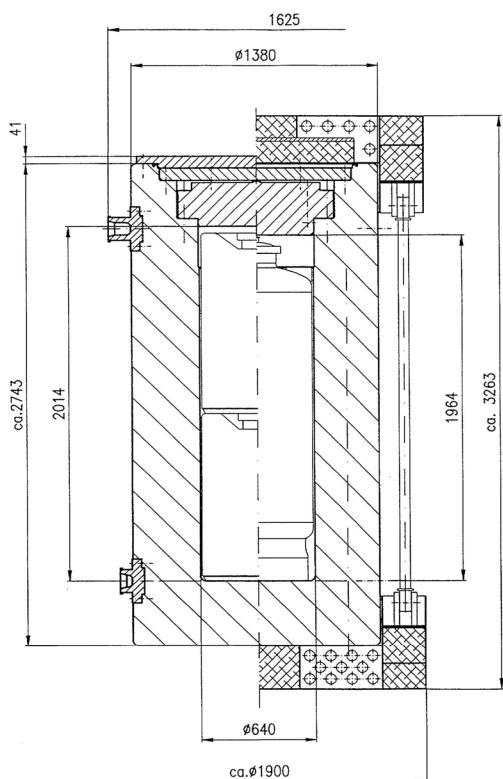


Abbildung 2-5: CASTOR AVR/THTR

Beim CASTOR KNK befindet sich im Behälterschachtraum ein Tragkorbsystem, das jeweils neun verschweißte Büchsen mit bestrahlten und unbestrahlten Kernbrennstoffen aufnimmt. Es existieren zwei Tragkorbsystemvarianten. Die Variante 1 nimmt neun Büchsen vom Typ Phenix, die Variante 2 nimmt acht Büchsen vom Typ Phenix und in der zentralen Tragkorbsystemposition eine Büchse vom Typ OH auf. Die Phenix-Büchsen enthalten Kernbrennstoffe aus der kompakten natriumgekühlten Kernreaktoranlage KNK II (33 Stück) oder Kernbrennstoffe aus Nuklearexperimenten (2 Stück: Mol-1 und Mol-2). In einer OH-Büchse sind Kernbrennstoffe aus dem Nuklearschiff Otto-Hahn verpackt /WTI 2006/.

Die Tabelle 2-9 enthält Angaben zu Werkstoffen und Massen der Behältermaterialien eines CASTOR AVR/THTR /BfS 2005a/ /GNS 2004/.

Tabelle 2-9: Werkstoffe und Massen eines CASTOR AVR/THTR (unbeladen)

Bauteil	Werkstoff	Masse [kg]
Behältergrundkörper	Gusseisen mit Kugelgraphit GGG	Keine Angabe
Primärdeckel	Gusseisen (GGG40) oder unlegierter Baustahl (St 52-3 oder TSt E 355)	
Sekundärdeckel	Gusseisen (GGG40) oder unlegierter Baustahl (St 52-3 oder TSt E 355)	
Schrauben für Primärdeckel	Keine Angabe	
Schrauben für Sekundärdeckel	Keine Angabe	
Primärdeckeldichtung	Metall	
Sekundärdeckeldichtung	Metall	
1 Stahlkanne (für max. 2.320 THTR-BE)	Keine Angabe	
2 Stahlkannen für AVR-BE (für max. 1.900 AVR-BE)	Keine Angabe	
Tragzapfen	Keine Angabe	
Schrauben für Tragzapfen	Keine Angabe	
Summe		22.450

2.2.6 CASTOR MTR 2

Der CASTOR MTR 2 besteht aus einem einteiligen, dickwandigen zylindrischen Behälterkörper mit Boden aus Gusseisen mit Kugelgraphit (Werkstoff 0.7040). Am oberen Zylinderende sind der Primärdeckel (Werkstoff 1.0566 oder 1.4313) und der Sekundärdeckel (Werkstoffnr. 1.0566) angeordnet. Die dichte Umschließung wird gebildet durch den Behälterkörper und den Primärdeckel mit seinem Verschlussdeckel und den zugehörigen Metalldichtungen und Verschraubungen bzw. alternativ durch den Sekundärdeckel mit seinem Verschlussdeckel und dem Druckschalter oder Blindflansch mit den zugehörigen Verschraubungen und Metalldichtungen. Im Behälterinnenraum ist einer von sechs möglichen Tragkörben angeordnet.

Die Abbildung 2-6 zeigt den CASTOR MTR 2 in Transportkonfiguration mit Stoßdämpfer. Es sind verschiedene Beladevarianten mit Brennelementen aus verschiedenen Forschungsreaktoren zulässig, darunter die des Forschungsreaktors München (FRM II) und des Rossendorfer Forschungsreaktors (RFR) der VKTA.

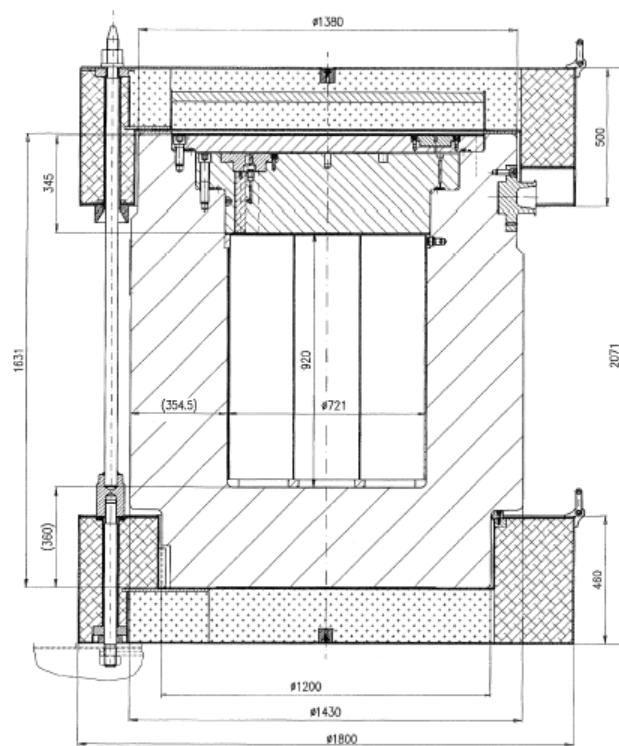


Abbildung 2-6: CASTOR MTR 2

Die Tabelle 2-10 enthält Angaben zu Werkstoffen und Massen der Behältermaterialien eines CASTOR MTR 2 /BfS 2005b/ /GNS 2004/.

Tabelle 2-10: Werkstoffe und Massen eines CASTOR MTR 2 (unbeladen)

Bauteil		Werkstoff	Masse [kg]
Behältergrundkörper		Gusseisen mit Kugelgraphit	
Primärdeckel		Werkstoff 1.0566 oder 1.4313	
Sekundärdeckel		Werkstoff 1.0566	
Schrauben für Primärdeckel	für	Keine Angabe	
Schrauben für Sekundärdeckel	für	Keine Angabe	Keine Angabe
Primärdeckeldichtung		Metall	
Sekundärdeckeldichtung		Metall	
Tragkorb 6/5 (für max. 5 FRM II-BE)		Werkstoff 3.3241.62 und Werkstoff 1.4306 boriert	
Tragzapfen		Keine Angabe	
Schrauben für Tragzapfen		Keine Angabe	
Summe			15.170

2.3 Charakteristik der hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle - chemische, radiologische und thermische Basisdaten

2.3.1 HAW-Kokille

Aus der Wiederaufbereitungsanlage bei AREVA-NC, BN-GS und VEK fallen Abfälle an, die nach der Verglasung in HAW-Kokillen abgefüllt werden. Die mittlere Masse des Borosilikatglasproduktes errechnet sich aus der mittleren Gesamtmasse je HAW-Kokille (ca. 490 kg) abzgl. der Leermasse der HAW-Kokille (ca. 80 kg) zu 410 kg.

Bei AREVA-NC wird die Verglasung aus drei unabhängigen Linien gespeist: Spaltproduktlösung, alkalische Lösungen und Feedklärschlamm. Spaltproduktlösungen sind Konzentrate, die aus den Spaltproduktverdampfern stammen. Sie enthalten Raffinaden aus dem ersten Extraktionszyklus aber auch aus anderen Extraktionszyklen nach der Vorkonzentrierung. Alkalische Lösungen stammen von den Einheiten zur Regeneration des Lösungsmittels im ersten Extraktionszyklus und den Reinigungszyklen des Plutoniums sowie der alkalischen Reinigung der Verdampfer für die Spaltproduktkonzentrate. Nach der Auflösung des Brennstoffes im Auflöser wird die saure Lösung, die Uran, Plutonium, Spaltprodukte und übriggebliebene Hüllstücke enthält, geklärt. Dabei werden mittels einer Zentrifuge die Späne und Feststoffen aus der Lösung entfernt. Dieser Feedklärschlamm besteht im wesentlichen aus Zirkaloy und unaufgelösten Spaltprodukten, insbesondere Platinteilchen und Molybdän.

Eine ausführliche Beschreibung des Verglasungsprozesses liegt beispielhaft von der VEK vor: Das Übernahmesystem der VEK nimmt die Spaltproduktlösung aus den Lagerbehältern entgegen. Daran schließt sich der Dosierbereich an, der die mengengerechte Einspeisung von Abfalllösung und Glasfritte in das Schmelzsystem übernimmt. Zentrale Komponente ist ein keramisch ausgekleideter Glasschmelzofen mit elektrischer Direktheizung des Glasbades. Sein Fassungsvermögen beträgt ca. 400 kg Glasschmelze. Das HAWC (High Active Waste Concentrate) wird kontinuierlich mit ca. 10 l/h auf das Zentrum des Glasbades eindosiert, wo es zunächst bei ca. 100 °C trocknet, dann in einer darunter liegenden Prozessschicht bei Temperaturen bis ca. 800 °C kalziniert und schließlich zusammen mit separat in Form von Perlen eindosierter Glasfritte bei ca. 1150 °C zu Produktglas erschmolzen wird. Nach Erreichen des oberen (maximalen) Füllstands im Schmelzofen wird jeweils ein Teil des Produktglases (100 kg) in eine Edelstahlkokille abgefüllt. Diese wird nach vier solcher Teilbefüllungen in die Kokillenhantierungszelle transportiert, wo sie langsam abkühlt. Anschließend wird ein Deckel fernbedient aufgesetzt und verschweißt. Danach wird die Kokille in einem Ultraschallbad gereinigt und mit Dekontaminationslösung nachgespült. Durch einen Wischtest wird die Kontaminationsfreiheit der Kokilloberfläche kontrolliert.

In der Tabelle 2-11 ist die in den Spezifikationen für HAW-Kokillen aus AREVA-NC /COGEMA 1986/ und BN-GS /GNS 2005b/ sowie aus der VEK in /DBE 2005d/ genannten chemische Zusammensetzung je HAW-Kokille aufgeführt.

Tabelle 2-11: Chemische Zusammensetzung je HAW-Kokille aus AREVA-NC, BN GS und VEK

	AREVA-NC	BN-GS	VEK
SiO ₂	45,1%	47%	50,4%
B ₂ O ₃	13,9%	17,2%	15%
Al ₂ O ₃	4,9%	7.732,18 g	3%
Na ₂ O	9,8%	8,5%	6%
CaO	4,0%	24,63 g	5%
Fe ₂ O ₃	2,9%	3.923,156 g	-
NiO	0,4%	431,89 g	-
Cr ₂ O ₃	0,5%	683,52 g	-
P ₂ O ₅	0,3%	604,75 g	-
Li ₂ O	2,0%	4,0%	3%
ZnO	2,5%	63,45 g	-
FP oxides	11,1%	14,5%	7%
Zr oxides	1,0%	0,72 g	5%
Prozeßchemikalien			
Metallic particles	0,7%	Keine Angabe	
Korrosionsprodukte			3%
Actinides oxides	0,9%	0,4%	1,5%
Density of glass	2,75 g/cm ³	2,7 g/cm ³	2,65 g/cm ³

In der Tabelle 2-12 sind die in der COGEMA-Spezifikation /COGEMA 1986/ aufgeführten maximalen Garantiewerte und Nominalwerte je HAW-Kokille zu Nuklid- und Gesamtaktivitäten, Uran-, Plutonium- und Curiummassen sowie zur Dosisleistung, Oberflächenkontamination und Wärmeleistung aufgeführt. Eine solche HAW-Kokille enthält das Äquivalent von ca. 1,67 tSM. Weiterhin enthält die Tabelle 2-12 diese Angaben auch für 28 HAW-Kokillen eines beladenen Transport- und Lagerbehälters des Typs CASTOR HAW 20/28, dessen Beladung als typisch für bisherige Beladungen angesehen werden kann /DBE 2005e/.

Hinsichtlich der Nuklidaktivitäten ist anzumerken, dass sich bei den Garantiewerten die Angaben ausschließlich auf Sr-90 und Cs-137 beziehen. Die Nominalwerte beinhalten die Aktivitäten von Mutter- und Tochternukliden, d. h. Sr-90/Y-90 und Cs-137/Ba-137. Gleicher gilt für die Aktivitätswerte des Sr-90 in den HAW-Kokillen des o. g. Transport- und Lagerbehälters; diese Angaben gelten für Sr-90/Y-90.

Tabelle 2-12: Radiologische und thermische Basisdaten je HAW-Kokille aus AREVA-NC

		COGEMA-Spezifikation		28 HAW-Kokillen im CASTOR HAW 20/28	
		Garantie-werte	Nominal-werte	Mittelwerte	Bandbreite
Sr-90	[Bq]	4,6E+15 (125.000 Ci)	6,7E+15 (182.000 Ci) ¹⁾	7,4E+15 ¹⁾	5,9E+15...8,5E+15 ¹⁾
Cs-137	[Bq]	6,7E+15 (180.000 Ci)	1,1E+16 (303.000 Ci) ²⁾	5,9E+15	5,0E+15...6,2E+15
$\Sigma \alpha$	[Bq]	-	1,4E+14 (3.800 Ci)	2,5E+14	1,3E+14...3,0E+14
$\Sigma \beta/\gamma$	[Bq]	-	2,8E+16 (760.000 Ci)	1,6E+16	1,3E+16...1,9E+16
Σ Uran	[g]	4.500	1.980	846	253... 2.365
Σ Plutonium	[g]	110	80	14	4...40
Σ Curium ³⁾	[g]	90	34	46	24... 60
γ -Dosisleistung Oberfläche 1 m Abstand	[Gy/h] [Gy/h]	- -	1E+03 ⁴⁾ -	- -	- -
n-Dosisleistung Oberfläche 1 m Abstand	[Gy/h] [Gy/h]	- -	6,13E-03 (613 mrd/h) 8,1E-04 (81 mrd/h)	- -	- -
Oberflächen-kontamination β/γ -Strahler α -Strahler	[Bq/cm ²] [Bq/cm ²]	3,7 (10 ⁻⁴ μ Ci/cm ²) -	3,7 (10 ⁻⁴ μ Ci/cm ²) -	- -	- -
Wärmeleistung ⁵⁾	[kW]	2	-	1,40	0,99...1,51

1. Sr + Y

2. Cs + Ba

3. Cm-244

4. /GSF 1994/; ohne Berücksichtigung der Abschirmung durch die Kokillenwandung: γ -DL_{Oberfl.} = 1,4E+04 Gy/h (1,4E+06 rd/h); γ -DL_{1m} = 4,2E+02 Gy/h (4,2E+04 rd/h)

5. zum Zeitpunkt des Transports

In der Tabelle 2-13 sind die in der BNFL-Spezifikation /DBE 2005f/ aufgeführten maximalen Garantiewerte je HAW-Kokille zu Nuklid- und Gesamtaktivitäten, Uran-, Plutonium- und Curiummassen sowie Dosisleistung, Oberflächenkontamination und Wärmeleistung aufgeführt. Weiterhin enthält die Tabelle 2-13 diese Angaben auch für 1.547 HAW-Kokillen, die während der Blend-Kampagnen 1 bis 12 zwischen 1997 und 2004 in Sellafield produziert wurden /GNS 2005b/. Die Bandbreite stellt die Mittelwerte der HAW-Kokillen je Kampagne dar. Bei den betrachteten Kampagnen wurde Brennstoff mit relativ niedrigem Abbrand wiederaufgearbeitet. Brennstoffe mit höherem Abbrand sollen in den nächsten Kampagnen aufgearbeitet werden. Dies wird zu höheren Aktivitäten, Dosisleistungen und Wärmeleistungen in den HAW-Kokillen führen.

Tabelle 2-13: Radiologische und thermische Basisdaten je HAW-Kokille aus BN-GS

		BNFL-Spezifikation	1.547 HAW-Kokillen aus Blend-Kampagnen 1 bis 12	
		Garantiewerte	Mittelwerte	Bandbreite
Sr-90	[Bq]	5,5E+15	2,6E+15	2,2E+15...3,1E+15
Cs-137	[Bq]	8,0E+15	4,4E+15	3,6E+15...5,1E+15
$\Sigma \alpha$	[Bq]	3,5E+14	-	-
$\Sigma \beta/\gamma$	[Bq]	9E+16	-	-
Σ Uran	[g]	2.000	788	512... 1.199
Σ Plutonium	[g]	200	12	10...14
Σ Curium	[g]	100	18	9... 25
γ -Dosisleistung ¹⁾				
Oberfläche	[Gy/h]	4,5E+03	-	-
1 m Abstand	[Gy/h]	3,4E+02	-	-
n -Dosisleistung ¹⁾				
Oberfläche	[Gy/h]	1,5E-02	-	-
1 m Abstand	[Gy/h]	1,2E-03	-	-
Oberflächenkontamination				
β/γ -Strahler	[Bq/cm ²]	4	-	-
α -Strahler	[Bq/cm ²]	0,4	-	-
Wärmeleistung ²⁾	[kW]	2,5	1,22	1,00...1,42

1. zum Zeitpunkt des Transports

2. zum Zeitpunkt der Verglasung

In der Tabelle 2-14 sind die im Handbuch der Verfahrensqualifikation der WAK /DBE 2005f/ aufgeführten maximalen Garantiewerte je HAW-Kokille der Verglasungseinrichtung des Forschungszentrums Karlsruhe (VEK) zu Nuklid- und Gesamtaktivitäten, Uran-, Plutonium- und Curiummassen sowie Dosisleistung, Oberflächenkontamination und Wärmeleistung aufgeführt. Weiterhin enthält die Tabelle 2-14 die abgeschätzten Nominalwerte der HAW-Kokillen, die voraussichtlich in den nächsten Jahren in der VEK entstehen werden. Bezugsdatum ist der 01.01.2006 /FZK 2005/. Zur Oberflächenkontamination liegen keine Angaben vor. Es kann aber davon ausgegangen werden, dass die Oberflächenkontamination < 4 Bq/cm² für β/γ -Strahler und < 0,4 Bq/cm² für α -Strahler sein wird.

Tabelle 2-14: Radiologische und thermische Basisdaten je HAW-Kokille aus VEK

		WAK-Handbuch	119 HAW-Kokillen
		Garantiewerte	Nominalwerte
Sr-90/Y-90	[Bq]	4,5E+15	2,7E+15
Cs-137/Ba-137m	[Bq]	5,1E+15	3,2E+15
$\Sigma \alpha$	[Bq]	8,6E+13	5,7E+13
$\Sigma \beta/\gamma$	[Bq]	9,6E+15	5,9E+15
Σ Uran	[g]	7.200	4.200
Σ Plutonium	[g]	190	130
Σ Curium	[g]	25	10
γ -Dosisleistung Oberfläche 1 m Abstand	[Gy/h]	4,4E+02	-
	[Gy/h]	3,5E+01	-
n-Dosisleistung Oberfläche 1 m Abstand	[Gy/h]	2E-03	-
	[Gy/h]	3E-04	-
Oberflächen- kontamination			
β/γ -Strahler	[Bq/cm ²]	4	-
α -Strahler	[Bq/cm ²]	0,4	-
Wärmeleistung	[kW]	0,734	0,512

In der Tabelle 2-15 ist auf Basis der von GNS übergebenen Unterlagen /DBE 2005e/ die Wärmeleistung einer HAW-Kokille (Modell-Glaskokille) zu verschiedenen Zeiten nach Verglasung angegeben. Der Mindestzeitraum zwischen Entnahme der ausgedienten Brennelemente aus dem Reaktor und dem Zeitpunkt der Verglasung kann hierbei mit vier Jahren angenommen werden. Die Angaben stimmen gut mit weiteren Angaben der GNS zu einem mit 28 HAW-Kokillen beladenen Transport- und Lagerbehälter des Typs CASTOR HAW 20/28 überein (s. Tabelle 2-13).

Tabelle 2-15: Wärmeleistung (zeitlicher Verlauf) je HAW-Kokille aus AREVA-NC

Zeit nach Verglasung [a]	Wärmeleistung berechnet [kW]	Wärmeleistung Ist-Werte von 28 HAW-Kokillen im CASTOR HAW 20/28 [kW]
0	2,20	-
1	2,01	-
2	1,88	-
3	1,79	1,50 – 1,51
4	1,72	-
5	1,65	-
6	1,60	-
7	1,55	1,44 – 1,47
8	1,51	
9	1,47	

Zeit nach Verglasung [a]	Wärmeleistung berechnet [kW]	Wärmeleistung Ist-Werte von 28 HAW-Kokillen im CASTOR HAW 20/28 [kW]
10	1,43	
15	1,27	0,99 – 1,08
20	1,13	-
25	1,01	-
30	0,90	-
35	0,81	-
40	0,73	-
45	0,66	-
50	0,60	-

2.3.2 CSD-B

Die radioaktiven Reststoffe aus der Betriebsabwasseraufbereitung in La Hague werden eingedampft und die Konzentrate mit dem CCM-Verfahren zu mittelradioaktiven Glasprodukten konditioniert. Die Abmessungen des Edelstahlbehälters entsprechen denen der HAW-Kokille. Da eine Abfallspezifikation bislang nicht vorliegt, können für die mittlere Masse und die chemische Zusammensetzung des Borosilikatglases einer CSD-B die Angaben der HAW-Kokillen herangezogen werden.

In der Tabelle 2-16 sind die von der ANDRA bisher noch nicht veröffentlichten Angaben zu radiologischen und thermischen Basisdaten der mittelradioaktiven Glasprodukte zusammengestellt. Da eine Abfallspezifikation bislang nicht vorliegt, sind die Angaben als vorläufig zu betrachten. Darüber hinaus wird die Dichte dieser Borsilikatgläser bei 25 °C mit ca. 2,5 g/ml und der Erweichungspunkt bei ca. 500 °C angegeben; der Flammpunkt entfällt.

Tabelle 2-16: Radiologische und thermische Basisdaten je CSD-B aus AREVA-NC

		UMo-Glas	Deko-Glas
Sr-90/Y-90	[Bq]	-	-
Cs-137/Ba-137m	[Bq]	-	-
$\Sigma \alpha$	[Bq]	1,8E+12	1,0E+12
$\Sigma \beta/\gamma^1)$	[Bq]	4,2E+14	2,0E+13
Σ Uran	[g]	-	-
Σ Plutonium	[g]	-	-
Σ Curium	[g]	-	-
γ -Dosisleistung Oberfläche 1 m Abstand	[Gy/h]	-	-
	[Gy/h]	-	-
n-Dosisleistung Oberfläche 1 m Abstand	[Gy/h]	-	-
	[Gy/h]	-	-
Oberflächen- kontamination β/γ -Strahler α -Strahler	[Bq/cm ²]	-	-
	[Bq/cm ²]	-	-
Wärmeleistung	[kW]	0,070	0,005

1. $\Sigma \beta/\gamma$ (Cs-137, Sr-90)

2.3.3 CSD-C

Der zu kompaktierende Abfall besteht nach Abschätzungen von AREVA-NC langfristig zu 90 % aus Hülsen und Strukturteilen bestrahlter Leichtwasserreaktor-Brennelemente und zu 10 % aus technologischen Abfällen. Die CSD-C können kompaktierte Hülsen und Strukturteile bestrahlter Leichtwasserreaktor-Brennelemente sowie kompaktierte technologische Abfälle grundsätzlich in einem beliebigen Verhältnis enthalten. Vor der Kompaktierung erfolgt keine Mischung der Abfallströme. Im Prinzip kann ein Gebinde daher auch zu 100 % aus kompaktierten Hülsen und Strukturteilen oder zu 100 % aus kompaktierten technologischen Abfällen bestehen. Die Herstellung des Abfallproduktes erfolgt in der ACC-Anlage am Standort der Wiederaufarbeitungsanlage der COGEMA in La Hague /RSK 2005a/.

Die Hülsen und Strukturteile werden der ACC-Anlage entweder aus der Unterwasserlagerung in vorher entwässerten Fässern oder direkt aus dem Wiederaufarbeitungsprozess (Head End) in Transferfässern zugeführt. In der Hauptprozesszelle der ACC-Anlage werden die Materialien zunächst radiologisch charakterisiert und dann in 90 l-Presskartuschen umgefüllt. In den Kartuschen werden die Materialien mit auf 200 °C erwärmtem Stickstoffgas bei festgelegter Durchflussrate durchströmt und dadurch getrocknet. Nach Erreichen des Trocknungskriteriums von 540 ppmv für den Wasserdampfgehalt des aus der Kartusche austretenden Gases erfolgt das Umsetzen der Kartusche in die Kompaktierungsstation. Der Pressdruck beträgt 200 MPa /RSK 2005a/.

Der technologische Abfall besteht aus metallischen Komponenten und Materialien aus den heißen Zellen des Wiederaufarbeitungsprozesses. Es handelt sich ausschließlich um Betriebsabfälle. Das zur Kompaktierung zugelassene Material ist bisher auf Metalle und Legierungen beschränkt. Nichtmetallische und nennenswerte organische Bestandteile sind derzeit ausgeschlossen. Als nicht nennenswerte Menge stuft AREVA-NC 10 g Organika pro CSD-C ein. Im Rahmen des technologischen Abfalls können auch Sonderabfälle, im Wesentlichen Metallfilter, verarbeitet werden. Abhängig von der Abfallart oder Abfallgeometrie kann Abfall vorzerlegt oder vorverpresst werden. Nach Einbringen in die 90 l-Presskartuschen wird der Abfall dann ebenfalls in die Hauptprozesszelle der ACC-Anlage eingebracht. Dort kommt er entweder direkt in die Kompaktierungsstation oder wird vorher in der selben Weise wie die Hülsen und Strukturteile getrocknet /RSK 2005a/.

Die entstandenen Presslinge werden in die CSD-C eingebracht. Soll das CSD-C-Gebinde Presslinge aus technologischem Abfall enthalten, werden diese immer zuerst in das Gebinde eingebracht. Zur Optimierung der Füllhöhe enthält jedes Gebinde in der Regel fünf bis sieben Presslinge gleichen Durchmessers. Die Presslinge werden seitlich mit Federn sowie am Kopfende mit Blockern fixiert. Zur Vermeidung äußerer Kontaminationen durch Freisetzung aus dem Inneren des Gebindes wird während des folgenden Transportes in die Schweißstation ein Deckel in das Gebinde eingelegt. In der Schweißstation wird der Gebindekopf aufgeschweißt und anschließend eine Kontaminationskontrolle an der Gebindeaußenseite vorgenommen. Falls erforderlich, wird das Gebinde dekontaminiert /RSK 2005a/.

Zur Ermittlung der chemischen Zusammensetzung der CSD-C werden Angaben zu Werkstoffen und Massen eines beispielhaften DWR-BE herangezogen /DBE 2006/. Das BE besteht aus Federbeinen (Werkstoff Inc X-750 und 1.4541), Kopf (1.4541), Führungsrohren inkl. Kopf- und Fußverbindungen (Zr-Alloy/Zry-4 und 1.4541), Abstandhalter (Inc 718 und Zr-Alloy/Zry-4) und Fuß (1.4541) und dem Brennstab. Ein Brennstab besteht aus Endstopfen (Zry-4), Hüllrohren (Zr-Alloy), Druckfedern (1.4568), Isoliertabletten (Al_2O_3), Stützrohren (1.4541) und dem Brennstoff (UO_2). In der Tabelle 2-17 sind Werkstoffe und Massen der Hülsen und Strukturteile eines beispielhaften DWR-BE dargestellt. Die prozentuale Verteilung kann für die mittlere Zusammensetzung der kompaktierten Abfälle in den CSD-C herangezogen werden. Die Abfallmasse errechnet sich aus der mittleren Gesamtmasse je CSD-C (ca. 700 kg) abzgl. der Leermasse der CSD-C (ca. 80 kg) zu 620 kg.

Tabelle 2-17: Werkstoffe und Massen der Hülsen und Strukturteile eines DWR-BE

Werkstoff	Masse	
	[kg]	[%]
Zr-Alloy/Zry-4	189,62	82,14
Inc X-750	3,10	1,34
Inc 718	1,34	0,58
1.4541	32,31	14,00
1.4568	4,48	1,94
Summe	230,85	100,00

Die Tabelle 2-18 enthält Angaben zu Nuklidaktivitäten, Dosisleistung, Oberflächenkontamination und Wärmeleistung je CSD-C auf Basis der COGEMA-Spezifikation /COGEMA 2001/ und von GNS übergebenen Unterlagen /DBE 2005g/.

Tabelle 2-18: Radiologische und thermische Basisdaten je CSD-C aus AREVA-NC

		Garantiewerte	Nominalwerte
Beta-Aktivität			
Cs-137	[Bq]	6,5E+13	2,4E+14
Sr-90/Y-90	[Bq]	1,15E+14	1,5E+13
Pu-241	[Bq]	7,5E+13	2,8E+13
Pu-241			1,0E+13
Alpha-Aktivität			
Plutonium	[Bq]	3,3E+12	6,0E+11
Cm-244	[Bq]	2E+12	5,5E+11
Alphastrahler ($T_{1/2} > 50$ a)	[Bq]	4,2E+12	9,5E+10
Dosisleistung	[Gy/h]	150	5,8E+11
	[Gy/h]	30 ¹⁾	-
Oberflächenkontamination			
β/γ -Strahler	[Bq/cm ²]	4 Bq/cm ²	-
α -Strahler	[Bq/cm ²]	0,4 Bq/cm ²	-
Wärmeleistung	[W]	90	40

1) zum Zeitpunkt des Transports

In der Tabelle 2-19 ist auf Basis der von GNS übergebenen Unterlagen die abgeschätzte Wärmeleistung je CSD-C zu verschiedenen Zeiten nach Kompaktierung der Brennelementhülsen, Strukturteile und Technologieabfälle angegeben /DBE 2005e/.

Tabelle 2-19: Wärmeleistung (zeitlicher Verlauf) je CSD-C aus AREVA-NC

Zeit nach Kompaktierung [a]	Wärmeleistung Garantiewerte [kW]	Wärmeleistung Nominalwerte [kW]
0	0,090	0,040
10	-	0,015
20	-	0,0072
30	-	0,0045
40	-	0,0033
50	-	0,0026

2.3.4 POLLUX-Behälter und BSK

In diesem Vorhaben wird auch die direkte Endlagerung von ausgedienten Brennelementen aus DWR, SWR und WWER-DWR in POLLUX-Behältern und BSK betrachtet.

In den Antragsunterlagen für die Zwischenlagerung von POLLUX-Behältern im Transportbehälterlager Gorleben ist das radioaktive Behälterinventar für verschiedene BE-Typen beschrieben. Die Antragswerte wurden so festgelegt, dass der beladene Behälter die Anforderungen der verkehrsrechtlichen Zulassung als Typ B(U)-Versandstück für den Transport auf öffentlichen Verkehrswegen und der atomrechtlichen Genehmigungsverfahren nach § 6 AtG als Lagerbehälter für die Zwischenlagerung in einem Transportbehälterlager und nach § 7 AtG als Transportbehälter für die Beladung und darüber hinaus des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens als Lagerbehälter für die Endlagerung in einem Endlager erfüllt. Für die Einlagerung in POLLUX-Behältern sind verschiedene BE-Typen aus DWR und SWR vorgesehen. In den Antragsunterlagen werden vereinfachend die in der Tabelle 2-20 aufgeführten DWR-BE und SWR-BE für die weiteren Beschreibungen betrachtet. Im Vergleich zu den anderen beantragten BE sind diese Referenzbrennelemente hinsichtlich der SM-Masse abdeckend. Für die in der Tabelle 2-20 aufgeführten BE wurden Abbrandrechnungen mit Anfangsanreicherungen von 1,85 / 3,0 / 3,4 / 4,6 Gew.-% U 235 und Zielabbränden 35 / 45 / 50 / 55 GWd/tSM durchgeführt /GNB 1998b/.

Tabelle 2-20: Geometrische und thermische Daten der Referenzbrennelemente für die Auslegung der POLLUX-Behälter

BE-Typ	Max. BS-Anzahl	Nom. BS-Länge [mm]	Pellet-durchmesser [mm]	HLR-Innen-durchmesser [mm]	HLR-Außen-durchmesser [mm]	Max. SM-Masse [kg U]	Nom. Länge aktive Zone [mm]	Max. Nachzerfallsleistung [W/BE]
DWR 18x18-24	300	4.393-4.407	8,05	8,22	9,50	542	3.900	2.000
SWR 8x8-1	63	4.074,7	10,57	10,84	12,5	187	3.710	591

Zwischenzeitlich wurden weitere umfangreiche Rechnungen zur Wärmeleistung (Nachzerfallsleistung) von DWR- und SWR-BE mit unterschiedlichen Anfangsanreicherungen und Zielabbränden durchgeführt /GNS 2000a/, /GNS 2000b/. Hierbei wurden neben Uran-BE auch MOX-BE betrachtet. Die Tabelle 2-21 gibt einen Überblick über die betrachteten Lastfälle. Mit Ausnahme des Zielabbrandes von 45 GWd/tSM lagen zum Zeitpunkt der Berichtserstellung von /GNS 2000a/ keine BE mit derartig hohen Abbränden vor. Die Zusammensetzung des angesetzten Plutoniumvektors für die betrachteten MOX-BE ist in der Tabelle 2-22 aufgeführt.

Tabelle 2-21: Randbedingungen (Lastfälle) für die Berechnung von Wärmeleistungen von Uran- und MOX-BE aus DWR und SWR

Last-fall	Reaktor-typ	BS-Typ	Anfangs-anreicherung	Masse SM/BE	Ziel-abbrand	Referenz-KKW
LF-1	DWR	UO ₂	3,7 Gew.-% U-235	300 kg	45 GWd/t _{SM}	KWO
LF-2	DWR	UO ₂	4,0 Gew.-% U-235	540 kg	50 GWd/t _{SM}	GKN II
LF-D1	DWR	UO ₂	3,45 Gew.-% U-235	540 kg	55 GWd/t _{SM}	GKN II
LF-D2	DWR	UO ₂	3,95 Gew.-% U-235	540 kg	55 GWd/t _{SM}	GKN II
LF-D3	DWR	UO ₂	4,45 Gew.-% U-235	540 kg	55 GWd/t _{SM}	GKN II
LF-D4	DWR	UO ₂	4,95 Gew.-% U-235	540 kg	55 GWd/t _{SM}	GKN II
LF-3	DWR	UO ₂	4,0 Gew.-% U-235	540 kg	60 GWd/t _{SM}	GKN II
LF-4	DWR	UO ₂	5,4 Gew.-% U-235	560 kg	75 GWd/t _{SM}	KKI II
LF-5	DWR	MOX	4,6 Gew.-% Pu-fiss	535 kg	50 GWd/t _{SM}	GKN II
LF-6	DWR	MOX	4,6 Gew.-% Pu-fiss	535 kg	60 GWd/t _{SM}	GKN II
LF-7	SWR	UO ₂	4,0 Gew.-% U-235	180 kg	50 GWd/t _{SM}	KKK
LF-8	SWR	MOX	4,0 Gew.-% Pu-fiss	180 kg	50 GWd/t _{SM}	KRB B/C
LF-S1	SWR	UO ₂	3,45 Gew.-% U-235	180 kg	55 GWd/t _{SM}	KKK
LF-S2	SWR	UO ₂	3,95 Gew.-% U-235	180 kg	55 GWd/t _{SM}	KKK
LF-S3	SWR	UO ₂	4,45 Gew.-% U-235	180 kg	55 GWd/t _{SM}	KKK
LF-S4	SWR	UO ₂	4,95 Gew.-% U-235	180 kg	55 GWd/t _{SM}	KKK

Tabelle 2-22: Zusammensetzung des Plutoniumvektors bei MOX-Brennelementen

Isotope	Gew.-%
Pu-238	1,8
Pu-239	59
Pu-240	23
Pu-241	12,2
Pu-242	4
Pu-gesamt	100

In /GNS 2000a/ und /GNS 2000b/ sind für die in der Tabelle 2-21 dargestellten Lastfälle die Wärmeleistungen als Funktion der Abklingzeit (1 a bis 1 Mio. a) bezogen auf 1 tSM dargestellt. Auf dieser Grundlage können Wärmeleistungen für POLLUX-Behälter und Brennstabkokillen mit verschiedenen Beladungen abgeschätzt werden. Es könnte beispielsweise eine Beladung mit BE ausschließlich eines Lastfalls angenommen werden. Insbesondere hinsichtlich Beladungsoptimierungen sind aber auch Mischbeladungen denkbar, z. B. POLLUX-Behälter mit einem Mix aus Uran- und MOX-BE aus DWR der Lastfälle LF 2 und LF 5.

Es liegen keine Rechnungen zur Wärmeleistung von WWER-BE mit unterschiedlichen Anfangsanreicherungen und Zielabbränden vor. Der Vergleich der Wärmeleistung für WWER-BE (250 W/BE) /BfS 2005c/ und DWR (2.000 W/BE) /GNB 1998c/ bzw. SWR (591 W/BE) /GNB 1998c/ zeigt aber, dass die maximale Wärmeleistung je POLLUX beladen mit 25 WWER-BE (6,25 kW) gegenüber 10 DWR-BE (20 kW) und 30 SWR-BE (17,73 kW) um etwa den Faktor 3 niedriger ist. Hinsichtlich der Wärmeleistung können für POLLUX-Behälter und

BSK, die mit WWER-BE beladen werden, die Angaben für Beladungen mit DWR- und SWR-BE als abdeckend herangezogen werden. Hinsichtlich der Mischbeladungen bei POLLUX-Behältern stellt sich die Frage, ob beispielsweise ein Mix von Brennelementen aus DWR und SWR möglich wäre.

Um ein möglichst realistisches sowie ein abdeckendes Radionuklidinventar der endzulagernden Brennelemente erstellen zu können, sind Angaben zu Anzahl/Menge ausgedienter Brennelemente, differenziert nach SWR, DWR und WWER-DWR, Brennstofftyp (Uran, MOX), Anfangsanreicherung, Abbrand, Zeitpunkt der Entnahme aus dem Reaktor notwendig. Angaben zur Wärmeleistung der ausgedienten Brennelemente sind für eine thermomechanische Auslegung bzw. Optimierung des zukünftigen Endlagers notwendig. Eine Datenbank mit diesen Angaben zu den DWR- und SWR-BE ist derzeit bei GNS im Aufbau; die vollständigen Angaben stehen daher noch nicht für weitere Auswertungen zur Verfügung. Ob eine solche Datenbasis für WWER-BE existiert, ist nicht bekannt.

Zur Ermittlung der chemischen Zusammensetzung der Brennstäbe werden Angaben zu Werkstoffen und Massen eines beispielhaften DWR-BE herangezogen /DBE 2006/. Ein Brennstab besteht aus Endstopfen (Zry-4), Hüllrohren (Zr-Alloy), Druckfedern (1.4568), Isoliertabletten (Al_2O_3), Stützrohren (1.4541) und dem Brennstoff (UO_2). In der Tabelle 2-23 sind Werkstoffe und Massen der Brennstäbe eines beispielhaften DWR-BE dargestellt. Die Masse der Brennstäbe in POLLUX-Behältern errechnet sich demnach zu 7.853 kg, in Brennstabkokillen zu 2.356 kg.

Tabelle 2-23: Werkstoffe und Massen der Brennstäbe eines DWR-BE

Werkstoff	Masse	
	[kg]	[%]
Zr-Alloy/Zry-4	157,74	20,09
1.4541	6,61	0,84
1.4568	4,48	0,57
Al_2O_3	0,71	0,09
UO_2	615,72	78,41
Summe	785,26	100,00

2.3.5 CASTOR AVR/THTR

Der CASTOR AVR/THTR kann für Brennelementkugeln des AVR Jülich und des THTR Hamm-Uentrop verwendet werden. Im Folgenden werden Brennelementkugeln des THTR als Referenzbrennelemente des CASTOR AVR/THTR herangezogen. Diese THTR-BE bestehen aus einer Graphitkugel, in welche ebenfalls kugelförmige Brennstoffpartikel aus Uran-Thorium-Mischoxid eingebettet sind. Die in der Tabelle 2-24 dargestellten Werkstoffe und Massen können für die Zusammensetzung der Brennelemente in CASTOR AVR/THTR herangezogen werden. Die Masse der Brennelemente liegt bei einer maximalen Beladung mit 2.320 BE-Kugeln bei 471 kg.

Tabelle 2-24: Werkstoffe und Massen einer BE-Kugel des THTR

Werkstoff	[kg]	Masse [%]
Graphit (C)	0,192	94,58
Thorium (Th)	0,010	4,93
Uran (U)	0,001	0,49
Summe	0,203	100,00

Die Eingangsdaten des frischen THTR-Brennelementes sowie die abbrandspezifischen Parameter sind in der Tabelle 2-25 aufgeführt /GNS 1996/. Als Kernbrennstoffe wurden Thorium und hochangereichertes Uran jeweils in oxidischer Form eingesetzt /GRS 2004/. In der Tabelle 2-26 ist die Wärmeleistung von ausgedienten Brennelementkugeln des THTR für verschiedene Abklingzeiten aufgeführt /KfK 1988/.

Tabelle 2-25: Brennelementdaten des THTR

Durchmesser	60 mm
Schale ohne Brennstoff	5 mm
Graphitgewicht	192 g
Graphitdichte	1,73 g/cm³
Gesamtgewicht	203 g/BE
Schwermetallmasse	
- Thorium (Th-232)	10,2 g
- Uran, davon U-235	1,03 g (0,96 g)
Anreicherung U-235	93 %
Partikelzahl	ca. 40.000
Partikeldurchmesser	0,5 – 0,7 mm
Volumenbeladung mit Partikeln	12 – 16 %
Max. Abbrand	15,0 fima
Mittlerer Abbrand	11,4 fima
Reaktorbetriebsdaten	
- Standzeiten	1096 Vollasttage
- Max. Oberflächentemperatur	ca. 1.000 °C
- Max. Brennstofftemperatur	ca. 1.150 °C
- Mittlere Leistung/BE	1.150 W
Mindestabklingzeit	200 Tage
Spaltproduktaktivität/BE	ca. 4 TBq
Wärmeleistung/BE	0,48 W

Tabelle 2-26: Wärmeleistung (zeitlicher Verlauf) von ausgedienten Brennelementen des THTR

Abklingzeit [a]	Wärmeleistung [W]
Mindestabklingzeit: 200 Tage	4,80E-01
10	4,80E-02
50	1,87E-02
100	7,22E-03
200	1,73E-03
500	2,67E-04
1000	1,66E-04

Ein CASTOR AVR/THTR kann mit ca. 2.320 Brennelementkugeln des THTR beladen werden. Mit einer Wärmeleistung von ca. 0,48 W je Brennelementkugel kann nach 200 Tagen Abklingzeit die Wärmeleistung mit ca. 1,1 kW je CASTOR-Behälter abgeschätzt werden. Zum heutigen Zeitpunkt kann aufgrund der längeren Abklingzeit bereits von einer deutlich geringeren Wärmeleistung ausgegangen werden.

2.3.6 CASTOR MTR 2

Für den CASTOR MTR 2 sind verschiedene Beladevarianten mit BE aus Forschungsreaktoren zulässig, darunter auch des FRM II sowie des RFR der VKTA (s. Kapitel 2.2.6). Im Folgenden werden die Brennelemente des FRM II als Referenzbrennelemente des CASTOR MTR 2 beschrieben. In der von der GRS München durchgeführten Studie hinsichtlich Kritikalitätssicherheit von Brennelementen aus Forschungsreaktoren /GRS 2004/ werden FRM II-Brennelemente wegen des hohen Anreicherungsgrades als abdeckend für andere Brennlementtypen aus Forschungsreaktoren angesehen.

Es werden die BE des FRM II als Referenzbrennelemente des CASTOR MTR 2 herangezogen. Diese FRM II-BE bestehen aus Uransilizid (U_3Si_2), welches in Aluminium gewalzt ist. Es ist vorgesehen, die spaltmaterialfreien Kopfstücke der BE nach Entnahme aus dem Reaktor abzutrennen. Mit den vorliegenden Massenangaben eines BE (max. 45 kg) und zum Uran (max. Anfangsmasse: 8,186 kg) wurde die Masse an U_3Si_2 und Aluminium je FRM II-BE berechnet. Die in der Tabelle 2-27 dargestellten Werkstoffe und Massen können für die Zusammensetzung der Brennelemente in CASTOR MTR 2 herangezogen werden. In einen CASTOR MTR 2 können 5 Brennelemente endgelagert werden; dies entspricht einer Masse von 225 kg. Es wird die Verfüllung von Behälterhohlräumen mit abgereichertem Uranoxid (U_3O_8) in Erwägung gezogen /GRS 2004/. Die Spezifikationswerte sind in der Tabelle 2-28 aufgeführt /BfS 2005b/.

Tabelle 2-27: Werkstoffe und Massen eines Brennelementes des FRM II

Werkstoff	Masse	
	[kg]	[%]
U ₃ Si ₂	8,830	19,62
Aluminium (Al)	36,170	80,38
Summe	45,000	100,00

Tabelle 2-28: Spezifikationswerte für Brennelemente des FRM II für CASTOR MTR 2

Max. Anzahl BE pro Behälter	5 Stück
Max. BE-Länge (geschnitten)	906 mm
Max. BE-Durchmesser (Kopfteil entfernt)	244 mm
Max. BE-Masse	45 kg
Max. Anfangsanreicherung U-235	96,2 %
Max. Anfangsmasse Uran	8.186 g
Max. Anfangsmasse U-235	7.613 g
Max. Abbrand	1.040 MWd/BE
Min. Abklingzeit	5 a
Max. Wärmeleistung	60 W

Die zugelassene Wärmeleistung eines CASTOR MTR 2 beträgt maximal 0,825 kW. Dieser Wert wird tatsächlich weit unterschritten, da aufgrund der zugelassenen Wärmeleistung je BE rein rechnerisch die Wärmeleistung für CASTOR-Behälter mit BE des FRM II auf 0,3 kW und bei Beladungen mit BE des Forschungsreaktors Rossendorf auf ca. 0,15 kW beschränkt ist /BfS 2005b/.

2.3.7 CASTOR KNK

Der CASTOR KNK wird für Brennstäbe aus der kompakten, natriumgekühlten Kernreaktoranlage KNK II, des belgischen Forschungszentrums Mol und des ehemaligen Nuklearschiffs Otto-Hahn genutzt. Bei diesen Kernbrennstoffen handelt es sich um /JK 2006/:

- 2.413 bestrahlte Brennstäbe aus 27 Brennelementen mit U-/Pu-Mischoxidbrennstoff aus dem Betrieb der KNK II. Die maximale Anfangsanreicherung an U-235 beträgt 93 %, der maximale Pu-Gehalt beträgt ca. 35 %. Die Brennstäbe sind in insgesamt 33 Brennstabbüchsen vom Typ KfK bzw. CEA verpackt und lagern zur Zeit im Nasslagerbecken der Anlage PEGASE im Forschungszentrum Cadarache in Frankreich.

- 68 bestrahlte Brennstäbe mit U/Pu-Mischoxidbrennstoff sowie drei unbestrahlte Brennstäbe mit U/Pu-Carbidbrennstoff aus dem europäischen Versuchsprogramm für die Entwicklung Schneller Brüter, an dem das Forschungszentrum Karlsruhe beteiligt war. 19 der bestrahlten KNK-Brennstäbe liegen als ein Brennstoffbündel vor, das für Nuklearexperimente verwendet wurde. Die maximale Anfangsanreicherung an U-235 beträgt 93 %, der maximale Pu-Gehalt 30 %. Das Brennstoffbündel sowie die restlichen Brennstäbe lagern zur Zeit in Mol in Belgien.
- 49 bestrahlte und drei unbestrahlte Brennstäbe mit U-Brennstoff aus dem Reaktor des Nuklearschiffes Otto-Hahn. Die maximale Anfangsanreicherung an U-235 beträgt 6,6 %. Die Brennstäbe lagern zur Zeit in einer Heißen Zelle im GKSS Forschungszentrum Geesthacht.

Die o. g. Kernbrennstoffe werden in verschweißten Büchsen des Typs Phenix (33 Stück: KNK II, 2 Stück aus Mol; Abmessungen: Gesamtlänge: 1.974 mm, Außendurchmesser: 118 mm, Wanddicke: 5 mm) und in einer OH-Büchse (Abmessungen: Gesamtlänge: 1.974 mm, Außendurchmesser: 139,7 mm, Wanddicke: 4 mm) in vier CASTOR-Behälter des Typs KNK verpackt. Der Behälterschachtraum des CASTOR KNK nimmt neun Büchsen vom Typ Phenix (Tragkorbvariante 1) oder acht Büchsen vom Typ Phenix und in der zentralen Tragkorbposition eine Büchse vom Typ OH (Tragkorbvariante 2) auf /WTI 2006/.

Zur Abschätzung des mittleren Inventars der Werkstoffe und Massen der Brennstäbe des KNK II je CASTOR KNK werden die Brennstäbe aus 27 BE mit U/Pu-Mischoxidbrennstoff aus dem Betrieb der KNK II als Referenzbrennelemente herangezogen. Die Brennstäbe bestehen aus der oberen und unteren Endkappe, oberer Reflektorstange bzw. unteres Stützrohr (Reflektor), oberer/unterer Isoliertablette, der Brennstofftablettensäule und einer Feder. Für die Bestandteile der Brennstäbe liegen Angaben zu folgenden Materialien vor: Hüllrohr (Werkstoff: 1.4970), Brennstoff UO₂, PuO₂), Reflektor (Werkstoff: 1.4541), Isoliertabellen (Al₂O₃) /INTERATOM 1986/. Massenangaben liegen lediglich zum Brennstoff vor (s. Tabelle 2-29) /WTI 2006/.

Tabelle 2-29: Werkstoffe und Massen der Brennstäbe des KNK II – mittleres Inventar eines CASTOR KNK

Werkstoff	Masse	
	[kg]	[%]
Uran (U)	114,502	Keine Angabe
Plutonium (Pu)	21,812	Keine Angabe
1.4970	Keine Angabe	Keine Angabe
1.4541	Keine Angabe	Keine Angabe
Al ₂ O ₃	Keine Angabe	Keine Angabe
Summe	Keine Angabe	100,00

In der Tabelle 2-30 sind die radiologischen und thermischen Daten je CASTOR KNK aufgeführt. Die Angaben zu den Schwermetallmassen gelten für den unbestrahlten Zustand.

Tabelle 2-30: radiologische und thermische Daten je CASTOR KNK

U-235	41 – 46 kg	
U-238	60 – 92 kg	
Pu-238	157 - 181 g	0,7 - 0,8 %
Pu-239	14.756 – 17.137 g	71,9 - 76,4 %
Pu-240	3.280 – 4.002 g	14,8 - 17,9 %
Pu-241	1.445 – 1.651 g	6,6 - 7,4 %
Pu-242	303 - 472 g	1,3 - 2,1 %
Pu-gesamt	19.999 – 22.442 g	
Gesamtaktivität	3E+15 Bq	
Wärmeleistung	380 – 422 W	

2.4 Inventar der endzulagernden hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle – Gesamtaktivitäten, Massen und Volumina der Endlagergebinde

In diesem Kapitel wird das Inventar der Gesamtaktivitäten der endzulagernden hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle grob abgeschätzt. Ergänzend dazu werden die insgesamt endzulagernden Massen und Volumina der Endlagergebinde abgeschätzt.

Die Tabelle 2-31 gibt einen Überblick über die Größenordnung der Gesamtaktivitäten der Endlagergebinde. Bei den Endlagergebinden mit WA-Abfällen (HAW-Kokille, CSD-B, CSD-C) handelt es sich um nicht veröffentlichte Angaben der GNS; weitere Angaben können den Kapiteln 2.3.1 bis 2.3.2 entnommen werden. Die Angaben zum POLLUX-Behälter entsprechen den Antragswerten für das Transportbehälterlager Gorleben (TBL Gorleben) /GNB 1998c/; diese Angaben werden auch für die BSK entsprechend ihrer anteiligen Beladung, d. h. 3/10tel, herangezogen. Die Angaben für CASTOR AVR/THTR und CASTOR MTR 2 entsprechen den zulässigen Beladungen der Zulassungsscheine /BfS 2005a/ und /BfS 2005b/. Die Angaben zum CASTOR KNK entsprechen den Angaben zu Behälterinventaren nach /WTI 2006/. Eine Differenzierung der Angaben zur Gesamtaktivität in Beta-/Gamma- und Alpha-Gesamtaktivität erfolgt nicht. Die Anzahl der Endlagergebinde entspricht der in der Tabelle 2-4 aufgeführten Anzahl an Endlagerbehältern. Bei einer Endlagerung der gezogenen Brennstäbe ausgedienter Brennelemente aus Leistungsreaktoren in POLLUX-Behältern liegt die Anzahl der Endlagergebinde bei insgesamt 13.795 Stück; kämen alternativ dazu BSK zum Einsatz, würde die Anzahl der Endlagergebinde bei insgesamt 18.567 Stück liegen.

Tabelle 2-31: Gesamtaktivitäten der Endlagerergebinde

Endlagerergebinde	Anzahl	Gesamtaktivität je Endlagerergebinde [Bq]	Gesamtaktivität [Bq]
HAW-Kokille	3.767	ca. 1,5E+16	ca. 5,7E+19
CSD-B	560	ca. 2,0E+14	ca. 1,1E+17
CSD-C	6.902	ca. 5,0E+14	ca. 3,5E+18
POLLUX-Behälter oder BSK	2.045 oder 6.817	2,7E+17 oder 8,1E+16	5,5E+20
CASTOR AVR/THTR	459	7,8E+15	3,6E+18
CASTOR MTR 2	58	3,43E+15	2,0E+17
CASTOR KNK	4	3,2E+15	1,3E+16
Gesamt	13.795 oder 18.567	-	6,2E+20

Die wesentlichen Aktivitätsanteile befinden sich in den ausgedienten Brennelementen aus Leistungsreaktoren und den HAW-Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Wiederaufarbeitungsabfällen. Da die Höhe der Gesamtaktivitäten von verschiedenen Einflussfaktoren abhängt, im wesentlichen der Abklingzeit, kann zum Zeitpunkt der Endlagerung mit entsprechend niedrigeren Aktivitätswerten gerechnet werden. Die Angaben in Tabelle 2-31 können daher als abdeckend angesehen werden.

In der Tabelle 2-32 sind die Massen und Volumina der Endlagerergebinde dargestellt. Hinsichtlich der Angaben zu Anzahl der Endlagerergebinde und zu Massen und Volumina der Endlagerergebinde wird auf Tabelle 2-4 und Tabelle 2-5 verwiesen. Bei Verwendung von POLLUX-Behältern liegt die Gesamtmasse der Endlagerergebinde bei insgesamt 153.990 Mg mit einem Gesamtvolumen von 25.674 m³; mit BSK würde die Gesamtmasse der Endlagerergebinde bei insgesamt 57.195 Mg mit einem Gesamtvolumen von 9.008 m³ liegen.

Tabelle 2-32: Massen und Volumina der Endlagergebinde

Endlagergebinde	Anzahl	Masse je Endlagergebinde [Mg]	Gesamtmasse [Mg]	Volumen je Endlagergebinde [m³]	Gesamtvolumen [m³]
HAW-Kokille	3.767	0,49	1.846	0,18	678
CSD-B	560	0,49	274	0,18	101
CSD-C	6.902	0,85	5.867	0,18	1.242
POLLUX-Behälter oder BSK	2.045 oder 6.817	65 oder 5,3	132.925 oder 36.130	10,55 oder 0,72	21.575 oder 4.908
CASTOR AVR/THTR	459	26	11.934	4,16	1.909
CASTOR MTR 2	58	18	1.044	2,62	152
CASTOR KNK	4	25	100	4,16	17
Gesamt	13.795 oder 18.567	-	153.990 oder 57.195	-	25.674 oder 9.008

2.5 Sicherheitstechnische Anforderungen an Endlagergebinde für hochradioaktive und wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle

In diesem Kapitel werden die an Endlagergebinde mit Wiederaufarbeitungsabfällen (HAW-Kokillen, CSD-B, CSD-C), mit gezogenen Brennstäben ausgedienter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren (Brennstabkokillen und POLLUX-Behälter) und mit ausgedienten Brennelementen aus Forschungsreaktoren in CASTOR-Behälter der Typen AVR/THTR, MTR 2 und KNK zu stellenden sicherheitstechnischen Anforderungen beschrieben.

Es werden u. a. die Begriffe „Endlagerbehälter“ (Behälter bzw. Verpackungen zur Aufnahme der radioaktiven Abfälle) und „Endlagergebinde“ (Einheit aus radioaktivem Abfall und Endlagerbehälter) verwendet. Abweichend dazu stehen Bezeichnungen wie z. B. POLLUX-Behälter, CASTOR-Behälter, Transport- und Lagerbehälter, sowohl für Endlagerbehälter als auch für Endlagergebinde. Die sicherheitstechnischen Anforderungen an Endlagergebinde sind im wesentlichen durch Behältereigenschaften/-auslegung zu gewährleisten.

Die sicherheitstechnischen Anforderungen der Endlagerbinde sind auch für die Beförderung und die Zwischenlagerung nachzuweisen. Im Folgenden werden die im Zusammenhang mit der Endlagerung relevanten Anforderungen aus dem Transportrecht und dem Lagerrecht dargestellt und es werden abschließend Vorschläge für die Auslegungsanforderungen an Endlagergebinde aus heutiger Sicht unter Berücksichtigung der bisher diskutierten Anforderungen aus Endlagersicht gegeben (s. Tabelle 2-33).

Für die Betriebsphase des Endlagers ergeben sich die Auslegungsanforderungen an die Endlagergebinde im wesentlichen aus dem technischen Endlagerkonzept. Die Anforderun-

gen für die Nachbetriebsphase stehen in unmittelbarem Zusammenhang mit der Art und Weise der Nachweisführung für die Langzeitsicherheit. Haben beispielsweise die zum Nachweis der Langzeitsicherheit vorgesehenen geotechnischen und geologischen Barrieren (Versatz, Bohrloch-, Strecken- und Schachtverschluss sowie Wirtsgestein) planmäßig ihre volle Wirksamkeit erreicht, braucht darüber hinaus von den Barriereeigenschaften der Endlagergebinde, d. h. der technischen Barriere, kein Kredit genommen werden.

Bis zum Wirksamwerden der geotechnischen und geologischen Barrieren ist der sichere Einschluss durch die technische Barriere zu gewährleisten. Im Bericht /DBE 2008/ sind die Einwirkungen auf Endlagergebinde bei planmäßiger Entwicklung (ungestörter Endlagerbetrieb) und bei außerplanmäßiger Entwicklung (gestörter Endlagerbetrieb) beschrieben, für die die Integrität bzw. Dichtheit der Endlagergebinde nachzuweisen ist.

2.5.1 Unterkritikalität

Der Nachweis der Unterkritikalität ist für Abfallgebinde mit spaltbaren Stoffen auch für die Beförderung und die Zwischenlagerung zu führen. Im Folgenden werden die dbzgl. Anforderungen aus dem Transport- und Lagerrecht dargestellt und die bisher diskutierten Anforderungen ausendlagersicht beschrieben. Auf dieser Basis wird eine Empfehlung für die Auslegungsanforderungen an Endlagergebinde aus heutiger Sicht gegeben.

Beförderung

Für die Beförderung von Versandstücken, die spaltbare Stoffe enthalten, erfolgt der Nachweis der sicheren Unterkritikalität entsprechend der in ADR /ADR 2002/ Abschnitt 6.4.11 festgelegten Anforderungen. Ein „Versandstück“ bezeichnet eine Verpackung mit radioaktivem Inhalt, wie sie zur Beförderung aufgegeben wird. Die Auslegung des Versandstückes bezüglich sicherer Unterkritikalität erfolgt für einen maximalen Neutronenmultiplikationsfaktor

$$k_{\text{eff}} + 2\sigma + \Delta k_u < 1 - \Delta k_m$$

Dabei sind k_{eff} und σ statistischer Mittelwert bzw. Standardabweichung des Monte-Carlo-Berechnungsergebnisses, und Δk_u ist eine konservative Abschätzung der methodischen und toleranzbedingten Unsicherheiten. Δk_m ist der Sicherheitsabstand, den der berechnete Neutronenmultiplikationsfaktor unter Berücksichtigung der mit der Berechnung verbundenen Unsicherheit vom Zustand der Kritikalität mindestens einhalten muss. Dies stimmt mit den Empfehlungen in /GRS 1998/ und /DIN 25478/ für die rechnerische Ermittlung der Kritikalitätssicherheit unter Einsatz validierter Monte-Carlo-Verfahren überein. Die verkehrsrechtlichen Vorschriften /ADR 2002/ enthalten hierzu keine Vorgaben, jedoch enthalten die Empfehlungen der IAEA /IAEA 2002/ im Appendix VII den Rat, einen Abstand gegenüber $k_{\text{eff}} = 1$ von wenigstens 0,05 einzuhalten (d. h. $k_{\text{eff}} < 0,95$).

Nach /IAEA 2002/ kann die Sicherheitsmarge auch kleiner als 0,05 angenommen werden (in der vorausgehenden Fassung des Regelwerkes, der IAEA Safety Series No. 37 /IAEA 1990a/, wurde als Mindestwert $\Delta k_m = 0,03$ empfohlen), unter der Voraussetzung, dass für das zu untersuchende System problembezogene Benchmarkrechnungen von kritischen

Experimenten mit dem verwendeten Rechenprogramm vorliegen und die Auswirkungen von möglichen Veränderungen innerhalb der untersuchten Brennstoffsysteme bzgl. ihres Reaktivitätsverhaltens mittels präzisierter Nachweisführung untersucht worden sind. Wenn beide Anforderungen erfüllt sind, können geringfügige Überschreitungen des Auslegungsgrenzwertes $k_{\text{eff}} + 2\sigma + \Delta k_u < 0,95$, insbesondere auch im Hinblick auf die konservative Modellierung in den Rechenmodellen, nach /IAEA 2002/ für alle Berechnungen als zulässig angenommen werden, wenn sie auf frischem, unbestrahlten Brennstoff beruhen.

Entsprechend der Anforderungen in /ADR 2002/ wird innerhalb der dichten Umschließung eine optimale Moderation (Flutung mit unboriertem Wasser mit einer Dichte von 1 g/cm³) unterstellt. Beim Nachweis der sicheren Unterkritikalität sind die in ADR /ADR 2002/ Abschnitt 6.4.11 festgelegten Anforderungen zu erfüllen.

Zwischenlagerung

Hinsichtlich der Auslegung von Abfallgebinden mit spaltbaren Stoffen für die Zwischenlagerung wird der Kritikalitätsnachweis von POLLUX-Behältern im Zusammenhang mit dem Antrag zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen und sonstigen radioaktiven Stoffen in Transport- und Lagerbehältern im Transportbehälterlager Gorleben herangezogen. Die Auslegung der POLLUX-Behälter bezüglich sicherer Unterkritikalität erfolgt für einen maximalen effektiven Neutronenmultiplikationsfaktor von $k_{\text{eff}} + 2\sigma < 0,95$ /GNB 1998d/. Dies ist in Übereinstimmung mit den Empfehlungen in /GRS 1979/ und /DIN 25478/ für die rechnerische Ermittlung der Kritikalitätssicherheit unter Einsatz validierter Monte-Carlo-Verfahren. Es entspricht auch den Vorgaben der KTA 3602 /KTA 3602/ für die Nachweise zur Genehmigung von Brennelementbecken im Kraftwerk beim bestimmungsgemäßen Betrieb. Entsprechend den Empfehlungen in /IAEA 1990b/ (Randnr. 560 ff) wird innerhalb der dichten Umschließung eine optimale Moderation (Flutung mit unboriertem Wasser) unterstellt.

Endlagerung

Hinsichtlich der Auslegung von Abfallgebinden mit spaltbaren Stoffen für die Endlagerung werden Planvorgaben der POLLUX-Behälter herangezogen. Demnach sind POLLUX-Behälter so auszulegen, dass unter allen Betriebszuständen und den zu unterstellenden Störfällen Unterkritikalität zu gewährleisten ist /DWK 1986/. Dabei ist durch Rechnung nachzuweisen, dass der effektive Neutronenmultiplikationsfaktor k_{eff} für die Brennstababordnung bei optimaler Moderation unterhalb $k_{\text{eff}} = 0,95$ im 95 % Vertrauensbereich liegt.

Zusammenfassend wird vorgeschlagen, Unterkritikalität der Endlagergebinde während der Betriebs- und der Nachbetriebsphase des Endlagers uneingeschränkt nachzuweisen. Der Nachweis sollte für einen maximalen effektiven Neutronenmultiplikationsfaktor von

$$k_{\text{eff}} + 2\sigma + \Delta k_u < 0,95$$

erfolgen. Bei geringfügigen Überschreitungen des Auslegungsgrenzwertes von 0,95 ist eine Einzelfallentscheidung notwendig, ob dies als zulässig angenommen werden kann, beispielsweise bei konservativer Modellierung in den Rechenmodellen, wenn die Berechnungen

auf frischem, unbestrahlten Brennstoff beruhen. Weiterhin wird für den Nachweiszeitraum der gleiche Zeitraum wie für den Langzeitsicherheitsnachweis vorgeschlagen.

2.5.2 Dosisleistung

Durch die Begrenzung der Dosisleistung soll eine übermäßige Beeinträchtigung des Wirtsgesteins durch Strahlenschäden und durch Gasbildungsmechanismen, insbesondere durch starke Radiolyseeffekte, vermieden werden. Hinsichtlich der Einschätzung von möglichen Beeinträchtigungen des Wirtsgesteins wird die RSK-Stellungnahme „Strahlenschäden im Steinsalz“ /RSK 2006/ und der GRS-Bericht „Realistische Abschätzung der Strahlenschädigung von Steinsalz bei Einlagerung von HAW in Bohrlöchern“ /GRS 1997/ herangezogen. Zur Einschätzung von Radiolyseeffekten wird die RSK-Stellungnahme „Gase im Endlager“ /RSK 2005b/ herangezogen.

Bei der Einlagerung von HAW-Kokillen in Bohrlöchern ist das Wirtsgestein Salz in der unmittelbaren Umgebung des Bohrlochs den von den Abfällen stammenden γ -Quanten ausgesetzt. In den HAW-Kokillen wird die α - und β -Strahlung der eingeschlossenen Nuklide vollständig absorbiert. Die Absorption der von den HAW-Kokillen emittierten Neutronen führt zu Elementaktivierung, die letztlich zu mehr als 90 % harte Sekundär- γ -Strahlung liefern. /GRS 1997/ In Steinsalz wird die von den Endlagergebinden emittierte Strahlung im umgebenden Steinsalz absorbiert. Bei diesem Vorgang kommt es unter bestimmten Bedingungen durch γ -Quanten zur Bildung von Strahlenschäden, wobei die Kristallstruktur des Halits gestört und das NaCl über einen komplexen Reaktionsmechanismus in seine Bestandteile zerlegt wird. Dabei wird die Energie der γ -Strahlung im Salz überwiegend in Wärme umgewandelt und nur ein geringer Anteil führt zu Strahlenschäden. Strahlenschäden manifestieren sich im Kristallgitter des Halits, sobald eine Mindestdosis von einigen Megagray (1 MGy = 10^6 J/kg) eingestrahlt worden ist. Der Umfang der Strahlenschäden hängt dann von der Dosisleistung und der Dosis ab. /RSK 2006/

Wenn wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle in dickwandigen Behältern, wie z. B. POLLUX-Behältern, endgelagert werden, können wegen der Abschirmwirkung durch die Behälter praktisch keine Strahlenschäden im umgebenden Steinsalz auftreten, da die Gesamtdosis im Steinsalz zu gering ist. Die nachfolgenden Betrachtungen beziehen sich daher nur auf HAW-Kokillen oder andere wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle, die in dünnwandigen Behältern endgelagert werden sollen. Die Dosisleistung an der Oberfläche der HAW-Kokillen beträgt entsprechend den Ergebnissen der laufenden Messungen an den schon vorhandenen HAW-Kokillen im Mittel etwa 500 Gy/h. Bis zum Zeitpunkt der Einlagerung ist nahezu von einer weiteren Halbierung der Dosisleistung auszugehen, so dass in den nachfolgenden Überlegungen von einer anfänglichen Dosisleistung im Endlager von 300 Gy/h ausgegangen wird. Die sich daraus ergebende Dosis an der Gesteinoberfläche beträgt etwa 100 MGy, von denen der überwiegende Teil in den ersten 200 Jahren eingestrahlt wird. Die Dosisleistung und damit auch die Dosis im Steinsalz werden in zunehmendem radialem Abstand zum Bohrloch durch die Abschirmwirkung des Steinsalzes herabgesetzt. Diese lässt sich durch

eine Halbwertsdicke von etwa 5 cm charakterisieren, so dass die Strahlenschäden auf einen Bereich von 30 bis 50 cm im Umfeld der HAW-Kokillen begrenzt bleiben. /RSK 2006/

Bei einer langsamen Rückreaktion von kolloidalem Natrium und Chlorgas wird Wärme freigesetzt. Diese ist im Vergleich zur absorbierten γ -Energie im umgebenden Gebirge und insbesondere zum Wärmeeintrag in das Gebirge aus der Wärmeleistung der HAW-Kokillen verschwindend gering. Aus Sicht der RSK ist daher bei einer langsamen Rückreaktion praktisch mit keinerlei Auswirkungen zu rechnen. /RSK 2006/

Bei einer explosionsartigen Rückreaktion der gesamten gespeicherten Energie würde es zu deutlichen Temperaturerhöhungen sowie zu Erhöhungen der Gebirgsdrücke kommen. Dabei ist eine lokale Beeinträchtigung der Barrierenintegrität im Bereich von wenigen 10 cm um die Bohrlöcher herum möglich. Wegen der abschirmenden Wirkung des Gebirges werden die Rückreaktionen aber auf das unmittelbare Umfeld eines Bohrlochs begrenzt bleiben. Die Integrität der Barriere Salzgestein insgesamt wird dadurch nicht beeinflusst. Explosionsartige Rückreaktionen stellten sich in Experimenten mit hohen Dosisleistungen von ca. 10^6 Gy/h erst ab einem Gehalt an kolloidalem Natrium von 7,5 mol% ein, /RSK 2006/ und liegt damit um Größenordnungen über den Dosisleistungen von HAW-Kokillen.

Auch die GRS kommt im Bericht „Realistische Abschätzung der Strahlenschädigung von Steinsalz bei Einlagerung von HAW in Bohrlöchern“ zu dem Schluss, dass die ermittelte Strahlenschädigung hinsichtlich der Langzeitauswirkungen unbedenklich ist. Eine spontane Freisetzung der gespeicherten Energie ist nicht zu erwarten, da kein Freisetzungsmechanismus vorstellbar ist. Aber selbst unter der Annahme, dass die gesamte um ein Einlagerungsbohrloch gespeicherte Energie plötzlich frei wird, wären die mechanischen Auswirkungen gering und auf wenige Meter um das Bohrloch herum begrenzt. /GRS 1997/

Hinsichtlich der Einschätzung von Radiolyseeffekten wird die RSK-Stellungnahme „Gase im Endlager“ /RSK 2005b/ herangezogen, in der u. a. Maßnahmen zur Beherrschung negativer Auswirkungen der Gasbildung für ein Endlager für radioaktive Abfälle in verschiedenen Wirtsgesteinsformationen beschrieben werden. Bei der Einlagerung radioaktiver Abfälle können durch die Korrosion von Metallteilen und die Zersetzung organischer Stoffe sowie durch Radiolyse Gase entstehen. Das Ausmaß der Gasbildung hängt von den vorhandenen Mengen an reagierenden Stoffen und insbesondere der Verfügbarkeit von Wasser ab. Die Gase können die Wirksamkeit von Barrieren beeinträchtigen, das chemische Milieu und damit die Mobilität von Radionukliden beeinflussen und als treibende Kraft für die Ausbreitung von Radionukliden wirken. Die Gasbildung kann jedoch durch ein unzureichendes Wasserangebot begrenzt sein. Das Wasserangebot wird durch den Wassergehalt der radioaktiven Abfälle und des Versatzes sowie durch die Menge eines möglichen Wasserzutritts aus dem umgebenden Gebirge bestimmt. Sofern kein Wasser für Reaktionen zur Verfügung steht, findet keine Gasbildung durch Korrosion und auch nicht durch mikrobielle Zersetzung statt. /RSK 2005b/

Nach der Beendigung der Einlagerung und Verschluss des Endlagers wird der vollständige Einschluss durch die technischen und geotechnischen Barrieren (Endlagergebinde sowie Versatz, Strecken-, Bohrloch- und Schachtverschlüsse) sowie die geologische Barriere

(Wirtsgestein) gewährleistet. Ab dem Zeitpunkt des vollständigen Einschlusses ist die für Korrosion der Behältermaterialien verfügbare Wassermenge durch den geringen Wassergehalt des Gesteins begrenzt. Gasdrücke, die eine Gefahr für die Funktionstüchtigkeit der geologischen Barriere bedeuten könnten, sind daher auszuschließen, wenn der Zutritt von Lösungen an die radioaktiven Abfälle ausgeschlossen werden kann bzw. für die entstehenden Gase ein ausreichender Speicherraum zur Verfügung gestellt wird. /RSK 2005b/ Grenzwerte für die γ - und n-Dosisleistung zur Vermeidung von Radiolyse oder anderer Gasbildungsmechanismen werden im Zusammenhang mit der Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle im Wirtsgestein Steinsalz nicht genannt.

Zusammenfassend wird für die Endlagergebinde der Richtwert für die Begrenzung der Dosisleistung von 10^4 Gy/h vorgeschlagen. Wegen des geringen Anteils der n-Dosisleistung entspricht dies in etwa 10^4 Sv/h. Bei Überschreitungen des o. g. Richtwertes ist eine Einzelfallentscheidung notwendig, ob dies als zulässig angenommen werden kann. Die Dosisleitung ist für jedes Endlagergebinde und Versandstück zum Zeitpunkt der Einlagerung anzugeben.

2.5.3 Integrität

Der Nachweis der Integrität der Endlagergebinde kann durch den Nachweis der Dichtheit erbracht werden. Darüber hinaus ist die Handhabbarkeit der Endlagergebinde während der Einlagerung im Endlager und die Stapelbarkeit der in Bohrlöchern endzulagernden Endlagergebinde zu gewährleisten.

In diesem Vorhaben wird davon ausgegangen, dass die Endlagergebinde direkt an das Endlager angeliefert werden. Demnach ist der Nachweis der Dichtheit für diese Abfallgebinde auch für die Beförderung und ggf. für eine vorangegangene Zwischenlagerung zu führen. Für die Endlagerung ist eine Zulassung der Endlagergebinde nach Transport- und Lagerrecht aber keine zwingende Voraussetzung. Eine Auslegung der Endlagergebinde in Anlehnung an das Transport- und Lagerrecht ist jedoch sinnvoll. Alternativ könnte der Nachweis der Integrität der Endlagergebinde auch durch betriebliche Nachweise erbracht werden.

Im Folgenden werden die Anforderungen zum Nachweis der Dichtheit aus dem Transport- und Lagerrecht dargestellt und die bisher diskutierten Anforderungen aus Endlagersicht beschrieben. Auf dieser Basis wird eine Empfehlung für die Auslegungsanforderungen an Endlagergebinde aus heutiger Sicht gegeben.

Beförderung

Für die Beförderung von Typ B(U)-Versandstücken erfolgt der Nachweis der „dichten Umschließung“ entsprechend den in ADR /ADR 2002/ Abschnitt 6.4.8.7 festgelegten Anforderungen für normale und Unfall-Beförderungsbedingungen.

- Normale Beförderungsbedingungen

Ein Typ B(U)-Versandstück muss so ausgelegt sein, dass es, wenn es den Prüfungen zum Nachweis der Widerstandsfähigkeit unter normalen Beförderungsbedingungen unterzogen wird, den Verlust des radioaktiven Inhalts auf höchstens 10^{-6} A_2 (Aktivitätswert von radioaktiven Stoffen nach ADR Abschnitt 2.2.7.7.2) pro Stunde beschränkt. Sind Gemische verschiedener Radionuklide vorhanden, muss die Summe der Quotienten von Aktivitätsfreisetzung und dem entsprechenden Grenzwert der Einzelnuklide kleiner als 1 sein, mit der Ausnahme, dass für Kr-85 der 10-fache A_2 -Wert eingesetzt werden kann.

- Unfall-Beförderungsbedingungen

Ein Typ B(U)-Versandstück muss so ausgelegt sein, dass, wenn es den Prüfungen zum Nachweis der Widerstandsfähigkeit unter Unfall-Beförderungsbedingungen unterzogen wird, der Verlust an radioaktivem Inhalt für den Zeitraum von einer Woche 10 A_2 für Kr-85 und A_2 für alle anderen Radionuklide nicht übersteigt. Bei Nuklidgemischen gilt gleiches wie unter normalen Beförderungsbedingungen.

Zwischenlagerung

In /GNB 1997/ erfolgt die Beschreibung der „dichten Umschließung“ von POLLUX-Behältern im Zusammenhang mit dem Antrag zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen und sonstigen radioaktiven Stoffen in Transport- und Lagerbehältern im Transportbehälterlager Gorleben. Die in /GNB 1997/ ermittelten maximalen Freisetzungsraten werden zum Nachweis der Einhaltung der Grenzwerte für die Strahlenexposition aus kerntechnischen Anlagen gemäß § 45 Strahlenschutzverordnung /StrlSchV 1989/ herangezogen. Gemäß § 45 StrlSchV dürfen Strahlenexpositionen durch Ableitungen radioaktiver Stoffe aus Anlagen oder Einrichtungen mit Luft oder Wasser beim Menschen eine effektive Dosis von 0,3 mSv im Kalenderjahr nicht überschreiten. Gebindespezifische Grenzwerte für die Freisetzung radioaktiver Stoffe werden im Zusammenhang mit der Zwischenlagerung der POLLUX-Behälter nicht genannt.

Im Standort-Zwischenlager Biblis (SZL Biblis) wird der sichere Einschluss der radioaktiven Stoffe durch die Konstruktion der Transport- und Lagerbehälter der Bauart CASTOR® V/19 gewährleistet. Die Dichtheit der Behälter wird durch ein Doppeldeckellichtsystem, bestehend aus zwei Deckelbarriieren mit metallischen Dichtungen, sichergestellt. Bei der Abfertigung der Behälter ist nachzuweisen, dass jede Dichtung das Dichtheitskriterium (Standard-Helium-Leckagerate höchstens $10^{-8} \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ - dies entspricht der Definition der „Technischen Dichtheit“ gemäß /ANSI 1997/) erfüllt. /BfS 2003a/

Endlagerung

In den „Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk“ /BMI 1983/ sind die Schutzziele bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle beschrieben. Diese sollen den Schutz von Mensch und Umwelt vor der Schädigung durch ionisierende Strahlung dieser Abfälle gewährleisten. Die für den Betrieb eines Endlagerbergwerkes geltenden radiologischen Schutzziele werden durch das Atomgesetz und die Strahlenschutzverordnung

vorgegeben. Auch in der Nachbetriebsphase sind die nach § 45 StrlSchV vorgegebenen Dosisgrenzwerte für Bereiche, die nicht Strahlenschutzbereiche sind, einzuhalten.

Die GRS veröffentlichte im Jahr 2003 einen Vorschlag zur Fortentwicklung der „Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk“ /GRS 2003/. Hinsichtlich der radiologischen Schutzziele wird für die Betriebsphase des Endlagers auf die derzeit gültige Strahlenschutzverordnung /StrlSchV 2001/ wie folgt Bezug genommen:

- § 5 Dosisbegrenzung
- § 6 Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung
- § 46 Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung
- § 47 Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe
- § 49 Sicherheitstechnische Auslegung für den Betrieb von Kernkraftwerken, für die standortnahe Aufbewahrung bestrahlter Brennelemente und für Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle
- § 55 Schutz bei beruflicher Strahlenexposition

Demnach beträgt der Grenzwert für die effektive Dosis der durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser aus dem Endlager während der Betriebsphase jeweils bedingten Strahlenexposition 0,3 mSv im Kalenderjahr für Einzelpersonen der Bevölkerung (§ 47 StrlSchV). Für die Nachbetriebsphase wird für eine Einzelperson in der Bevölkerung ein Richtwert für die effektive Dosis von 0,1 mSv im Kalenderjahr für wahrscheinliche Szenarien und ein Richtwert von 1 mSv im Kalenderjahr für weniger wahrscheinliche Szenarien vorgeschlagen. /GRS 2003/

In dem Statusbericht „Direkte Endlagerung, Endlager-Behältersystem POLLUX-3 DWR-BE“ /DWK 1985/ wird der „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ durch das Endlagergebinde beschrieben. Die vorläufige Dichtfunktion wird vom aufgeschraubten Primärdeckel bis zum Verschweißen des Behälters mit dem Sekundärdeckel übernommen. Die Helium-Leckrate der Dichtungen zwischen Primärdeckel und Behälterkörper wird mit 10^{-3} mbar·l/s ($= 10^{-4}$ Pa·m³/s) angegeben. Die Dichtigkeit der Tiefschweißnaht zwischen Grundkörper und Sekundärdeckel liegt unterhalb der Nachweisgrenze und entspricht der Qualität des Endlagerbehälterwerkstoffes; eine Helium-Leckrate wird nicht angegeben.

In den Planvorgaben der POLLUX-Behälter /DWK 1986/ liegt die zulässige Leckrate des Primärdeckels (Konditionierung) ebenfalls bei 10^{-3} mbar·l/s ($= 10^{-4}$ Pa·m³/s). Die Dichtheit des Sekundärdeckels (Schweißnaht) muss der des Endlagerbehältergrundkörpers entsprechen; eine Helium-Leckrate wird nicht angegeben. /DWK 1986/ Lediglich im Zusammenhang mit der Endlagerung von Brennelementen aus den Schnellen Natriumgekühlten Reaktor (SNR) ist eine Leckage kleiner 10^{-6} mbar·l/s ($= 10^{-7}$ Pa·m³/s) nachzuweisen. Bezüglich des Nachweises, dass weder Betriebspersonal noch Umgebung radiologisch merklich beeinträchtigt werden, ist 1 % der aus der Strahlenschutzverordnung resultierenden Grenzkonzentration für Personal bei Berücksichtigung der üblichen Bewetterung im Bergwerk zu unterschreiten. /DWK 1986/

In /DWK 1986/ ist weiterhin beschrieben, dass zur Beherrschung von Störfällen der POLLUX-Behälter als Typ B(U)-Verpackung ausgelegt wird. Nach den alten IAEA-Safety Standards No. 6 /IAEA 1973/ Abschnitt 2.3.3. waren radioaktive Emissionen unter normalen Beförderungsbedingungen auf 10^{-6} A_2 pro Stunde und unter Unfall-Beförderungsbedingungen auf 10^{-3} A_2 pro Woche beschränkt.

In der „Systemstudie Andere Entsorgungstechniken“ /SAE 1984/ wird für Endlagergebinde mit ausgedienten Brennelementen (ähnlich dem POLLUX-Behälter) für den Zeitraum der Betriebsphase der Endlagerung der gasdichte Einschluss mit einer Leckrate kleiner $10^{-6} \text{ mbar}\cdot\text{l/s}$ ($= 10^{-7} \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$) gefordert. Das Endlagergebinde muss dem Gebirgsdruck für die Dauer von 500 Jahren standhalten und ist für diese Dauer wirksam vor Korrosion zu schützen. Es wird ein flüssigkeitsdichter Einschluss mit einer Leckrate kleiner $10^{-3} \text{ mbar}\cdot\text{l/s}$ ($= 10^{-4} \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$) gefordert.

Bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle ist die Einhaltung der radiologischen Schutzziele nach /GRS 2003/ nachzuweisen. In der Betriebsphase ist u. a. für die effektive Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung der Grenzwert von 0,3 mSv im Kalenderjahr einzuhalten. In diesem Zusammenhang wird vorgeschlagen, die Integrität der Endlagergebinde für den Zeitraum der Handhabung mit einer Leckrate von $10^{-6} \text{ mbar}\cdot\text{l/s}$ ($= 10^{-7} \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$) nachzuweisen. Nach der Handhabung der Endlagergebinde können für den Nachweis der Einhaltung der radiologischen Schutzziele auch administrative und technische Maßnahmen, z. B. Absaugung und Bewetterung etc., berücksichtigt werden.

In der Nachbetriebsphase des Endlagers ist für die effektive Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung der Richtwert von 0,1 mSv im Kalenderjahr für wahrscheinliche Szenarien und der Richtwert von 1 mSv im Kalenderjahr für weniger wahrscheinliche Szenarien einzuhalten. Es wird vorgeschlagen, die Integrität der Endlagergebinde für den Zeitraum des Verschlusses des Endlagers bis zum Wirksamwerden der geotechnischen und geologischen Barrieren mit einer Leckrate von $10^{-3} \text{ mbar}\cdot\text{l/s}$ ($= 10^{-4} \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$) nachzuweisen. Der Zeitpunkt des Wirksamwerdens der geotechnischen und geologischen Barrieren ist u. a. von der Wahl der Endlagergebindetypen, dem Einlagerungskonzept etc. abhängig und ist zu einem späteren Zeitpunkt zu ermitteln.

Bei den Nachweisen zur Handhabbarkeit und zur Stapelbarkeit sind prinzipiell die gleichen Anforderungen an die Integrität der Endlagergebinde wie beim Nachweis der Dichtheit zu stellen. Die Handhabbarkeit der Endlagergebinde ist dabei bis zum Abschluss des Einlagerungsvorganges zu gewährleisten; danach ist keine weitere Handhabung (z. B. Rückholung) der Endlagergebinde vorgesehen.

2.5.4 Temperatur

Auch für die Beförderung und die Zwischenlagerung von Abfallgebinde mit wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen ist die Einhaltung wärmetechnischer Randbedingungen nachzuweisen.

Beförderung und Zwischenlagerung

Nach ADR /ADR 2002/ Abschnitt 6.4.8.13 darf die höchste Temperatur während der Beförderung leicht zugänglicher Oberflächen eines Versandstücks ohne Sonneneinstrahlung unter Umgebungsbedingungen 85 °C nicht übersteigen. Das Versandstück ist unter ausschließlicher Verwendung zu befördern, wenn diese maximale Temperatur 50 °C übersteigt.

Hinsichtlich der thermischen Auslegung von Abfallgebinden mit wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen für die Zwischenlagerung wird der Antrag zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen und sonstigen radioaktiven Stoffen in Transport- und Lagerbehältern im Transportbehälterlager Gorleben herangezogen. In /GNB 1998e/ wird auf einen Bericht (GNS T B 100/94, Vereinheitlichung und Festlegung der Randbedingungen für die thermischen Nachweise zur Einlagerung von Transport- und Lagerbehältern, August 1994) verwiesen; konkrete Temperaturgrenzwerte werden nicht genannt.

RSK-Leitlinien sehen für die „trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern“ hinsichtlich der Wärmeabfuhr vor, dass keine Gebindetemperaturen auftreten, welche die Abschirmung der γ - und n-Strahlung oder die Dictheit des Gebindes gefährden. Außerdem müssen die Brennstabtemperaturen so niedrig liegen, dass ein systematisches Versagen der Hüllrohre der Brennstäbe ausgeschlossen ist. Darüber hinaus ist die mechanische Integrität der Brennelementstruktur bei der Lagerung, der Handhabung, dem Transport und der Entladung zu gewährleisten. Um ein systematisches Versagen von Hüllrohren während der Lagerzeit auszuschließen, muss die außenseitige Hüllrohrkorrosion begrenzt bleiben und die maximale Tangentialdehnung und -spannung im Hüllrohr muss unter materialabhängigen Auslegungswerten liegen. Dies gilt für die gesamte Lagerzeit der Gebinde von bis zu 40 Jahren. /RSK 2001/ Die Temperatur der Hüllrohre selbst ist nicht begrenzt. Aus der Tangentialdehnung und -spannung lassen sich aber max. Hüllrohrtemperaturen von 390 °C und 410 °C ableiten /GNS 2007/.

Hinsichtlich der thermischen Auslegung von Abfallgebinden mit spaltbaren Stoffen für die Zwischenlagerung wird die thermische Auslegung von POLLUX-Behältern für den bestimmungsgemäß Betrieb im Lager im Zusammenhang mit dem Antrag zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen und sonstigen radioaktiven Stoffen in Transport- und Lagerbehältern im Transportbehälterlager Gorleben herangezogen. Für die auslegungsbestimmende Beladung des POLLUX-Behälters mit einer maximalen Nachzerfallsleistung von 20 kW werden für den bestimmungsgemäß Betrieb des Lagers die Temperaturfelder des Gebindes und des Inventars berechnet. Für das heißeste Brennstabhüllrohr liegt die Temperatur bei 346 °C. /GNB 1998e/

In der Spezifikation für HAW-Kokillen aus AREVA-NC (ehemals COGEMA, La Hague) /COGEMA 1986/ wird als Glastransformationstemperatur ein Bereich von 500 °C bis 522 °C angegeben. Als Nominalwert wird eine maximale Glastemperatur von 510 °C bei der Zwischenlagerung genannt.

Endlagerung

Hinsichtlich der thermischen Auslegung von Abfallgebinden mit wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen für die Endlagerung wird die „Systemstudie Andere Entsorgungstechniken“ /SAE 1984/ und die „Planvorgaben der POLLUX-Behälter“ /DWK 1986/ herangezogen.

In /SAE 1984/ sind die im Folgenden aufgeführten wärmotechnischen Randbedingungen für die Auslegung von Endlagergebinden mit ausgedienten Brennelementen (ähnlich dem POLLUX-Behälter) genannt:

- 50 °C Oberflächentemperatur der Endlagergebinde während der Handhabung
- 150 °C Oberflächentemperatur der Endlagergebinde während der Einlagerung
- 300 °C Temperatur der heißesten Stelle im Brennstabinneren

Die in /DWK 1986/ beschriebenen wärmotechnischen Anforderungen an die Endlagergebinde im Endlager sollen sicherstellen, dass

- die Oberflächentemperatur der Endlagergebinde während der Einlagerung ins Endlager so begrenzt bleiben, dass eine uneingeschränkte Handhabung möglich ist (Temperatur der berührbaren Oberflächen kleiner 50 °C),
- die Brennstabtemperaturen der DWR- und SWR-BE unter 390 °C bzw. 410 °C so begrenzt bleiben, dass die Integrität der Hüllrohre langfristig erhalten bleibt,
- die Nachzerfallswärme der Brennelemente unter allen Bedingungen zuverlässig abgeführt wird, d. h. die Temperatur von 200 °C an der Gebindeoberfläche muss zu jedem Zeitpunkt nach Einlagerung eingehalten werden,
- unter Endlagerungsbedingungen eine langfristige Aufheizung des Salzgebirges auf maximal 200 °C an der Oberfläche des Endlagergebinde sicherheitstechnisch beherrscht wird.

In /DWK 1986/ wird auch vorgeschlagen, dass die Endlagergebinde während der Handhabung die Transportvorschriften erfüllen muss. In /DBE 1989/ wird beschrieben, dass die Handhabung von POLLUX-Behältern mit Temperaturen von bis zu 82 °C an leicht zugänglichen Oberflächen (Temperaturbegrenzung früherer Transportvorschriften) grundsätzlich möglich ist. Eine Begrenzung der Temperatur an der Oberfläche der Endlagergebinde auf die in /DWK 1986/ genannten 50 °C ist daher nicht notwendig.

In /DBE 1999/ wurden im Rahmen einer Literaturoauswertung Aussagen zur zulässigen Wärmeleistung von Endlagergebinden zusammengestellt. In thermischen Analysen an Asse-Salz wurde festgestellt, dass eine starke Temperaturerhöhung des Wirtsgesteins insbesondere oberhalb 500 K durch die Einlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in unmittelbarer Umgebung dazu führt, dass sich die Kristallstruktur thermisch so verändert, dass Kristallwasser freigesetzt wird und ggf. HCl (Salzsäure) entstehen kann. Weiterhin können die in Salz eingeschlossenen Laugetropfen (0,1 – 1 Vol.-%) im Temperaturgradienten zum Endlagergebinde wandern und sich dort in Litermengen sammeln. Es wurde gefolgert, dass

eine Grenztemperatur von ca. 226 °C (500 K) in jedem Fall unterschritten werden sollte. In dem Bericht wurde für dieendlagerung im Wirtsgestein Salz eine Temperaturobergrenze von 200 °C festgelegt, die einen Sicherheitsabstand zur Grenztemperatur (ca. 226 °C) für Kristallwasserfreisetzung berücksichtigt. Weiterhin erscheint bei entsprechender Qualität des Endlagergebines kurzzeitig eine Temperatur über 200 °C zulässig.

Nach /DWK 1986/ ist nachzuweisen, dass die Brennstabtemperaturen unter 390 °C begrenzt sind. Für den Fall, dass beim Nachweis der Langzeitssicherheit des Endlagers die Brennstabhüllrohre oder die Brennstoffmatrix als Barriere hinsichtlich der Freisetzung radioaktiver Stoffe angesehen werden, wird vorgeschlagen, die Hüllrohrtemperaturen der Brennstäbe auf 390 °C bzw. 410 °C zu begrenzen; bei diesen Temperaturen kann von einer weitestgehend intakten Gefügestruktur der Brennstoffmatrix ausgegangen werden. Weiterhin wird vorgeschlagen, evtl. abweichende Herstellerangaben zu maximalen Hüllrohrtemperaturen bzw. Brennstofftemperaturen zu berücksichtigen. Sollte beim Langzeitsicherheitsnachweis kein Kredit von intakten Brennstabhüllrohren oder Brennstoffgefügestrukturen genommen werden, kann auf eine Begrenzung der Hüllrohrtemperaturen verzichtet werden.

In /DBE 1999/ ist beschrieben, dass Auslauguntersuchungen gezeigt haben, dass die chemische Beständigkeit von hochradioaktiven Gläsern in Salzlauge oberhalb 200 °C erheblich abnimmt. Bei der Konzeptplanung zur Bohrlochlagerung von HAW-Kokillen wird für die Kontaktfläche Kokille/Salz ebenfalls eine Temperaturobergrenze von 200 °C zugrunde gelegt.

Durch die Begrenzung der Hüllrohrtemperaturen der Brennstäbe, der Oberflächentemperatur der HAW-Kokillen und der Wirtsgesteintemperatur auf 200 °C hat die Wahl der Endlagergebintypen und damit des Einlagerungskonzeptes direkten Einfluss auf die Temperaturen innerhalb der Endlagergebine. Beispielsweise werden sich unterschiedliche Temperaturen der Brennstabhüllrohre in POLLUX-Behältern und Brennstabkokillen ergeben.

Zusammenfassend wird der Nachweis der folgenden wärmetechnischen Anforderungen der Endlagergebine vorgeschlagen:

- Oberflächentemperatur der Endlagergebine während der Handhabung bei der Einlagerung ins Endlager ≤ 85 °C,
- Hüllrohrtemperatur der Brennstäbe der DWR- und SWR-BE ≤ 390 °C bzw. ≤ 410 °C (evtl. abweichende Herstellerangaben zu maximalen Hüllrohrtemperaturen bzw. Brennstofftemperaturen beachten) für den Fall, dass beim Langzeitsicherheitsnachweis des Endlagers hinsichtlich der Freisetzung radioaktiver Stoffe die Brennstabhüllrohre als intakt angesehen werden,
- Temperatur des Glasproduktes in den HAW-Kokillen ≤ 500 °C, entsprechend der Untergrenze des Temperaturbereichs der Transformationstemperatur,
- Wirtsgesteinstemperatur, d. h. Temperatur an den Grenzflächen des Salzes zu den Endlagergebinen ≤ 200 °C.

Die maximale Hüllrohrtemperatur der Brennstäbe und der HAW-Kokillen kann durch thermodynamische Rechnungen, ähnlich der in /GNB 1998e/ beschriebenen thermischen

Auslegung, ermittelt werden. Ergänzend dazu sollte geprüft werden, ob bei entsprechender Qualität der Endlagergebinde kurzzeitig Temperaturen über den maximalen Temperaturen innerhalb der Endlagergebinde zulässig sind. Es wird vorgeschlagen, dass der Nachweis der wärmetechnischen Anforderungen während der transienten Phase, d. h. thermischen Phase, zu gewährleisten ist. Die Dauer der transienten Phase ist u. a. von der Nachzerfallsleistung der Endlagergebinde, dem Einlagerungskonzept etc. abhängig.

2.5.5 Gasbildung

Während der Betriebsphase bis zum Verschluss des Endlagers ist zu gewährleisten, dass sich keine explosiblen Gasgemische bilden können. Die Gasbildungsraten müssen daher ausreichend klein sein, um mit geeigneten Bewetterungsmaßnahmen die Bildung explosiver Gemische ($H_2 > 4$ Vol.-%) ausschließen zu können. Nach Verschluss des Endlagers ist die Vermeidung eines Innendrucks auf die Barrieren, der höher ist als der hydrostatische Lau- gendruck auf den Schachverschluss (unzulässiger Gasüberdruck) auszuschließen.

Hinsichtlich der Vermeidung eines unzulässigen Überdrucks nach Verschluss des Endlagers wird die RSK-Stellungnahme „Gase im Endlager“ /RSK 2005b/ herangezogen, in der u. a. Maßnahmen zur Beherrschung negativer Auswirkungen der Gasbildung für ein Endlager für radioaktive Abfälle in verschiedenen Wirtsgesteinsformationen beschrieben werden. Wie bereits in Kapitel 2.5.2 beschrieben, können bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle durch die Korrosion von Metallteilen und die Zersetzung organischer Stoffe sowie durch Radiolyse Gase entstehen. Das Ausmaß der Gasbildung hängt von den vorhandenen Mengen an reagierenden Stoffen und insbesondere der Verfügbarkeit von Wasser ab. In einem HAW-Endlager im Salz sind jedoch Gasdrücke, die eine Gefahr für die Funktionstüchtigkeit der geotechnischen bzw. geologischen Barriere bedeuten könnten, auszuschließen, wenn der Zutritt von Lösungen an die radioaktiven Abfälle ausgeschlossen werden kann bzw. für die entstehenden Gase ein ausreichender Speicherraum zur Verfügung gestellt wird. /RSK 2005b/

Die Wahl der Endlagergebindetypen und damit des Einlagerungskonzeptes hat direkten Einfluss auf die Gasbildung. Beispielsweise ergeben sich unterschiedliche Anteile der Massen an organischen und korrodierbaren metallischen Materialien bei der Endlagerung der gezogenen Brennstäbe ausgedienter Brennelemente in POLLUX-Behältern im Vergleich zur Brennstabkokille.

Für die Dauer der Betriebsphase sind explosive Gasgemische auszuschließen. In den abgeworfenen Grubenbauen ist dies durch die firstbündige Verfüllung sicherzustellen, im übrigen Grubengebäude durch eine geeignete Bewetterung. In der Nachbetriebsphase entstehen relativ geringe Gasmengen. Durch den Nachweis der Gaspermeation des Wirtsgesteins, insbesondere in der Auflockerungszone, und durch die Berücksichtigung entsprechender Gasspeicherhohlräume ist ein unzulässiger Gasüberdruck auszuschließen.

Tabelle 2-33: Sicherheitstechnische Anforderungen an Endlagergebinde für die Betriebs- und Nachbetriebsphase im Endlager

Sicherheitstechnische Anforderungen	Nachweiszeitraum bzw. Nachweispunkt	Betriebsphase während des Einlagerungsvorgangs	bis zum Verschluss des Endlagers	Nachbetriebsphase nach Verschluss des Endlagers
Unterkritikalität	Zeitraum des Langzeitsicherheitsnachweises		$K_{\text{eff}} \leq 0,95$	
Dosisleistung	Zeitpunkt der Einlagerung	$D_{\text{Gebindeoberfläche}} \leq 10^4 \text{ Sv/h}$		
Integrität (Dichtheit)	Bis zum Wirksamwerden der geotechnischen und geologischen Barrieren	Radiologisches Schutzziel für Einzelpersonen der Bevölkerung: effektive Dosis $< 0,1$ bzw. 1 mSv/s Leckrate $\leq 10^{-3} \text{ mbar/l/s}$ $(\leq 10^4 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s})$	$< 0,3 \text{ mSv/a}$ Nachweis nach Handhabung auch durch administrative bzw. technische Maßnahmen (z. B. Absaugung, Bewetterung)	Nachweis unter Berücksichtigung von Kurzzeitdichtungen und langfristigen Barrieren
Temperatur	Während der transienten, d. h. thermischen Phase	$T_{\text{Gebindeoberfläche}} \leq 85^\circ\text{C}$ $T_{\text{Brennstabhülle}} \leq 390^\circ\text{C}$ bzw. 410°C (evtl. abweichende Herstellerangaben)	$T_{\text{Wirtsgestein}} \leq 200^\circ\text{C}$ $T_{\text{Glastemperatur HAN/Kokille}} \leq 500^\circ\text{C}$	$T_{\text{Wirtsgestein}} \leq 200^\circ\text{C}$ (d. h. Temperatur an den Grenzflächen des Salzes zu den Endlagergebinde)
Gasbildung	Zeitraum des Langzeitsicherheitsnachweises	Ausschluss explosiver Gasgemische	$T_{\text{Glastemperatur HAN/Kokille}} \leq 500^\circ\text{C}$ Ausschluss unzulässiger Gasüberdruck	Nachweis der Gaspermeation des Wirtsgesteins und Berücksichtigung von Gasspeicherholräumen

2.6 Endlagerrelevante Eigenschaften für Endlagerergebinde mit hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen

Vor der Endlagerung von radioaktiven Abfällen erfolgt eine Qualifizierung der Endlagerergebinde anhand sogenannter „endlagerrelevanter Eigenschaften“. Für die Endlagerung von Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in der Schachtanlage Konrad wurden 14 endlagerrelevante Eigenschaften identifiziert /BfS 1995a/:

- Gesamtaktivität des Abfallgebines
- Aktivität relevanter Nuklide
- Ortsdosisleistung an der Oberfläche und in 1 m bzw. 2 m Abstand
- Oberflächenkontamination des Abfallgebines
- Zusammensetzung des Rohabfalls
- Qualität des Fixierungsmittels
- Qualität des Abfallbehälters
- Mengenverhältnisse Abfall/Fixierungsmittel/Wasser/Zuschlagstoffe
- Durchmischung
- Masse des Abfallgebines, Abfallproduktes oder innerer Abschirmungen
- Abbinde- bzw. Produktzustand
- Wassergehalt bzw. Restfeuchte
- Thermisches Verhalten
- Stapel- und Handhabbarkeit

Für hochradioaktive und wärmeentwickelnde Abfälle liegen noch keine Anforderungen bzw. Grenzwerte für die Endlagerung in Deutschland vor. Vom Arbeitskreis HAW-Produkte wurden allerdings bereits für HAW-Kokillen, CSD-C sowie POLLUX-Behälter und Brennstabkokillen endlagerrelevante Eigenschaften und zugehörige Kenngrößen vorgeschlagen, jedoch ohne quantitative Vorgaben zu machen und Grenzwerte anzugeben. Die endlagerrelevanten Eigenschaften und Daten sollen bereits bei der Konditionierung der Abfälle erfasst werden, so dass spätere Untersuchungen an den Abfallprodukten zum Nachweis der Einhaltung der Annahmebedingungen für das Endlager vermieden werden.

Aufgrund der Notwendigkeit, Verfahrensqualifikationen für die Verglasung von Wiederaufarbeitungsabfällen durchzuführen, erfolgte im Jahre 1993 die Definition der endlagerrelevanten Eigenschaften und die Festlegung der zugehörigen Kenngrößen von HAW-Kokillen /AK HAW 1993/.

Im Jahre 1998 erfolgte die Definition der endlagerrelevanten Eigenschaften und die Festlegung der zugehörigen Kenngrößen für die Kompaktierung von Wiederaufarbeitungsabfällen (CSD-C) /AK HAW 1998/. Die Reaktorsicherheitskommission (RSK) bewertete im Auftrag des BMU, ob die in der COGEMA-Spezifikation /COGEMA 2001/ enthaltenen Eigenschaften der CSD-C u. a. den o. g. endlagerrelevanten Eigenschaften in /AK HAW 1998/ entsprechen. In Ermangelung von Endlagerungsbedingungen für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle wurden zur quantitativen Einordnung die Endlagerungsbedingungen Konrad /BfS 1995b/ und ERAM /BfS 1996/ herangezogen. Die RSK stellte fest, dass in der Stellungnahme des Ar-

beitskreises HAW-Produkte /AK HAW 1998/ mit Ausnahme der Nuklide Rb-87 und Cm-248 alle relevanten Nuklide aufgeführt sind und von AREVA-NC (früher: COGEMA) deklariert werden. Im Hinblick auf den für ein Endlager zu führenden Langzeitsicherheitsnachweis sollten aus Sicht der RSK Angaben zu diesen beiden Radionukliden in der Dokumentation ergänzt werden /RSK 2005a/. Die RSK ist der Meinung, dass die in dieser Stellungnahme betrachteten CSD-C mit kompaktierten Hülsen- und Strukturteilen und/oder Technologieabfällen mit maximal 10 g Organika pro CSD-C nach heutigem Kenntnisstand sicher transportiert, zwischengelagert und endgelagert werden können /RSK 2005a/.

Im Jahre 1999 erfolgte die Definition der endlagerrelevanten Eigenschaften und die Festlegung der zugehörigen Kenngrößen für die direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren in POLLUX-Behältern und Brennstabkokillen /AK HAW 2001/.

Die Tabelle 2-34 zeigt eine Übersicht der ermittelten endlagerrelevanten Eigenschaften und Kenngrößen der vorgenannten Abfallströme durch den Arbeitskreis HAW-Produkte. Für mittelradioaktive Glasprodukte aus der Betriebsabwasseraufbereitung in La Hague (CSD-B) und für ausgediente Brennelemente von Forschungsreaktoren liegen bisher noch keine endlagerrelevanten Eigenschaften und Kenngrößen vor. Die in /AK HAW 1993/, /AK HAW 1998/, /AK HAW 2001/ aufgeführten ergänzenden Anmerkungen / Erläuterungen zur Liste der endlagerrelevanten Eigenschaften sind im Anschluss an die Tabelle 2-34 zusammenfassend dargestellt.

Die Gegenüberstellung der Angaben in der Tabelle 2-34 soll insbesondere auf die Parallelen aber auch auf die Unterschiede der geforderten Angaben der jeweiligen Abfallströme hinweisen. Obwohl einige der endlagerrelevanten Eigenschaften für die betrachteten Endlagergebinde gleichermaßen gelten, wird auf eine Zusammenfassung der Angaben verzichtet. Eine Zusammenfassung bzw. Vereinheitlichung der Anforderungen würde zumindest teilweise die Interpretation und evtl. Änderung voraussetzen, welche an dieser Stelle nicht gewünscht ist. Daher werden auch die Anmerkungen bzw. Ergänzungswünsche der GRS Braunschweig /GRS 2006/ zur Tabelle 2-34 erst am Ende dieses Kapitels aufgelistet und nicht in der Übersicht selbst berücksichtigt. Die Angaben in der Tabelle 2-34 sind mit den am Arbeitskreis HAW-Produkte beteiligten Institutionen abgestimmt und dienen als Grundlage für Verfahrensqualifikationen, z. B. für die Verglasung und Kompaktierung von WA-Abfällen in den ausländischen Anlagen; es kann daher mit dem Vorliegen dieser Angaben zum Zeitpunkt der Rückführung der WA-Abfälle nach Deutschland gerechnet werden.

Tabelle 2-34: Übersicht der endlagerrelevanten Eigenschaften und Kenngrößen für verschiedene Endlagergebinde

HAW-Kokille			CSD-C			POLLUX und Brennstabkölle			
Lfd. Nr.	Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften	Wert	Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften	Wert	Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften	Wert	Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften	Wert	
1	1 Gesamtaktivität - $\beta\gamma$ -Aktivität - α -Aktivität	[Bq/Geb.] [Bq/Geb.]	1 Gesamtaktivität - $\beta\gamma$ -Aktivität - α -Aktivität	[Bq/Geb.] [Bq/Geb.]	1 Gesamtaktivität - $\beta\gamma$ -Aktivität - α -Aktivität	[Bq/Geb.] [Bq/Geb.]	1 Gesamtaktivität - $\beta\gamma$ -Aktivität - α -Aktivität	[Bq/Geb.] [Bq/Geb.]	
2	2 Aktivitäten relevanter Radionuklide	[Bq/Geb.]	2 Aktivitäten relevanter Radionuklide	- Schlüsselnuklide - Aktivierungsprodukte (Co-60, Cl-36) - Flüchtige Nuklide (H-3, Kr-85, C-14, C-14, I-129, Rn-222 (via Ra-226)) - Spaltprodukte (Cs-137, Sr-90) - Aktinide (Np-237, Am-241, Cm-244, U- und Pu-Isotope)	[Bq/Geb.] [Bq/Geb.]	2 Aktivitäten relevanter Radionuklide (Co-60, Cl-36 etc.) - Flüchtige Nuklide (H-3, Kr-85, C-14, I-129, Rn-222 (via Ra-226) etc) - Spaltprodukte (Cs-137, Sr-90 etc) - Aktinide (Np-237, Am-241, Cm-244, U- und Pu-Isotope) Eine Aufstellung sämtlicher sicherheitsrelevanter Nuklide findet sich am Ende der Tabelle. ²⁾	[Bq/Geb.] [Bq/Geb.]	2 Aktivitäten relevanter Radionuklide (Co-60, Cl-36 etc.) - Flüchtige Nuklide (H-3, Kr-85, C-14, I-129, Rn-222 (via Ra-226) etc) - Spaltprodukte (Cs-137, Sr-90 etc) - Aktinide (Np-237, Am-241, Cm-244, U- und Pu-Isotope) Eine Aufstellung sämtlicher sicherheitsrelevanter Nuklide findet sich am Ende der Tabelle. ²⁾	[Bq/Geb.] [Bq/Geb.]
3	3 Kritikalitätssicherheit - Maximale Spaltstoffkonzentration - Uran-Gehalt (U-233, U-235) - Pu-Gehalt (Pu-239, Pu-241) - Mindestgehalt an Neutronenabsorber - Aktivität weiterer spaltbarer Aktiniden (Np, Am, Cm)	[g/Geb.] [g/Geb.] [g/Geb.] [Bq/Geb.]	3 Kritikalitätssicherheit - Maximale Spaltstoffkonzentration - Uran-Gehalt (U-233, U-235) - Pu-Gehalt (Pu-239, Pu-241) - Aktivität weiterer spaltbarer Aktiniden (Np, Am, Cm)	[g/Geb.] [g/Geb.] [Bq/Geb.]	3 Kritikalitätssicherheit - Spaltstoffkonzentration - Uran-Gehalt (U-233, U-235) - Pu-Gehalt (Pu-239, Pu-241) - Konzentration weiterer spaltbarer Aktinide (Pu, Np, Am, Cm, Cf) - Neutronenabsorber - Moderator-/Reflektormaterialien - Spaltstoffverteilung (lokale Spaltstoffkonzentration)	[g/Geb.] [g/Geb.] [g/Geb.]	3 Kritikalitätssicherheit - Spaltstoffkonzentration - Uran-Gehalt (U-233, U-235) - Pu-Gehalt (Pu-239, Pu-241) - Konzentration weiterer spaltbarer Aktinide (Pu, Np, Am, Cm, Cf) - Neutronenabsorber - Moderator-/Reflektormaterialien - Spaltstoffverteilung (lokale Spaltstoffkonzentration)	[g/Geb.] [g/Geb.] [g/Geb.]	
4	4 Thermische Eigenschaften - Thermische Leistung - Wärmeleitfähigkeit 50 °C < T < 500 °C	[kW] [W/(m·K)]	4 Thermische Eigenschaften - Thermische Leistung	[kW]	4 Thermische Eigenschaften - Thermische Leistung	[kW]	4 Thermische Eigenschaften - Thermische Leistung	[kW/Geb.]	
5	5 Dosisleistung - γ (Oberfläche, in 1 m Abstand) - n (Oberfläche, in 1 m Abstand)	[Gy/h]	5 Dosisleistung - γ (Oberfläche, in 1 m Abstand) - n (Oberfläche, in 1 m Abstand)	[Gy/h]	5 Dosisleistung - γ (Oberfläche, in 1 m Abstand) - n (Oberfläche, in 1 m Abstand)	[Gy/h]	5 Dosisleistung - γ (Oberfläche, in 1 m Abstand) - n (Oberfläche, in 1 m Abstand)	[Gy/h]	

Tabelle 2-34: Übersicht der endlagerrelevanten Eigenschaften und Kenngrößen für verschiedene Endlagergebinde (Fortsetzung)

Lfd. Nr.	HAW-Kokille			CSD-C			POLLUX und Brennstabkokille		
	Nr. Kenngrößen/Anforderungen	Wert	Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften Kenngrößen/Anforderungen	Wert	Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften Kenngrößen/Anforderungen	Wert	Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften Kenngrößen/Anforderungen	Wert	
6	6 Oberflächenkontamination - α - und β/γ -Kontamination	[Bq/cm ²]	6 Oberflächenkontamination - α - und β/γ -Kontamination	[Bq/cm ²]	6 Oberflächenkontamination - α - und β/γ -Kontamination	[Bq/cm ²]	6 Oberflächenkontamination - α - und β/γ -Kontamination	[Bq/cm ²]	
7	7 Qualität des Fixierungsmittels (Fixierung in Glas mit optimierter chemischer Zusammensetzung)	-	7 Eigenschaften des Rohabfalls (Angabe je Abfallbehälter mit einer Bandbreite) - Art und Herkunft - Abfallzusammensetzung - Massenanteile (Hüllen und Enden, technologischer Abfall, Spezialabfall) - Anteil metallischer Partikel, insbesondere Fe (niedrig legierter Stahl)	Beschreibung Beschreibung [Ma.-%] [kg/Geb.]	7 Beschreibung Beschreibung [Ma.-%] [kg/Geb.]	[MW/dt] [W/m] [mm]	[MW/dt] [W/m] [mm]		
7.1	8 Zusammensetzung der Rohabfälle	-	8 Eigenschaften der Presslinge	[MPa] [Ma.-%] [kg] [mm] [mm] [mg/Preßling] Beschreibung [kg]					

Tabelle 2-34: Übersicht der endlagerrelevanten Eigenschaften und Kenngrößen für verschiedene Endlagergebinde (Fortsetzung)

Lfd. Nr.	HAW-Kokille	Wert	Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften/Kenngrößen/Antforderungen	CSD-C		Wert	Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften/Kenngrößen/Antforderungen	Wert
				POLLUX und Brennstabkölle	CSD-C			
7.2	9 Mengenverhältnisse Abfall : Fritte : Zuschlagsstoffe - Ist-Beladung - Maximale Beladung	[Gew.-%] [Gew.-%]	9 Eigenschaften des Abfalls - Anzahl der Presslinge - Restvolumen (Befüllungsgrad des Abfallbehälters) - Gasbildung - Freisetzung flüchtiger Nuklide	[je Gebinde] [dm³]	[cm³/Geb.-d] [Bq/Geb.-d]			
7.3	10 Durchmischung - Verglasung/Einbindung des Abfalls	-						
7.4	11 Glasproduktzustand - Homogene Aktivitätsverteilung - Transformationstemperatur - Dichte - Transformationstemperatur - Lagerung unterhalb Transformationstemperatur	[g/cm³] [°C]						
8	12 Hydrolytische Beständigkeit des Glasprodukts - Korrosionsverhalten beim Angriff von wässrigen Lösungen, Angaben zur Langzeitkorrosion - Einfluss der Oberflächengröße - Anteil der wasserlöslichen Phasenausscheidungen		10 Hydrolytische Beständigkeit des Abfallprodukts - Korrosionsverhalten beim Angriff von wässrigen Lösungen - Angaben zur Langzeitkorrosion - Angaben zur unmittelbaren Freisetzung von Nukliden - Wasserstoffbildung		8 Hydrolytische Beständigkeit und Radionuklidfreisetzung - Abfallprodukt - Korrosionsverhalten in relevanten Lösungen, Langzeitkorrosionsrate - Instantane Freisetzung relevanter Nuklide - Wasserstoffentwicklung - Freisetzung von Radionukliden aus Brennstoffmatrix, Hüllrohren und Strukturteilen - Endlagerbehälter (inklusive Schweißnähte) - Korrosionsverhalten in relevanten Lösungen, Langzeitkorrosionsrate - Wasserstoffentwicklung			
				[FIAPI] ³⁾	[FIAPI/a] [FIAPI]	[FIAPI/a] [FIAPI]	[m³/a]	[μm/a] [m³/a]

Tabelle 2-34: Übersicht der endlagerrelevanten Eigenschaften und Kenngrößen für verschiedene Endlagergebinde (Fortsetzung)

Lfd. Nr.	HAW-Kokille Endlagerrelevante Eigenschaften Kenngrößen/Anforderungen	Wert	Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften Kenngrößen/Anforderungen	CSD-C		Nr. Endlagerrelevante Eigenschaften Kenngrößen/Anforderungen	Wert
				Bezeichnung	Beschreibung		
9	Qualität des Abfallbehälters - Werkstoff-Spezifikation - Leergewicht - Kennzeichnung von Deckel und Kokille - Dimensionen (Höhe, Wandstärke, Durchmesser) - Dichtigkeit von Schweißnähten - Korrosionsbeständigkeit	- [kg] -	11 - Eigenschaften des Abfallbehälters - Werkstoff-Spezifikation - Masse - Kennzeichnung von Deckel und Kokille - Dimensionen (Höhe, Wandstärke, Durchmesser) - Dichtigkeit von Schweißnähten - Korrosionsbeständigkeit	Bezeichnung [kg]	Beschreibung [mm]	9 - Beschreibung und Qualität des Endlagerbehälters - Werkstoffspezifikation - Verpackung (Innenbehälter, Außenbehälter, Verschluss)	
10	Gebindemasse	[kg]	12 - Gebindemasse - Gesamtmasse des Gebindes	Bezeichnung [kg]	Beschreibung [kg]	10 - Handhabbarkeit, geeignete Anschlagmitte	
11	Stapelbarkeit, Handhabbarkeit - Gebindezahl (ohne Deformation stapelbar) - Geeignetes Anschlagmittel - Verhalten bei Deformation	-	13 - Stapelbarkeit, Handhabbarkeit - Gebindezahl (ohne Deformation stapelbar) - Geeignetes Anschlagmittel - Verhalten bei Deformation	Anzahl	Beschreibung Anzahl	11 - Handhabbarkeit, geeignete Anschlagmitte - Stapelbarkeit/mechanische Stabilität - Gebindeanzahl - Integrität des Gebindes - während der Betriebsphase - bei Auflaufen des Gebigesdrucks - bei Ablösen (Bohrlochabgerung)	
12	Kennzeichnung des Gebindes - Eindeutige, beständige Kennzeichnung	-	14 - Kennzeichnung des Gebindes - Eindeutige, beständige Kennzeichnung	Beschreibung	Beschreibung	12 - Kennzeichnung des Endlagergebinde eindeutig, unverwechselbar, dauerhaft	

- Sicherheitsrelevante Nuklide für CSD-C:
 β/γ -Nuklide: H-3, C-14, Cl-36, Ca-41, Mn-54, Fe-55, Co-58, Ni-59, Ni-63, Se-75, Kr-85, Sr-90/Y-90, Zr-93, Zr-95/Nb-95, Nb-94, Tc-99, Ru-106/Rh-106, Pd-107, Ag-110m, Sb-124, Sn-126, Sb-125, I-129, Cs-134, Cs-135, Os-137, Ce-144/P-144, Pr-147, Sm-151, Eu-152, Eu-155, Ac-227, Pu-241, Pu-243, Am-242m, Ra-226, Th-232, Pa-231, U-232, U-233, U-234, U-235, U-236, U-238, U-239, Pu-238, Pu-237, Pu-240, Pu-241, Am-241, Am-243, Cm-242, Cm-244, Cm-245, Cm-247, Cf-249, Cf-251, Cf-252.

- Sicherheitsrelevante Nuklide für POLLUX und Brennstabkölle: wie 1), zusätzlich die β/γ -Nuklide Mo-93, Sm-147 und Ho-166m.

3) FIAP: Fraction of Inventory of Radionuclides i Released into Aqueous Phase

Anmerkungen des Arbeitskreises HAW-Produkte

Die Anmerkungen des Arbeitskreises HAW-Produkte zu den endlagerrelevanten Eigenschaften der verschiedenen Endlagergebinde (s. Tabelle 2-34) sind im Folgenden aufgeführt. Auf eine Zusammenfassung der Anmerkungen wurde verzichtet, wenn dies die Interpretation und evtl. Änderungen vorausgesetzt hätte, was an dieser Stelle nicht gewünscht ist. Gelten die Anmerkungen nur für einzelne Endlagergebinde, ist dies gesondert vermerkt.

Zur lfd. Nr. 1 „Gesamtaktivität“

Die α - und β/γ -Gesamtaktivität sowie die Neutronenquellstärke werden über gängige Abbrand-, Aktivierungs- und Abklingrechnungen (z. B. KORIGEN, OREST etc.) zum Zeitpunkt der Einlagerung ermittelt.

Zur lfd. Nr. 2 „Aktivitäten relevanter Nuklide“

Die Deklaration von relevanten Nukliden erfolgt im Hinblick auf Anforderungen aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb, den Störfallanalysen, der Wärmebelastung des Wirtsgesteins und der Langzeitsicherheit des Endlagers. In der Tabelle sind nur diejenigen Nuklide aufgeführt, deren Deklaration aus heutiger Sicht erforderlich ist. Die Radionuklide basieren auf gängigen Abbrand-, Aktivierungs- und Abklingrechnungen. Die Aktivitätsangaben anderer potentiell sicherheitsrelevanter Nuklide können aufgrund bestehender Datenbasis abgeleitet werden.

Zur lfd. Nr. 3 „Kritikalitätssicherheit“

- HAW-Kokille, CSD-C

Mit den Angaben zum Spaltstoffgehalt wird der Nachweis der Kritikalitätssicherheit geführt. Durch das geringe Spaltstoffinventar wird sichergestellt, dass auch bei ungünstigster Verteilung der Spaltstoffe sowohl innerhalb einer Kokille als auch in benachbarten Kokillen keine kritische Anordnung zustande kommt.

- POLLUX-Behälter und Brennstabkokille

Bei Fragen zur Kritikalitätssicherheit ist zu berücksichtigen, dass bei der Direkten Endlagerung erheblich größere Mengen an Uran- und Plutonium (sowie höhere Aktiniden) als im Falle der Wiederaufarbeitungsabfälle in Betracht zu ziehen sind. Der Anteil an spaltbarem Material (Uran- und Plutoniumisotope) pro Gebinde liegt rechnerisch über der kritischen Masse der reinen Elemente unter idealen Moderatorbedingungen. Im Endlager wird insbesondere durch die geometrische Anordnung der Spaltstoffe und ihre Mischung mit thermisch nicht spaltbaren Aktiniden und Spaltprodukten Unterkritikalität gewährleistet. Unzulässige Änderungen der geometrischen Anordnung der Spaltstoffe in der Nachbetriebsphase sind im Rahmen geologischer Betrachtungen auszuschließen. Wesentlich für den Nachweis der Unterkritikalität ist die dichte Pa-

ckung der Brennstäbe im Gebinde, da diese eine reaktivitätserhöhende Moderation bzw. Thermalisierung der Spontanspaltungsneutronen weitestgehend unterbindet. Diese Anordnung wird im Endlager in einer Salzformation durch den Druck des auflaufenden Gebirges stabilisiert.

Zur lfd. Nr. 4 „Thermische Eigenschaften“

Die thermische Leistung eines Gebindes wird über die Aktivität der Einzelnuclide (s. lfd. Nr. 2) unter Nutzung der jeweiligen spezifischen Zerfallswärme ermittelt.

Zur lfd. Nr. 5 „Dosisleistung“

Sofern das Endlagergebinde identisch mit der Transporteinheit für den Transfer vom Zwischen- ins Endlager ist (POLLUX-Behälter), gelten sowohl die diesbezüglichen Vorschriften des Transportrechts wie auch ggf. weitergehende Anforderungen des Endlagers.

Zur lfd. Nr. 6 „Oberflächenkontamination“

Sofern das Endlagergebinde identisch mit der Transporteinheit für den Transfer vom Zwischen- ins Endlager ist (POLLUX-Behälter), gelten sowohl die diesbezüglichen Vorschriften des Transportrechts wie auch ggf. weitergehende Anforderungen des Endlagers. Für den Endlagerbetrieb wird die Oberflächenkontamination auf ein technisch sinnvolles Mindestmaß reduziert, sodass sämtliche Handhabungswerkzeuge kontaminationsfrei bleiben und im Endlager keine Radionuklide in die Bewetterung (Atemluft) gelangen.

Zur lfd. Nr. 7 Beschreibung des Rohabfalls/Abfallproduktes

- HAW-Kokille: „Glasproduktzustand“

Gegen die Zwischenlagerung des Glasproduktes bis zur Transformationstemperatur bestehen keine Bedenken.

- CSD-C: „Eigenschaften des Rohabfalls“, „Eigenschaften der Presslinge“, „Eigenschaften des Abfalls“

Die Zusammensetzung des Abfalls ist heterogen, da sowohl Hülsen und Endstücke als auch höherkontaminierte Komponenten und Materialien aus dem Wiederaufarbeitungsprozess (Pumpen, Ventile etc.) vermischt werden können. Der Anteil der einzelnen Bestandteile kann dabei erheblich variieren, jedoch liegt im Mittel der Anteil der Nichthülsenabfälle bei unter 10 %. Auch wird der überwiegende Aktivitätsanteil von den Hülsen und Endstücken geleistet. Die Kenntnis des Eisenanteils im Abfall ist sicherheitsanalytisch von Bedeutung, weil unter Endlagerungsbedingungen Wasserstoffentwicklung zu erwarten ist. Wiederaufarbeitungsabfälle bestehen im Wesentlichen aus Zircaloy (BE-Hülsen) und Edelstählen (Kopf- und Fußstücke, sowie Technologieabfälle). Falls Eisen in Form von niedriglegierten Baustählen vorhanden ist, wird dies gesondert deklariert. Gleicher gilt für Massenanteile und Materialtypen besonderer

Komponenten (z. B. organischen Materialien). Restfeuchte und organische Bestandteile können in gewisser Bandbreite variieren, jedoch liegt ihr Anteil im Mittel < 1 %, da die Rohabfälle vor der Kompaktierung einen Trocknungsprozess durchlaufen und organische Materialien im Prozess nur in sehr geringem Maße (z. B. Dichtungsmaterialien) zum Einsatz gelangen. Auch der Beitrag dieser Stoffe zur Gesamtaktivität des Gebindes ist im Mittel < 1 % anzusetzen.

Das zu kompaktierende Material wird fernhantiert unter dem Gesichtspunkt der maximalen Raumausnutzung und eines hohen Verteilungsgrades sortiert, in Büchsen verfüllt und zu einem Pressling verarbeitet. Angaben zu den Presslingen können aus den übergreifenden Beschreibungen des Residue Booklets entnommen werden. Die allgemeinen Daten resultieren z. B. aus der maschinentechnischen Auslegung der Kompaktieranlage (z. B. Pressdruck oder Matrizenabmessungen) und den Ergebnissen durchgeföhrter FuE-Arbeiten zur Abfallcharakterisierung (z. B. Zircaloy-Feinstaubanteil) und müssen so beschaffen sein, dass sie für die anzustellenden sicherheitstechnischen Betrachtungen für die Endlagergebinde abdeckend sind.

Prinzipiell soll zur Sicherstellung einer hohen mechanischen Stabilität ein möglichst hoher Füllgrad der Kokille mit Presslingen angestrebt werden. Ferner ist die Kokille nicht gasdicht verschlossen, um jeglichen Druckaufbau durch Radiolysegasbildung auszuschließen. Aerosole werden durch Sintermetallscheiben zurückgehalten. Der Arbeitskreis weist darauf hin, dass die Gebinde hohe Inventare an Kr-85 und Tritium enthalten. Strahlenschutzanforderungen während der Betriebsphase können daher Auswirkungen auf die Endlagerplanung haben. Die Freisetzung dieser Radionuklide während der Betriebsphase muss noch näher untersucht werden, wobei im Falle des Tritiums die feste chemische Bindung in der Zircaloy-Matrix berücksichtigt werden soll.

- POLLUX-Behälter und Brennstabkokille: „Beschreibung des Abfallproduktes“

Die Beschreibung des Abfallproduktes (und der Brennelemente) muss hinreichend sein, um auch in späteren Jahren alle eventuellen Fragen abdecken zu können. Die genannten Größen wurden so strukturiert, dass auch andere nicht explizit ausgewiesene Parameter darüber ableitbar sind. So sind z. B. über die Angabe von Werkstoffnummern alle relevanten Eigenschaften eines Materials über die Literatur zugänglich.

Zur lfd. Nr. 8 „Hydrolytische Beständigkeit“

- HAW-Kokille

Diese Eigenschaft kann für die Langzeitsicherheit des Endlagers relevant sein. Ihre Bedeutung ist abhängig von der Art der Endlagerung, des Wirtsgesteins, der umgebenden Medien und der angenommenen Wegsamkeiten des Wassers. Die Eigenschaft „hydrolytische Beständigkeit“ wird indirekt durch Sicherstellung einer gleichbleibenden Qualität der Glasprodukte gewährleistet. Daten zur hydrolytischen Beständigkeit werden einmalig nach Festlegung der chemischen Zusammensetzung des Glases ermittelt.

- CSD-C

Soweit bei derendlagerung der Zutritt von Grundwasser/Salzlaugen zu den Abfällen langfristig nicht ausgeschlossen werden kann, ist die hydrolytische Beständigkeit eine wichtige Kenngröße. Es sind leicht lösliche Radionuklide auf den Oberflächen der Rohabfälle von solchen zu unterscheiden, die in der Struktur der verschiedenen Feststoffmatrizen eingebunden sind. Das leicht lösliche Radionuklidinventar ist instantan mobilisierbar, wohingegen strukturell gebundene Radionuklide erst nach Korrosion der Feststoffmatrizen freigesetzt werden können. Darüber hinaus können sich bei Kontakt mit Grundwässern/Salzlaugen schwerlösliche Radionuklidphasen bilden, die den Anteil freisetzbarer Radionuklide limitieren. Die notwendigen Daten können mit Auslaugversuchen an typischen Rohabfallarten ermittelt werden.

- POLLUX-Behälter und Brennstabkokille

Da bei der Endlagerung im Salz das Gebirge die Barrierefunktion übernimmt, treten Fragen zur Korrosion der Behältermaterialien der Gebinde und chemischer Angriffe auf das Einlagerungsgut nur unter folgenden Aspekten auf:

- a) Laugenzutritt bei noch nicht verschlossenem Endlager

Hierbei ist zu unterstellen, dass das Gebinde während der Betriebsphase des Lagers (ca. 50 Jahre) intakt und hantierbar bleibt. Endlagerrelevante Eigenschaften der Gebinde sind die Qualität der verwendeten Werkstoffe der Behältermaterialien und des Schweißverfahrens, die durch die Korrosions- bzw. Wasserstoffbildungsraten gekennzeichnet werden, deren Zeitabhängigkeit zu beachten ist.

- b) Langzeitkorrosion durch Feuchte im Salz oder bei Kontakt mit Laugentaschen

Da sich auch im trockenen Salzgestein ca. 200 ml Wasser pro Kubikmeter befinden bzw. das Vorhandensein von Laugentaschen nicht restlos auszuschließen ist, wird bei Langzeitbetrachtungen das Auftreten von chemischen Reaktionen vermutet. Bei einem von der Biosphäre abgeschlossenem System ist dies aber hinsichtlich der Rückhaltung von Radionukliden unerheblich. Der Nachweis ist im Rahmen der Sicherheitsanalysen zu führen.

Zur lfd. Nr. 9 „Eigenschaften/Beschreibung des Abfall-/Endlagerbehälters“

- HAW-Kokille, CSD-C

Der Behälter erlaubt eine einfache Handhabung und verhindert eine Kontamination der Hantierungseinrichtungen des Endlagers. Bei der Endlagerung hat der Behälter voraussichtlich keine langfristige Barrierefunktion. Es ist aber sicherzustellen, dass durch geeignete Dimensionierung, Werkstoffauswahl und Lagerumgebung eine Kokille nach langer Zwischenlagerzeit noch problemlos handhabbar ist (Korrosion, Verformung etc.).

- POLLUX-Behälter und Brennstabkokille

Dem mit Brennstäben gefüllten Behälter kommt für den Zeitraum der Betriebs- und Nachbetriebsphase eine Barrierefunktion zu. Daher ist die Korrosionsfestigkeit und Widerstandsfähigkeit gegen Gebirgsdruck (ca. 30 MPa) erforderlich. Dies ist durch die Bauart des Behälters zu gewährleisten. Sollte im Falle der dünnwandigen Brennstabkokille (im Vergleich zum POLLUX-Behälter) aufgrund sicherheitsanalytischer Betrachtungen ein verstärkter Korrosionsschutz erforderlich werden, könnte dies durch ein zusätzliches Overpack erreicht werden.

Zur lfd. Nr. 10 „Gebindemasse/Endlagergebindemasse“

Bei der Festlegung der maximalen Endlagergebindemasse (POLLUX-Behälter) bzw. der Masse eines das Gebinde befördernden Transferbehälters (Brennstabkokille + Abschirmbehälter) sind die technischen Gegebenheiten des Bergbaus (u. a. die Seilfahrt) zu berücksichtigen.

Zur lfd. Nr. 11 „Stapelbarkeit, Handhabbarkeit bzw. Mechanische Eigenschaften“

- HAW-Kokille, CSD-C

Im Falle der Bohrlochlagerung muss die begrenzte Stapelbarkeit der Kokillen berücksichtigt werden.

- POLLUX-Behälter und Brennstabkokille

Das Gebinde ist so auszulegen, dass es während der Einlagerungs- und frühen Nachbetriebsphase des Endlagers dem Gebirgsdruck standhält. Dies begründet sich im wesentlichen durch die Anforderungen zur Kritikalitätssicherheit und zu einem unterstellten Laugenzutritt während der Betriebsphase des Endlagers.

Im Falle der Bohrlochlagerung muss bei großen Bohrlochtiefen über mehrere hundert Meter die begrenzte Stapelfähigkeit der Brennstabkokillen berücksichtigt werden. Falls der Absturz einer Brennstabkokille in das Bohrloch prinzipiell nicht auszuschließen ist, müssen Aussagen über die Stabilität des Gebindes unter diesem Lastfall getroffen werden. Soweit der Absturz einer Brennstabkokille durch geeignete Auslegung der Abseinkenrichtung vermieden werden kann, ist ein Nachweis der mechanischen Stabilität und Maßhaltigkeit des Pilzdeckels und ein Nachweis der Vermeidung von Vorschädigungen dieses Pilzdeckels durch unsachgemäße Handhabung oder Lagerung zu führen.

Zur lfd. Nr. 12 „Kennzeichnung des Gebindes/Endlagergebinde“

Die Kennzeichnung der Gebinde muss eine eindeutige Identifikation ermöglichen.

Anmerkungen der GRS Braunschweig

Im Folgenden sind die Anmerkungen der GRS Braunschweig vom April 2006 zu den in der Tabelle 2-34 aufgeführten endlagerrelevanten Eigenschaften beschrieben /GRS 2006/. Gilt die Anmerkung nur für einzelne Abfallströme, sind diese jeweils im Klammern ergänzt.

Zur lfd. Nr. 1 „Gesamtaktivität“

- Angabe der Gesamtaktivität einschließlich der Aktivität der Tochternuklide.

Zur lfd. Nr. 2 „Aktivitäten relevanter Nuklide“

- Angabe der Aktivität relevanter Nuklide differenzieren nach Stahl und Zirkaloy (CSD-C).
- Angabe der Aktivität relevanter Nuklide differenzieren nach BE, Hüllrohr und Strukturteile und damit nach Brennstoff, Metall und Legierungsbestandteile (POLLUX-Behälter und Brennstabkokille).

Zur lfd. Nr. 3 „Kritikalitätssicherheit“

- Angabe des wasserzugänglichen Porenvolumens im Gebinde ergänzen.
- Angabe der Spaltstoffkonzentration einschränken auf die Angabe der maximalen Spaltstoffkonzentration (POLLUX-Behälter und Brennstabkokille).

Zur lfd. Nr. 4 „Thermische Eigenschaften“

- Angabe der Wärmeleitfähigkeit differenzieren nach Wärmeleitfähigkeit des Glases und des Behälters (HAW-Kokille).
- Angabe der Wärmeleitfähigkeit des Metalls ergänzen (CSD-C, POLLUX-Behälter und Brennstabkokille).

Zur lfd. Nr. 7 Beschreibung des Rohabfalls/Abfallproduktes

- Angabe der Eigenschaften des Glases (mit Bandbreite) sowie der Oberflächengröße des Glaskörpers ergänzen (HAW-Kokille).
- Angaben zur Zusammensetzung des Glases ergänzen (HAW-Kokille).
- Angabe des Resthohlräumvolumens sowie der mittleren Glasmasse pro Gebinde ergänzen (HAW-Kokille).
- Angabe der Massenanteile des Rohabfalls differenzieren nach Metall und Legierungsbestandteile, z. B. Fe, Zr, C, Ni, Mn etc., sowie Angabe des Anteils an Organika ergänzen (CSD-C).
- Angabe der Freisetzung flüchtiger Nuklide differenzieren nach Metall und Legierungsbestandteilen (CSD-C).
- Angabe des Anteils an Organika (Moderator) sowie der Masse an Brennstoff, Metall und Legierungsbestandteilen ergänzen (POLLUX-Behälter und Brennstabkokille).
- Angabe des Resthohlräumvolumens, der Gasbildung sowie der Freisetzung flüchtiger Nuklide ergänzen (POLLUX-Behälter und Brennstabkokille).

Zur lfd. Nr. 8 „Hydrolytische Beständigkeit“

- Angabe der Oberflächengröße des Glaskörpers unter Berücksichtigung der Fragmentation des Glases sowie Angabe des Freisetzungsvorhalts von Radionukliden und chemischen Elementen/Bestandteilen aus der Glasmatrix ergänzen (HAW-Kokille).
- Angaben zur unmittelbaren Freisetzung von Nukliden differenzieren nach Anteilen aus Metall und Legierungsbestandteilen sowie Angabe des Freisetzungsvorhalts von Radionukliden aus Metall und Legierungsbestandteilen ergänzen (CSD-C).
- Angaben zur instantanen Freisetzung und zum Freisetzungsvorhalten relevanter Nuklide differenzieren nach Anteilen aus Brennstoffmatrix, Hüllrohren und Strukturteilen bzw. nach Metall und Legierungsbestandteilen sowie zum Korrosionsverhalten der Endlagerbehälter in relevanten Lösungen hinsichtlich Lochfraß ergänzen (POLLUX-Behälter und Brennstabkokille).

Zur lfd. Nr. 9 „Eigenschaften/Beschreibung des Abfall-/Endlagerbehälters“

- Angaben zu Eigenschaften des Innenbehälters (Pressling) ergänzen (CSD-C).
- Werkstoffspezifikation differenzieren nach den jeweiligen Behälterbestandteilen und Angabe der Masse der jeweiligen Behälterbestandteile ergänzen (POLLUX-Behälter und Brennstabkokille).

Zur lfd. Nr. 11 „Stapelbarkeit, Handhabbarkeit bzw. Mechanische Eigenschaften“

- Angabe zur Integrität des Gebindes (während der Betriebsphase, bei Auflaufen des Gebirgsdrucks, bei Absturz – Bohrlochlagerung) ergänzen (HAW-Kokille, CSD-C).
- Angabe der Gebindeanzahl für Stapelbarkeit/mechanische Stabilität auf BSK einschränken (POLLUX-Behälter und Brennstabkokille).

Die sicherheitsrelevanten Nuklide wurden ergänzt um die β/γ -Strahler Rb-87, Mo-93 und Sm-147 sowie die α -Strahler Np-236, Pu-244, Cm-246, Cm-248, Th-229 und Th-230.

Bei H-3, Mn-54, Fe-55, Co-58, Kr-85, Zr-95/Nb-95, Ru-103, Ru-106/Rh-106, Ag-110m, Sb-124, Sb-125, Cs-134, Ce-144/Pr-144, Pm-147, Eu-152 und Eu-155 (β/γ -Strahler) sowie Cm-242, Cm-243, Cf-249, Cf-251 und Cf-252 (α -Strahler) handelt es sich um Nuklide, die aus Sicht der GRS Braunschweig hinsichtlich den Betrachtungen zur Nachbetriebsphase entfallen können, jedoch hinsichtlich der Betrachtungen zur Betriebsphase zu berücksichtigen sind /GRS 2006/.

Da für die in diesem Vorhaben betrachteten ausgedienten Brennelemente von Forschungsreaktoren bisher noch keine endlagerrelevanten Eigenschaften und Kenngrößen vorliegen, können in erster Näherung die Angaben für konditionierte LWR-Brennelemente in POLLUX-Behältern und BSK herangezogen werden. Von LWR-Brennelementen abweichende Eigenschaften sind allerdings gesondert zu berücksichtigen. Für AVR/THTR-Brennelemente ist insbesondere eine Aufteilung der Radionuklidangaben auf den Kernbrennstoffkern, die umgebende Pufferschicht und die Matrix (bzw. auf die beschichteten Teilchen, die Graphitmatrix und die Graphitschale), die Berücksichtigung des geänderten Nuklidspektrums sowie die Angabe der defekten Brennelemente je Gebinde und des nicht kompaktierbaren Hohlraumes erforderlich.

2.7 Qualifizierung der Endlagerergebinde mit hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen

Es wird die Datenbasis zur Qualifizierung der in diesem Vorhaben betrachteten Endlagerergebinde beschrieben. Dies erfolgt anhand der wesentlichen in Tabelle 2-34 dargestellten endlagerrelevanten Eigenschaften und berücksichtigt die in Kapitel 2.5 abgeleiteten sicherheitstechnischen Anforderungen an Endlagerergebinde mit hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen.

2.7.1 Gesamtaktivität

Die Tabelle 2-35 gibt einen Überblick über die Größenordnung der Gesamtaktivitäten je Endlagerergebinde (vgl. Kapitel 2.4).

Tabelle 2-35: Gesamtaktivitäten je Endlagerergebinde

Endlagerergebinde	Gesamtaktivität
HAW-Kokille	ca. 1,5 E+16 Bq
CSD-B	ca. 2,0 E+14 Bq
CSD-C	ca. 5,0 E+14 Bq
POLLUX-Behälter	2,7 E+17 Bq
BSK	8,1 E+16 Bq
CASTOR AVR/THTR	7,8 E+15 Bq
CASTOR MTR 2	3,43 E+15 Bq
CASTOR KNK	3,2 E+15 Bq

Ergänzend dazu sind in der Tabelle 2-36 die Gesamtaktivitäten je CASTOR V/19, CASTOR V/52 und CASTOR 440/84 und die sich daraus theoretisch errechnenden anteiligen Gesamtaktivitäten je POLLUX-Behälter bzw. BSK dargestellt. Für die Gesamtaktivitäten je CASTOR V/19 (beladen mit 19 DWR-BE) und CASTOR V/52 (beladen mit 52 SWR-BE) werden die maximal genehmigten Gesamtaktivitäten eines einzelnen Behälters im Standort-Zwischenlager in Biblis /BfS 2003a/ und in Gundremmingen /BfS 2003b/ herangezogen. Für die Gesamtaktivitäten je CASTOR 440/84 (beladen mit 84 WWER-BE) werden Angaben der Energiewerke Nord /EWN 2006/ herangezogen.

Ein Vergleich der für das TBL Gorleben beantragten Gesamtaktivitäten /GNB 1998c/ mit den theoretisch errechneten Gesamtaktivitäten für POLLUX-Behälter und BSK zeigt für Beladungen mit Brennstäben von DWR-BE /BfS 2003a/ gute Übereinstimmungen. Bei Beladungen mit Brennstäben von SWR-BE /BfS 2003b/ ergeben sich allerdings um das 2- bis 3-fache höhere Werte; mit Brennstäben von WWER-BE /EWN 2006/ liegen die Werte um mehr als den Faktor 100 niedriger.

Tabelle 2-36: Gesamtaktivitäten je POLLUX-Behälter und BSK, beladen mit Brennstäben von DWR-BE, SWR-BE und WWER-BE

Endlagergebinde	Gesamtaktivität			
	Antragswerte für TBL Gorleben	Theoretisch errechnet		
POLLUX-Behälter	2,7E+17 Bq	2,9E+17 Bq	6,7E+17 Bq	7,4E+14 Bq
	beladen mit 10 DWR-BE /GNB 1998c/	beladen mit 10 DWR-BE /BfS 2003a/	beladen mit 30 SWR-BE /BfS 2003b/	beladen mit 25 WWER-BE /EWN 2006/
BSK	8,1E+16 Bq	8,7E+16 Bq	2,1E+17 Bq	2,2E+14 Bq
	beladen mit 3 DWR-BE /GNB 1998c/	beladen mit 3 DWR-BE /BfS 2003a/	beladen mit 9 SWR-BE /BfS 2003b/	beladen mit 7,5 WWER-BE /EWN 2006/

Eine Differenzierung der Angaben zur Gesamtaktivität in Beta-/Gamma- und Alpha-Gesamtaktivität erfolgt nicht; ebenso liegen keine Angaben zur Neutronenquellstärke vor. Diese Angaben können über gängige Abbrand-, Aktivierungs- und Abklingrechnungen abgeleitet werden und sollten zu einem späteren Zeitpunkt ergänzt werden.

2.7.2 Aktivität relevanter Nuklide

Im Kapitel 2.3 sind für die in diesem Vorhaben betrachteten Endlagergebinde radiologische und thermische Basisdaten beschrieben. Diese Angaben reichen für eine Abschätzung eines realistischen sowie eines abdeckenden Inventars relevanter Radionuklide der endzulagern den Abfälle nicht aus. Dazu wäre die Angabe der unter Ifd. Nr. 2 der endlagerrelevanten Eigenschaften (s. Tabelle 2-34) aufgeführten Radionuklide unter Berücksichtigung der Anmerkungen der GRS Braunschweig /GRS 2006/ (vgl. Kapitel 2.6) erforderlich; diese können über gängige Abbrand-, Aktivierungs- und Abklingrechnungen abgeleitet werden und sollten zu einem späteren Zeitpunkt ergänzt werden.

2.7.3 Kritikalitätssicherheit

In Kapitel 2.5.1 wird der Nachweis der Unterkritikalität als sicherheitstechnische Anforderung an Endlagergebinde beschrieben. Dort wird vorgeschlagen, dass der Nachweis für einen maximalen effektiven Neutronenmultiplikationsfaktor von $k_{\text{eff}} + 2\sigma + \Delta k_u < 0,95$ erfolgen sollte.

Zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit hat die GRS im Auftrag des BfS Kritikalitätsanalysen zur Nachbetriebsphase eines zukünftigen Endlagers für ausgediente Brennelemente in unterschiedlichen Wirtsgesteinsformationen durchgeführt /GRS 2004/. Der Arbeitskreis HAW-Produkte hat in einer Stellungnahme /AK HAW 2006/ die umfangreichen Kenntnisse zur Kritikalität bei der Endlagerung von kernbrennstoffhaltigen Abfällen zusammengefasst. In der

Stellungnahme wird angemerkt, dass die unterstellten Szenarien nicht nur für ausgediente Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren, sondern auch für andere kernbrennstoffhaltige Abfälle, deren Spaltstoffgehalt um mehr als eine Größenordnung unter dem von Brennelementen liegt, gelten. Im Folgenden sind die Ergebnisse der o. g. Analysen und Stellungnahmen zusammenfassend beschrieben.

2.7.3.1 HAW-Kokille und CSD-B

Für verglaste hochradioaktive Spaltprodukte und Feedklärschlämme (HAW-Kokillen) liegen keine speziellen Ergebnisse zu Kritikalitätsrechnungen vor. Die Uranmasse liegt bei maximal 4,5 kg und die maximale Plutoniummasse bei 0,2 kg (vgl. Tabelle 2-12, Tabelle 2-13, Tabelle 2-14), was insgesamt einer maximalen Schwermetallmasse von 4,7 kg je HAW-Kokille entspricht.

Damit ist die Schwermetallmasse je HAW-Kokille gegenüber ausgedienten Brennelementen in POLLUX-Behältern (ca. 5,4 tSM) um den Faktor ca. 1.150 bzw. in BSK 3 (ca. 1,6 tSM) um den Faktor ca. 340 geringer. Nach Aussage des Arbeitskreises HAW-Produkte /AK HAW 2006/ sind damit die Szenarien, wie sie für Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren angenommen wurden, auch für HAW-Kokillen gültig und Kritikalität kann ausgeschlossen werden.

Zu den verglasten mittelradioaktiven Deko- und Spülwässern (CSD-B) liegt bislang keine Abfallspezifikation, und damit liegen auch keine Angaben zu Uran- und Plutoniummassen vor. Es kann aber von einer geringeren Schwermetallmasse als bei den HAW-Kokillen ausgegangen werden, so dass Kritikalität auch für CSD-B ausgeschlossen werden kann.

2.7.3.2 CSD-C

Für kompaktierte mittelradioaktive Brennelementhülsen, Strukturteile und Technologieabfälle (CSD-C) liegen keine speziellen Ergebnisse zu Kritikalitätsrechnungen vor. Die Schwermetallanteile je CSD-C können nur aus Plutonium- und Uran-Kontaminationen stammen. In der Spezifikationen /COGEMA 2001/ sind Garantie- und Nominalwerte für Plutoniumaktivitäten je CSD-C festgelegt (vgl. Tabelle 2-18) und es ist ein Plutoniumvektor angegeben. Mit diesen Angaben lässt sich die maximale Plutoniummasse zu ca. 2,7 kg (Garantiewert) bzw. 0,45 kg (Nominalwert) je CSD-C errechnen. Da für Uran keine Werte genannt sind, lässt sich die Uranmasse je CSD-C nicht abschätzen. Es kann aber davon ausgegangen werden, dass die Schwermetallmasse je CSD-C gegenüber ausgedienten Brennelementen in POLLUX-Behältern bzw. BSK um mehr als den Faktor 100 bis 1000 geringer ist. Nach Aussage des Arbeitskreises HAW-Produkte /AK HAW 2006/ sind damit die Szenarien, wie sie für Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren angenommen wurden, auch für CSD-C gültig und Kritikalität kann ausgeschlossen werden.

2.7.3.3 POLLUX-Behälter und BSK

In der Stellungnahme des Arbeitskreises HAW-Produkte werden /AK HAW 2006/ die umfangreichen Kenntnisse zur Kritikalität bestrahlter Uran- und MOX-Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren zusammengefasst. Als abdeckende Parameter wurden Brennelemente des DWR GKN II mit einer U-235-Anreicherung von 5 % (Uran-BE) und einem Zielabbrand von 50 GWd/tSM sowie MOX-BE mit einer Pu_{fiss}-Anreicherung von 6,5 % und einem Zielabbrand von 60 GWd/tSM zugrunde gelegt. Es wurde eine Beladung von 10 DWR-BE je POLLUX-Behälter bzw. 3 DWR-BE je BSK angenommen.

Die Kritikalitätsbetrachtungen erfolgten sowohl für die homogene als auch für die heterogene Anordnung von Spaltstoffen und berücksichtigen einerseits Kurzzeitprozesse und andererseits langfristige Prozesse. Es wurde die homogene Anordnung von Spaltstoffen für folgende Fälle betrachtet:

- Korrosion und Auflösung der Behälterstruktur,
- Vermischen von Kernbrennstoff mit dem umgebenden Versatz, Wirtsgestein und Salzlösung,
- Akkumulation des Kernbrennstoffs aus mehreren Behältern durch Fließvorgänge im Nahfeld,
- Auflösung, Migration und Ablagerung des Kernbrennstoffinventars nach dem Beispiel einer geologischen Lagerstättenbildung,
- Trennung von Uran und Plutonium auf geochemischem Weg.

Die heterogene Anordnung von Spaltstoffen berücksichtigt folgende Fälle:

- Mechanische Verformung von Endlagergebinden und damit verbundene Aufweitung der Abstände der Brennstäbe,
- Eindringen von Salzlösungen in die Endlagerbehälter,
- Korrosionsbedingte Veränderung der stofflichen Zusammensetzung,
- Bildung von Spaltstoffansammlungen in losen Schüttungen.

Zusammenfassend wird festgestellt, dass bei einer Endlagerung von Kernbrennstoffen aus Leichtwasserreaktoren in Steinsalzformationen auch nach unterstelltem Lösungszutritt keinerlei (geo-)chemische und mechanische Prozesse aufgezeigt werden können, die eine selektive Anreicherung von spaltbaren Radionukliden bewirken und so zur Bildung kritischer Anordnungen führen. Damit entfällt die wesentliche Voraussetzung für die Entstehung kritikalitätsrelevanter Kernbrennstoffanordnungen.

Von der GRS wurden im Auftrag des BfS umfangreiche Kritikalitätsrechnungen zur Endlagerung von ausgedienten Brennelementen in BSK 3 und POLLUX-Behältern in der Nachbetriebsphase eines Endlagers in unterschiedlichen Wirtsformationen, u. a. in Salzgestein, durchgeführt /GRS 2004/. Für die Kritikalitätsrechnungen im Salzgestein wurde die Zusammensetzung des Steinsalzes, wie es im Versuchsendlager Asse vorgefunden wird, sowie gesättigte Steinsalzlösung im Falle des unterstellten Wasserzutritts angenommen.

Weiterhin wurde von einer Verfüllung der Kammern und Strecken mit Salzgrus ausgegangen, so dass Versatz und Wirtsgestein die gleiche Zusammensetzung aufweisen.

Für intakte Behälterstrukturen und Abklingzeiträume bis zu 1.000 Jahre liegen Ergebnisse zu Kritikalitätsrechnungen für BSK 3 und POLLUX-Behälter, beladen mit UO₂- und MOX-Brennstoff mit jeweils 40 GWd/tSM Abbrand und für Lagerstab-MOX mit 5 % Pu_{fiss} als reaktivstem Fall, im Wirtsgestein Steinsalz vor. Die berechneten K_{eff}-Werte liegen für intakte Behälterstrukturen in allen betrachteten Fällen im unterkritischen Bereich.

Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für teilweise korrodierte Behälter und Abklingzeiträume zwischen 1.000 und 1.000.000 Jahren liegen nicht in allen betrachteten Fällen für Salzgestein vor, sondern nur für Tongestein oder Kristallingestein. Es konnte nicht abschließend geklärt werden, ob in allen Fällen jeweils der reaktivste Fall ermittelt wurde und die Ergebnisse konservativ und auf Salzgestein übertragbar sind.

Für die im Folgenden genannten Fälle liegen die errechneten K_{eff}-Werte nicht für alle Fälle im unterkritischen Bereich:

- Vergrößerung des Abstandes der Brennstäbe,
- Bildung einer reinen Schoepitphase im Inneren einer korrodierten BSK 3 und
- Bildung einer reinen Schoepitphase im Inneren eines korrodierten POLLUX-Behälters.

Es wird allerdings auch angemerkt, dass im Zusammenhang mit der Modellierung getroffene theoretische Annahmen zumindest teilweise äußerst unwahrscheinlich und in der Realität kaum vorstellbar sind.

Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen für vollständig korrodierte Behälter und Abklingzeiträume zwischen 100.000 und 1.000.000 Jahren liegen nicht für Salzgestein vor, sondern für Tongestein. Es konnte nicht abschließend geklärt werden, ob in allen Fällen jeweils der reaktivste Fall ermittelt wurde und die Ergebnisse konservativ und auf Salzgestein übertragbar sind. Für die betrachteten Fälle „Homogene Vermischung einer BSK 3“ und „Homogene Vermischung eines POLLUX-Behälters“ liegen die errechneten K_{eff}-Werte im unterkritischen Bereich.

Für Beladungen von POLLUX-Behältern und BSK mit Brennstäben unbestrahlter Brennelemente oder von Brennelementen mit sehr geringem Abbrand ist zu klären, ob Unterkritikalität beispielsweise durch gezielte abbrandabhängige Zusammenstellungen der Brennstäbe bei der Beladung zu gewährleisten ist. Weiterhin ist zu klären, bis zu welchem Grad der Deformation der Endlagergebinde und damit veränderter Brennstabanzahlordnungen die Aussagen zur Unterkritikalität ihre Gültigkeit behalten. Dabei ist die Deformation der BSK durch den Gebirgsdruck und durch thermisch induzierte Spannungen im Gebirge während der Endlagerung von besonderem Interesse. Veränderte Brennstabanzahlordnungen durch mechanische und thermische Einwirkungen auf POLLUX-Behälter und BSK bei gestörtem Endlagerbetrieb während der Betriebsphase sind ebenfalls zu betrachten.

2.7.3.4 CASTOR AVR/THTR

In /GRS 2004/ wurden für einen CASTOR AVR/THTR, beladen mit einer Kanne mit 2.100 Brennelementkugeln, Kritikalitätsrechnungen für einen intakten Behälter (nur außen umgeben mit Wasser) und einen gefluteten Behälter durchgeführt. Die K_{eff} -Werte für den trockenen Behälter liegen unter 0,1 und für den wassergefluteten Behälter bei 0,3 und damit deutlich niedriger als bei BSK und POLLUX-Behältern mit LWR-Brennstoffen, so dass diese als abdeckend für HTR-Brennstoff gelten können.

2.7.3.5 CASTOR MTR 2

In /GRS 2004/ wurden Kritikalitätsrechnungen für den CASTOR MTR 2, beladen mit fünf Brennelementen des FRM II, durchgeführt. Wegen seines hohen Anreicherungsgrades werden FRM II-Brennelemente als abdeckend für andere Brennelementtypen, beispielsweise aus dem Forschungsreaktor Rossendorf, angesehen.

Für die intakten Behälter ist die Kritikalitätssicherheit auslegungsbedingt gewährleistet. Dies gilt für den trockenen Fall ebenso wie für eine Wasserflutung mit gleichzeitiger voller Wasserefexion. Durch korrosive Vorgänge ist allerdings eine Änderung der geometrischen Anordnung zu erwarten. Es wird das Eindringen von Wasser in einem Behälter, die Korrosion der Aluminium-Strukturen von Brennelement und Korb sowie das Absinken des Uransilizid im Behälter nach unten (inhomogene Verteilung) betrachtet. Weiterhin wird die vollständige Korrosion des Behälters und der Strukturteile mit einer homogenen Vermischung der Korrosionsprodukte mit dem Brennstoff (homogene Verteilung) betrachtet. Die ermittelten Werte für K_{eff} liegen in allen Fällen relativ hoch, verglichen mit den Werten für LWR-Brennstoff für einen einzelnen Behälter. Der maximale Wert für K_{eff} liegt nahe bei 0,95. In keinem der betrachteten Fälle wird jedoch für einen Einzelbehälter ein kritischer k -Wert erreicht. Doch ist wegen der kleineren kritischen Masse von HEU-Brennstoff die Wahrscheinlichkeit für eine Kritikalität höher einzuschätzen als für LWR-Brennstoff. Als vorbeugende Gegenmaßnahme kann eine Konditionierung der HEU-Brennelemente durch Vermischen mit abgereichertem Uran in Betracht kommen.

2.7.3.6 CASTOR KNK

Für CASTOR KNK mit Brennelementen der kompakten natriumgekühlten Kernreaktoranlage KNK II liegen bislang keine speziellen Ergebnisse zu Kritikalitätsrechnungen vor. Für die betrachteten CASTOR KNK liegt die Uranmasse bei maximal 138 kg (U 235: 46 kg, U-238: 92 kg) und die maximale Plutoniummasse bei 22,4 kg (vgl. Tabelle 2-29), was insgesamt einer maximalen Schwermetallmasse von 160,4 kg entspricht. Die maximale Anfangsanreicherung an U-235 beträgt 93 %, der maximale Pu-Gehalt beträgt ca. 35 %.

Damit ist die Schwermetallmasse je CASTOR KNK gegenüber ausgedienten Brennelementen je POLLUX-Behälter (ca. 5,4 tSM) um den Faktor ca. 33 bzw. je BSK (ca. 1,6 tSM) um den Faktor ca. 10 geringer. In der Stellungnahme /AK HAW 2006/ wird angemerkt, dass die

unterstellten Szenarien nicht nur für ausgediente Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren, sondern auch für andere kernbrennstoffhaltige Abfälle, deren Spaltstoffgehalt um mehr als eine Größenordnung unter dem von Brennelementen liegt, gelten. Es ist zu prüfen, ob diese Aussage auch für die Brennelemente des KNK Gültigkeit hat und Kritikalität ausgeschlossen werden kann - insbesondere, da es sich bei den Kernbrennstoffen im CASTOR KNK um bestrahlte als auch um unbestrahlte Brennstäbe handelt.

2.7.4 Thermische Eigenschaften

In Kapitel 2.5.4 werden Temperaturbegrenzungen für Endlagergebinde und des Wirtsgesteins, d. h. der Grenzflächen des Salzes zu den Endlagergebinden, abgeleitet. Es wird vorgeschlagen, die Temperatur des Glasproduktes in den HAW-Kokillen auf ≤ 500 °C und die Hüllrohrtemperaturen der Brennstäbe der DWR-BE und der SWR-BE auf ≤ 390 °C bzw. ≤ 410 °C zu begrenzen. Für das Wirtsgestein ist eine Temperaturbegrenzung von ≤ 200 °C angegeben.

Bei der Endlagerauslegung werden u. a. thermomechanisch gekoppelte Berechnungen durchgeführt. Im diesem Zusammenhang erfolgt auch die Bestimmung der minimalen Zwischenlagerzeiten der Endlagergebinde. Für die POLLUX-Behälter erfolgt die Ermittlung des Behälterabstandes in einer Strecke und des Abstandes der Einlagerungsstrecken. Für die HAW-Kokillen und BSK erfolgt die Ermittlung des Bohrlochabstandes und des Streckenabstandes. Für die POLLUX-Behälter lassen sich maximale Nachzerfallsleistungen von ca. 6 kW zum Zeitpunkt der Einlagerung ableiten. Für BSK wird angenommen, dass die maximale Nachzerfallsleistung ebenfalls im Bereich von ca. 6 kW liegen wird.

Aufgrund der Temperaturbegrenzung des Wirtsgesteins und den Randbedingungen bei der Endlagerauslegung kann davon ausgegangen werden, dass die Temperaturen der Glasprodukte in den HAW-Kokillen deutlich unterhalb von 500 °C liegen. Die maximalen Hüllrohrtemperaturen der Brennstäbe in POLLUX-Behälter und BSK wurden von WTI mittels thermischer Berechnungen numerisch nach der Finite-Elemente-Methode ermittelt /WTI 2007a/, /WTI 2008/. Als Randbedingung wurde unabhängig von der Nachzerfallsleistung im Endlagergebinde auf der Außenseite des POLLUX-Behälters bzw. der BSK eine konstante Temperatur von 200 °C aufgeprägt. Die Berechnungsergebnisse zeigen, dass bei der Endlagerung von POLLUX-Behältern mit maximalen Nachzerfallsleistungen von 10 kW die zulässige Maximaltemperatur der Brennstabhüllrohre aus DWR-BE von 390 °C deutlich unterschritten wird. Bei BSK mit maximalen Nachzerfallsleistungen von 8 kW wird die zulässige Hüllrohrtemperatur der Brennstäbe ebenfalls unterschritten.

Die Wärmeleistungen der CSD-B (max. 0,07 kW) und CSD-C (max. 0,09 kW) sowie der CASTOR-Behälter der Typen AVR/THTR (max. 1 kW), MTR 2 (max. 0,825 kW) und KNK (max. 0,422 kW) sind erheblich niedriger als für bereits zwischengelagerte HAW-Kokillen, POLLUX-Behälter und BSK. Daher spielen die thermische Eigenschaften bei diesen Endlagergebinden keine oder nur eine untergeordnete Rolle.

2.7.5 Dosisleistung

In Kapitel 2.5.4 wird die Begrenzung der Dosisleistung als sicherheitstechnische Anforderungen an Endlagergebinde beschrieben. Es wird ein Richtwert von 104 Gy/h an der Oberfläche der Endlagergebinde vorgeschlagen; wegen des geringen Anteils der n-Dosisleistung entspricht dies in etwa 10^4 Sv/h. Die Tabelle 2-34 gibt einen Überblick über die Größenordnung der n- und γ -Dosisleistungen (Energie- und/oder Äquivalentdosis) an der Oberfläche der in diesem Vorhaben betrachteten Endlagergebinde und zeigt, dass alle Werte unterhalb der o. g. Richtwerte liegen.

Für die endzulagernden HAW-Kokillen liegt die maximale γ -Dosisleistungen zum Zeitpunkt des Transports nach Deutschland in Höhe von $4,5 \cdot 10^3$ Gy/h und die maximale Neutronendosisleistungen in Höhe von $1,5 \cdot 10^{-2}$ Gy/h (vgl. Tabelle 2-12, Tabelle 2-13, Tabelle 2-14). Für CSD-C wird die maximale γ -Dosisleistung zum Zeitpunkt des Transports mit 30 Gy/h angegeben (vgl. Tabelle 2-18); Angaben zur Neutronendosisleistung werden nicht gemacht. Für CSD-B liegen keine Angaben zur Dosisleistung vor; aufgrund von Angaben zur Gesamtaktivität und Wärmeleistung kann aber davon ausgegangen werden, dass die Dosisleistungen ähnlich wie bei den CSD-C liegen.

Für γ -Strahler entspricht die Energiedosis (in Gray) der Äquivalentdosis (in Sievert), da der Strahlungswichtungsfaktor für Photonen aller Energien bei 1 liegt. Für Neutronen ist der Strahlungswichtungsfaktor energieabhängig und liegt zwischen 5 und 20; da keine Informationen über den Energiebereich der Neutronen vorliegen, erfolgte keine Umrechnung der Energiedosis in Äquivalentdosis.

Für POLLUX- und CASTOR-Behälter wird die maximale Dosisleistung abdeckend mit 2 mSv/h bzw. 10 mSv/h (Beförderung unter ausschließlicher Verwendung) angesetzt; dies entspricht der maximalen Dosisleistung nach den verkehrsrechtlichen Vorschriften des ADR /ADR 2004/. Es wird nicht zwischen n- und γ -Dosisleistung differenziert.

Die Dosisleistung für BSK wurde von WTI, Jülich, für drei verschiedene Inventare mit Brennstäben aus Uran-BE und / oder MOX-BE aus DWR berechnet /WTI 2007b/:

- Beladung A
 - 3 Uran-BE, 4 % U-235 Anfangsanreicherung, 50 GWd/tSM Abbrand, 1,63 tSM, max. 6 kW Nachzerfallsleistung, d. h. 3,9 Jahre Abklingzeit
- Beladung B
 - 3 Uran-BE, 4,45 % U-235 Anfangsanreicherung, 65 GWd/tSM Abbrand, 1,63 tSM, max. 6 kW Nachzerfallsleistung, d. h. 5,5 Jahre Abklingzeit
- Beladung C
 - 2 DWR-BE, 4,45 % U-235 Anfangsanreicherung und 1 MOX-BE, 4,60 % Pu-fiss Anfangsanreicherung, 60 GWd/tSM Abbrand, 1,63 tSM, max. 6 kW Nachzerfallsleistung, d. h. 7,7 Jahre Abklingzeit

Für die o. g. drei Beladungen liegt die maximale Gesamtdosisleistung durch Gammastrahlung bei ca. 56 Sv/h an der Oberfläche und bei ca. 8 Sv/h in 1 m Abstand von der BSK. Die Neutronendosisleistung wird mit maximal 370 mSv/h an der Oberfläche und bei ca. 43 mSv/h in 1 m Abstand von der BSK angegeben und liegt damit erheblich unterhalb der γ -Dosisleistung. In der Tabelle 2-37 werden für BSK abdeckend γ -Dosisleistungen in Höhe von 100 Sv/h und Neutronendosisleistungen in Höhe von 1 Sv/h berücksichtigt.

Tabelle 2-37: Vergleich der Dosisleistung je Endlagergebinde

Endlagergebinde	γ -Dosisleistung	n-Dosisleistung
HAW-Kokillen	4,5E+03 Gy/h (4,5E+03 Sv/h)	1,5E-2 Gy/h
CSD-B	Keine Angabe	Keine Angabe
CSD-C	30 Gy/h (30 Sv/h)	Keine Angabe
POLLUX	< 10 mSv/h	
BSK	< 100 Sv/h	< 1 Sv/h
CASTOR AVR/THTR		< 10 mSv/h
CASTOR MTR 2		< 10 mSv/h
CASTOR KNK		< 10 mSv/h

2.7.6 Oberflächenkontamination

Die Oberflächenkontamination der in diesem Vorhaben betrachteten Endlagergebinde wird abdeckend mit 4,0 Bq/cm² für Beta- und Gamma-Strahler sowie für Alpha-Strahler mit niedriger Toxizität und 0,4 Bq/cm² für alle anderen Alpha-Strahler, jeweils gemittelt über eine Fläche von 300 cm² angenommen. Dies entspricht dem Grenzwert der nicht festhaftenden Kontamination an der Außenseite eines Versandstückes nach den verkehrsrechtlichen Vorschriften des ADR /ADR 2004/.

2.7.7 Beschreibung des Rohabfalls/Abfallproduktes

Die HAW-Kokillen sind hinsichtlich der „Qualität des Fixierungsmittels“, der „Zusammensetzung der Rohabfälle“, der „Mengenverhältnisse Abfall : Fritte : Zuschlagstoffe“, der „Durchmischung“ und dem „Glasproduktzustand“ zu beschreiben. Diese Beschreibung erfolgt zumindest teilweise bereits in Spezifikationen für HAW-Kokillen aus ARE-VA-NC und BN-GS bzw. im Handbuch der Verfahrensqualifikation der WAK für HAW-Kokillen der VEK, in Dokumentationen zu den HAW-Kokillen der Betreiber der Wiederaufarbeitungsanlagen und in anderen ergänzenden Unterlagen. Teilweise wurden auch sinnvolle Annahmen getroffen und Angaben abgeschätzt/abgeleitet. Es wird vorgeschlagen, die vorliegenden Angaben zur Beschreibung der HAW-Kokillen systematisch zusammenzustellen und die für eine vollständige Beschreibung der HAW-Kokillen noch fehlenden Angaben zu identifizieren und zu

ergänzen. Da bisher lediglich HAW-Kokillen aus AREVA-NC nach Deutschland zurückgeliefert wurden, sollte die umfangreiche Datenbasis dieser HAW-Kokillen herangezogen werden. Für die HAW-Kokillen von BN-GS und der VEK wären dann lediglich die Abweichungen von den HAW-Kokillen aus AREVA-NC zu ergänzen.

Vor kurzem wurde erst mit AREVA-NC die Rücknahme von CSD-B vereinbart; eine Rücklieferung nach Deutschland ist bislang nicht erfolgt. Da eine Abfallspezifikation noch nicht vorliegt, sollte die Beschreibung des Rohabfalls/Abfallproduktes zu einem späteren Zeitpunkt erfolgen.

Die Rücklieferung der CSD-C von AREVA-NC ist ebenfalls in Vorbereitung. Es sind die „Eigenschaften des Rohabfalls“, die „Eigenschaften der Presslinge“ und die „Eigenschaften des Abfalls“ zu beschreiben. In der Spezifikationen und in Dokumentationen zu den CSD-C sind die wichtigsten Angaben zur Beschreibung der CSD-C enthalten. Es wird vorgeschlagen, die vorliegenden Angaben systematisch zusammenzustellen und die für eine vollständige Beschreibung noch fehlenden Angaben zu identifizieren und zu ergänzen.

Bei derendlagerung von POLLUX-Behältern und BSK gehören zur „Beschreibung des Abfallproduktes“ neben den Angaben zu den Brennstäben der ausgedienten Brennelemente aus Leistungsreaktoren auch Angaben zu Abstandhaltern, Endstücken und anderen Strukturteilen, zum Resthohlraumvolumen und zum Füllgas im Endlagergebinde. Es wird vorgeschlagen, die vorliegenden Angaben systematisch für eine Referenzbeladung von POLLUX-Behältern und BSK mit Brennstäben aus DWR, SWR und WWER-DWR zusammenzustellen. Gleiches gilt für die in diesem Vorhaben betrachteten CASTOR-Behälter mit ausgedienten Brennelementen aus Forschungsreaktoren. Es wird vorgeschlagen, die endlagerrelevanten Eigenschaften für POLLUX-Behälter sinngemäß heranzuziehen.

2.7.8 Hydrolytische Beständigkeit und Radionuklidfreisetzung

Es ist das Korrosionsverhalten der Abfallprodukte und für POLLUX-Behälter und BSK darüber hinaus auch für die Endlagerbehälter zu beschreiben. Weiterhin ist für CSD-C sowie POLLUX-Behälter und BSK die Wasserstoffbildung zu beschreiben.

Im Zusammenhang mit dem Nachweis der Integrität, d. h. Dichtheit, der Endlagergebinde wird auf Kapitel 2.5.3 verwiesen. Es wird vorgeschlagen, den Nachweis der Dichtheit der Endlagergebinde für die Dauer der Handhabung mit einer maximalen Leckrate von 10^{-6} mbar·l/s ($= 10^{-7}$ Pa·m³/s) zu führen. In der Nachbetriebsphase bis zum Wirksamwerden der geotechnischen und geologischen Barrieren wird ein Wert von 10^{-3} mbar·l/s ($= 0^{-4}$ Pa·m³/s) genannt.

Weiterhin sind explosive Gasgemische ($H_2 > 4$ Vol.-%) während der Betriebsphase des Endlagers und unzulässige Gasüberdrücke in der Nachbetriebsphase auszuschließen (s. Kapitel 2.5.5). In der Betriebsphase können explosive Gasgemische durch geeignete Bewetterung und durch firstbündige Verfüllung abgeworfener Grubenbaue ausgeschlossen werden. In der Nachbetriebsphase können unzulässige Gasüberdrücke durch den Nachweis der Gasper-

meation des Wirtsgesteins, insbesondere in der Auflockerungszone, und durch die Berücksichtigung entsprechender Gasspeicherhohlräume ausgeschlossen werden.

Im Folgenden wird für die verschiedenen Endlagergebindetypen der Einfluss der Korrosion auf die Behälterstandzeit und auf die Gasbildung beschrieben.

Einfluss der Korrosion auf die Behälterstandzeit

Im August 2008 wurde die ISTec, Köln, mit der „Abschätzung der Standzeit von Endlagergebinden in einem zukünftigen HAW-Endlager im Salzgestein unter dem Einfluss der Korrosion“ beauftragt. Die Behälterstandzeit entspricht der Zeitspanne, innerhalb der die Endlagergebinde als intakt angesehen werden können und eine Freisetzung von Radionukliden aus den Gebinden ausgeschlossen werden kann. Im Rahmen dieses Auftrages werden Behälterstandzeiten der verschiedenen Endlagergebindetypen unter realistischen In-Situ-Bedingungen nach Verschluss des Endlagers sowohl für die planmäßige Entwicklung des HAW-Endlagers im Salzgestein (hier: trocken), als auch für den Fall einer außerplanmäßigen Entwicklung des Endlagers (hier: Laugenzufluss) abgeschätzt bzw. abgeleitet.

Bei den Endlagergebinden mit WA-Abfällen (HAW-Kokillen, CSD-B und CSD-C), Brennstabkokillen und POLLUX-Behältern dient die Schweißnahtverbindung zwischen Behälterkörper und Deckel als dichte und dauerhafte Barriere und ist damit bestimmd für die Ermittlung der Behälterstandzeit unter Endlagerungsbedingungen im Wirtsgestein Steinsalz. Mit experimentell ermittelten Korrosionsraten ist eine Abschätzung der Standzeit der Endlagergebinde möglich, die neben der Zeitspanne bis zum Versagen von Behälterkörper und Deckel auch die Schweißnahtverbindung zwischen Behälterkörper und Deckel berücksichtigt. Beim POLLUX-Behälter erfolgt eine vereinfachte, konservative Abschätzung der Standzeit, die den verschweißten Innenbehälter mit Sekundärdeckel berücksichtigt. Vom Primärdeckel des Innenbehälters sowie vom Abschirmbehälter und Abschirmdeckel wird bei dieser vereinfachten Abschätzung kein Kredit genommen; dies erspart den Nachweis der Dichtheit der Schraubverbindungen zwischen Behälterkörper und -deckel unter Endlagerungsbedingungen.

Bei den CASTOR-Behältern ist derzeit der Verschluss durch Verschrauben des Primär- und Sekundärdeckels mit dem Behälterkörper vorgesehen; ein Verschweißen des Primär- und/oder Sekundärdeckels mit dem Behälterkörper ist nicht vorgesehen. Daher ist ein Nachweisverfahren zur Abschätzung der Behälterstandzeit zu entwickeln, dass neben der Ermittlung der Zeitspanne bis zum Versagen von Behälterkörper und Deckel auch die Schraubverbindung zwischen Behälterkörper und Primär- und Sekundärdeckel berücksichtigt. Um Behälterstandzeiten für den Fall des Verschweißens von Behälterkörper mit Sekundärdeckel abschätzen zu können, ist zu klären, ob ein Verschweißen der für Deckel und Behälterkörper verwendeten Materialien (Gusseisen, unlegierter Baustahl, Edelstahl) technisch möglich ist und welche Zusammensetzung/Qualität und Dicke die Schweißnaht haben wird. Unter der Voraussetzung, dass Korrosionsraten für die entsprechenden Werkstoffe/Materialien vorliegen, ließe sich dann die theoretische Standzeit der Transport- und Lagerbehälter abschätzen.

Zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Berichtes lagen die Ergebnisse der ISTec noch nicht vollständig vor, so dass keine abschließende Aussage zur Behälterstandzeit der Endlagergebinde getroffen werden konnte. Die Ergebnisse werden nach Vorlage nachgereicht und ggf. ergänzt um Vorschläge für evtl. erforderliche Anpassungsmaßnahmen der CASTOR-Behälter für die Endlagerung. Eine solche Anpassungsmaßnahme könnte beispielsweise die Wahl des Materials/Werkstoffes des Sekundärdeckels, die Forderung eines verschweißten Deckels (und die Wahl des Schweißverfahrens) betreffen.

Einfluss der Korrosion auf die Gasbildung

COLENCO führte im Auftrag des BfS Untersuchungen der Gasbildungsmechanismen in einem Endlager für radioaktive Abfälle durch. Auf Basis des vom BfS erstellten Mengengerüstes („Modellinventar“) erfolgte eine vereinfachte Abschätzung der Gasbildung infolge der Korrosion der Behälter der wärmeentwickelnden Abfälle im Salinar bei vollständiger Umsetzung. Das Mengengerüst umfasst ca. 22.011 m³ und berücksichtigt 4.778 HAW-Kokillen, 8.500 CSD-C, 2.050 560l-Fässer, 1.605 POLLUX-Behälter und 51 CASTOR MTR 2. Die gesamte Gasmenge wurde auf 66,5 Mio m³ abgeschätzt /COLENCO 2005/. Es wird vorgeschlagen, die infolge von Korrosion entstehenden Gasmengen für das in diesem Vorhaben abgeschätzte Inventar an Endlagergebinden unter realistischen Endlagerungsbedingungen abzuschätzen.

2.7.9 Beschreibung/Eigenschaften/Qualität des Abfall-/Endlagerbehälters

Die Beschreibung der Endlagerbehälter, d. h. der Verpackung der radioaktiven Abfälle, erfolgt in Kapitel 2.2.1 (HAW-Kokillen und CSD-B), Kapitel 2.2.2 (CSD-C), Kapitel 2.2.3 (POLLUX-Behälter), Kapitel 2.2.4 (Brennstabkokille) und in den Kapiteln 2.2.5 und 2.2.6 (CASTOR-Behälter mit Brennelementen aus Forschungsreaktoren). In Kapitel 2.7.8 ist der Einfluss der Korrosion auf die Behälterstandzeit und damit die Punkte ‚Dichtheit der Schweißnähte‘ und ‚Korrosionsschutz‘ beschrieben.

Für die POLLUX-Behälter ist auch die mechanische und thermische Stabilität zu beschreiben. Im Zusammenhang mit dem Nachweis der Integrität der Endlagergebinde wird auf Kapitel 2.5.3 und Kapitel 2.7.8 verwiesen. Im Bericht /DBE 2008/ sind die Einwirkungen auf Endlagergebinde bei ungestörtem und bei gestörtem Endlagerbetrieb beschrieben, für die die Integrität bzw. Dichtheit der Endlagergebinde nachzuweisen ist.

2.7.10 Gebindemasse

Die Tabelle 2-38 gibt einen Überblick über die maximalen Gebindemassen der in diesem Vorhaben betrachteten Endlagergebinde (vgl. Tabelle 2-5). Die Massen aller Endlagergebinde liegen unterhalb oder im Bereich der aufgrund des entwickelten Transport- und Einlagerungssystems abgeleiteten Massenbeschränkung von 65 Mg (vgl. Kapitel 2.2).

Tabelle 2-38: Gebindemasse je Endlagerergebinde

Endlagerergebinde	Gebindemasse
HAW-Kokille	0,49 Mg
CSD-B	0,49 Mg
CSD-C	0,85 Mg
POLLUX-Behälter	65 Mg
BSK	5,3 Mg
CASTOR AVR/THTR	26 Mg
CASTOR MTR 2	18 Mg
CASTOR KNK	25 Mg

2.7.11 Stapelbarkeit/Handhabbarkeit, Mechanische Eigenschaften

Hinsichtlich der Handhabbarkeit der Endlagerergebinde wird auf die Beschreibung der Transport- und Einlagerungstechnik für HAW-Kokillen und CSD-C sowie für BSK mittels Transferbehälter verwiesen (s. Kapitel 3). Die Transport- und Einlagerungstechnik für HAW-Kokillen und CSD-C kann auch für die Handhabung der CSD-B verwendet werden. Dort ist weiterhin die Transport- und Einlagerungstechnik für POLLUX-Behälter beschrieben. Für die CASTOR-Behälter der Typen AVR/THTR, MTR 2 und KNK wurde die Transport- und Einlagerungstechnik noch nicht betrachtet.

Bei der Bohrlochlagerung von HAW-Kokillen, CSD-B, CSD-C und BSK ist derzeit eine Salzgrusschüttung zwischen den einzelnen Endlagerergebinden vorgesehen. Dadurch kann die Stapelbarkeit der Endlagerergebinde ohne Deformation gewährleistet werden.

Darüber hinaus ist für POLLUX-Behälter und BSK die Integrität während der Betriebsphase, bei Auflaufen des Gebirgsdrucks und bei Absturz (Bohrlochlagerung) zu beschreiben. Die GRS Braunschweig schlägt dies auch für die übrigen Endlagerergebinde vor /GRS 2006/ (vgl. Kapitel 2.6). Im Zusammenhang mit dem Nachweis der Integrität der Endlagerergebinde wird auf Kapitel 2.5.3 und Kapitel 2.7.8 verwiesen. Im Bericht /DBE 2008/ sind die Einwirkungen auf Endlagerergebinde bei ungestörtem und bei gestörtem Endlagerbetrieb beschrieben, für die die Integrität bzw. Dichtheit der Endlagerergebinde nachzuweisen ist.

2.7.12 Kennzeichnung des Gebindes

Die Kennzeichnung der Endlagerergebinde hat spätestens zum Zeitpunkt der Ablieferung an das Endlager nach den dann geltenden Vorschriften zu erfolgen.

2.8 Bewertung des aktuellen Kenntnisstandes

Es erfolgte eine Zusammenstellung des endzulagernden Inventars hochradioaktiver und wärmeentwickelnder Abfälle. Es wurden die Endlagerbehälter/Verpackungen für diese Abfälle ausführlich beschrieben. Die Beschreibung der Charakteristik der endzulagernden Abfälle umfasst die chemischen, radiologischen und thermischen Basisdaten.

Durch die Zuarbeit der Hauptabfallablieferer entsprechen die ermittelten Abfallmengen weitestgehend dem aktuellen Stand. Auch zu POLLUX-Behältern, Brennstabkokillen und den in diesem Vorhaben betrachteten CASTOR-Behältern liegen ausführliche Beschreibungen (Antragsunterlagen, Zulassungsscheine o. ä.) vor, sodass in diesem Bericht eine umfassende Datenbasis geschaffen werden konnte.

Mit den nun vorliegenden Daten zu den endzulagernden WA-Abfällen und den ausgedienten Brennelementen konnte eine erheblich präzisere Datenbasis für weitere Betrachtungen in diesem Vorhaben geschaffen werden. Diese Daten können beispielsweise für verschiedene Referenzbeladungen von POLLUX-Behältern und BSK herangezogen werden und in thermomechanisch gekoppelte Berechnungen im Zusammenhang mit der Endlagerauslegung einfließen. Es ist allerdings auch darauf hinzuweisen, dass zu den ausgedienten Brennelementen aus Forschungsreaktoren teilweise nur sehr wenige Informationen vorliegen und noch nicht für alle BE-Typen Behälterkonzepte existieren.

Für die Erstellung eines möglichst realistischen sowie eines abdeckenden Radionuklidinventars der endzulagernden Brennelemente sind detaillierte Angaben zu Anzahl/Menge von endzulagernden Brennelementen, differenziert nach SWR, DWR und WWER-DWR, Brennstofftyp (Uran, MOX), Anfangsanreicherung, Abbrand, Zeitpunkt der Entnahme aus dem Reaktor und Wärmeleistung notwendig. Eine Datenbank mit diesen Angaben zu den DWR- und SWR-BE ist derzeit bei GNS im Aufbau; die vollständigen Angaben standen daher für die bisherigen Auswertungen im Rahmen dieses Vorhabens nicht zur Verfügung. Ob eine solche Datenbasis für WWER-BE existiert, ist nicht bekannt. Für Brennelemente aus Forschungsreaktoren sollte ebenfalls eine solche Datenbasis geschaffen werden. Darüber hinaus sollten auch Informationen zu den chemischen und chemotoxischen Stoffen in die o. g. Datenbanken aufgenommen werden.

Von den endzulagernden WA-Abfällen wurden bisher lediglich HAW-Kokillen aus Frankreich (AREVA-NC) nach Deutschland zurückgeliefert. Die Verglasung des HAWC bei der VEK ist noch nicht erfolgt; die Rücklieferung der HAW-Kokillen aus England (BN GS) ist noch in Vorbereitung, genauso wie die Rücklieferung von CSD-C von AREVA-NC. Vor kurzem wurde erst mit AREVA NC die Rücknahme von CSD-B vereinbart. Daher gibt es noch keine belastbaren Ist-Werte zu diesen Abfallströmen.

Anhand der vom Arbeitskreis HAW-Produkte vorgeschlagenen endlagerrelevanten Eigenschaften wurde unter Berücksichtigung der o. g. sicherheitstechnischen Anforderungen an Endlagergebinde die Datenbasis zur Qualifizierung der in diesem Vorhaben betrachteten Endlagergebinde beschrieben.

3 Bewertung der Transport- und Einlagerungstechniken für ausgediente Brenn-elemente und Wiederaufarbeitungsabfälle

Basierend auf den vorher beschriebenen Endlagerbehälterkonzepten und dem geplanten Endlagerkonzept wurde der Stand der Entwicklung der erforderlichen Transport- und Einlagerungstechnik für POLLUX-Behälter sowie BSK 3, HAW-Kokillen, CSD-B und CSD-C untersucht und beschrieben.

Ziel dieser Untersuchungen war es, den Stand der Entwicklung der Transport- und Einlagerungstechnik zu ermitteln und anhand der dabei identifizierten Defizite hinsichtlich des Nachweises der technischen Realisierbarkeit und der Endlagersicherheit Empfehlungen für gegebenenfalls notwendig werdende FuE-Arbeiten abzuleiten.

Falls erforderlich sollten auch Vorschläge für Demonstrationsversuche abgeleitet werden, um die technische Realisierbarkeit von maßgeblichen Komponenten des Endlagersystems in Übereinstimmung mit den in den Sicherheitsnachweisen zugrundegelegten Anforderungen praktisch nachzuweisen. Den nachfolgenden Betrachtungen liegen die Planungen gemäß Aktualisierung des Konzeptes Endlager Gorleben /DBE 1998/ zu Grunde sowie die Planungen aus einem FuE-Vorhaben zur Entwicklung der Einlagerungstechnik für Brennstabkokillen /DBE 2007/.

3.1 Transport- und Einlagerungstechniken

Im Rahmen der Sachstandanalyse wurden alle Betriebsabläufe zum Transport der Endlagerbehälter von der Umladung über Tage bis hin zum vorgesehenen Einlagerungsort unter Tage betrachtet. Entsprechend dem derzeitigen Stand der Planung werden dabei zwei Varianten von Einlagerungskonzepten unterschieden:

Variante 1 - Gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung

- Endlagerung von ausgedienten BE in POLLUX- Behältern in horizontalen Strecken
- Endlagerung von HAW-Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Spaltprodukten und Feedklärschlamm in vertikalen Bohrlöchern (bis 300 m Teufe)
- Endlagerung von CSD-C mit kompaktierten mittelradioaktiven Brennelementenhülsen, Strukturteilen und Technologieabfällen in vertikalen Bohrlöchern (bis 300 m Teufe)

Variante 2 - Reine Bohrlochlagerung

- Endlagerung von ausgedienten BE in Brennstabkokillen (BSK 3) in vertikalen Bohrlöchern (bis 300 m Teufe)
- Endlagerung von HAW-Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Spaltprodukten und Feedklärschlamm in vertikalen Bohrlöchern (bis 300 m Teufe)

- Endlagerung von CSD-C mit kompaktierten mittelradioaktiven Brennelementhülsen, Strukturteilen und Technologieabfällen in vertikalen Bohrlöchern (bis 300 m Teufe)

Die für die Endlagerung der CASTOR-Behälter mit Forschungsreaktorbrennelementen notwendige Transport- und Einlagerungstechnik wird in diesem Bericht nicht behandelt. Ebenso wird auf die Beschreibung der Transport- und Einlagerungstechnik von CSD-B mit verglasten mittelradioaktiven Deko- und Spülwässern verzichtet; die Endlagerung von CSD-B kann aufgrund vergleichbarer Geometrien, Massen und Wärmeleistungen analog der Einlagerung von HAW-Kokillen und CSD-C erfolgen.

3.2 Variante 1: Gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung

Für die Auslegung der Transportkomponenten des Endlagers sind folgende Daten der Gebinde zu Grunde gelegt worden:

- POLLUX (Streckenlagerung):
 - max. Länge: 6.000 mm
 - Tragzapfenabstand: 3.700 mm
 - max. Durchmesser: 1.583 mm
 - Breite über Tragzapfen: 2.000 mm
 - max. Masse: 65 t
- HAW-Kokille (Bohrlochlagerung):
 - Länge: 1.338 mm
 - Durchmesser: 430 mm
 - Masse, beladen: 492 kg
- CSD-C (Bohrlochlagerung):
 - Länge: 1.345 mm
 - Durchmesser: 440 mm
 - Masse, beladen: 850 kg

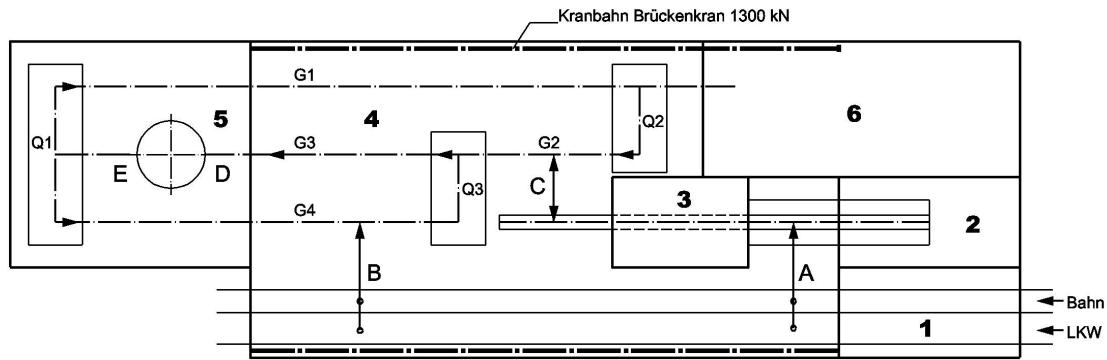
3.2.1 Komponenten und Transportabläufe über Tage

Die Anlieferfahrzeuge, entweder beladen mit dem Endlagerbehälter POLLUX oder mit dem Transportbehälter CASTOR (HAW-Kokillen und CSD-C), erreichen über Straße oder Schiene die Umladeanlage des Endlagerbergwerkes - Abbildung 3-1.

In dem Bereich 1 (Fahrzeugannahme) werden die Anlieferfahrzeuge, falls erforderlich, zunächst getrocknet. Frischluft und Umluft werden durch Mischung, Reinigung und Erwärmung prozessgesteuert behandelt, um das gewünschte Trocknungsergebnis am Fahrzeug zu erreichen.

Je nach Beladung folgt danach der Weitertransport in die Umladehalle. Die mit POLLUX-Behältern beladenen Anlieferfahrzeuge fahren zum Umladebereich „B“, die mit CASTOR-

Behältern beladenen zum Umladebereich „A“. Dort werden die jeweiligen Anlieferfahrzeuge geöffnet und die Stoßdämpfer von den Behältern entfernt.



- | | |
|---------------------------------|---|
| 1 Fahrzeugannahme | A Umladebereich Anlieferbehälter HAW-CSD-C-Kokillen |
| 2 Eingangskontrolle CASTOR | B Umladung POLLUX |
| 3 Heisse Zelle | C Umladung Transferbehälter HAW-CSD-C-Kokille |
| 4 Umladehalle | D Schachtzuführung |
| 5 Schachthalle | E Schachtabzug |
| 6 Service / Wartung / Pufferung | Gn/Qn Gleissystem innerbetrieblicher Gebindetransport |

Abbildung 3-1: Umladeanlage für Variante1: Gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung

In der Umladeanlage erfolgt der Umschlag der Behälter auf sogenannte Plateauwagen für den weiteren, innerbetrieblichen Transport nach unter Tage. Im Falle der POLLUX-Behälter erfolgt nur eine Umladung auf die Plateauwagen. Im Falle der in CASTOR-Behältern angelieferten HAW-Kokillen und CSD-C, werden diese in der Heißen Zelle „3“ zunächst aus den Transportbehältern entnommen und in selbstabschirmende Transferbehälter umgeladen. Die Transferbehälter werden dann ebenfalls auf Plateauwagen zum Weitertransport abgesetzt.

3.2.1.1 Beschreibung der Komponenten

In der nachfolgenden Tabelle 3-1 wird eine Übersicht über die erforderlichen Transport- und Handhabungseinrichtungen für die drei Endlagerbehälter POLLUX, HAW-Kokille und CSD-C gegeben. Daran schließt sich eine Detailbeschreibung aller dort aufgeführten Komponenten an.

Tabelle 3-1: Übersicht über die erforderlichen Transport- und Handhabungseinrichtungen

Handhabungsschritt	POLLUX	HAW-Kokille CSD-C
Entfernen Transportschutz vom CASTOR/POLLUX		Brückenkran - Haupthubwerk Tragkraft 1300 kN (Lastaufnahme CASTOR/POLLUX)
Umschlag CASTOR		- Zusatzhubwerk Tragkraft 200 kN (Lastaufnahme Transferbehälter/Handhabung Transportschutz)
Umschlag POLLUX		
Umschlag Transferbehälter		
CASTOR-Transport Eingangskontrolle/Heiße Zelle	-	Andockfahrzeug CASTOR
Eingangskontrolle Entfernen Sekundärdeckel	-	Brückenkran (Tragkraft 100 kN)
Entfernen Primärdeckel	-	Handhabungsroboter
Umladung HAW-Kokille und CSD-C	-	Zellenkran Heiße Zelle (Tragkraft 10 kN)
	-	Transferbehälter universell für HAW-Kokille und CSD-C ausgelegt
Transferbehältertransport Heiße Zelle/ Umladebereich „C“	-	Andockfahrzeug Transferbehälter HAW-Kokille und CSD-C
Flurtransport in der Umladehalle	Plateauwagen für POLLUX	Plateauwagen für Transferbehälter HAW-Kokille und CSD-C
		Stationär installierte Flurfördereinrichtung für Plateauwagen

3.2.1.1.1 Brückenkran 1300 kN

Der Brückenkran ist mit zwei Hubwerken ausgerüstet:

- Das Haupthubwerk mit 1300 kN Tragkraft dient zum Be-/Entladen des Transportbehälters CASTOR und zum Entladen des Endlagerbehälters POLLUX.
- Das Zusatzhubwerk mit 200 kN Tragkraft dient dem Handling des Transportschutzes des CASTOR und des POLLUX und zum Umschlag der Transferbehälter für die HAW-Kokillen und CSD-C.

Das Tragwerk des Brückenkrans besteht aus den beiden Brückenträgern und den beidseitigen Kopfträgern. Auf den Brückenträgern fährt die Katze mit den beiden Hubwerken, wobei das Zusatzhubwerk asymmetrisch zu der Katze auf Höhe einer Kranbrücke angeordnet ist. Bedient wird der Kran von einer Krankabine aus, die mit der Katze verfährt.

Beide Hubwerke können für die einzelnen Handhabungsschritte mit den jeweiligen Lastaufnahmemittel eingerüstet werden:

Haupthubwerk:

- Zwei-Punkt-Laschengehänge zum Ent-/Beladen des CASTOR mit dem erforderlichen Aufrichtvorgang
- Vier-Punkt-Laschengehänge zum Umladen des in waagerechter Lage angelieferten POL-LUX auf den Plateauwagen

Zusatzhubwerk:

- Anschlagketten (-seile) zum Handling des Transportschutzes der angelieferten Behälter
- Zwei-Punkt-Laschengehänge zum Umschlag der Transferbehälter für HAW-Kokillen und CSD-C

An den Kran werden hinsichtlich seiner sicherheitstechnischen Auslegung zusätzliche Anforderungen in der Planung und in der Herstellung gestellt.

3.2.1.1.2 Andockfahrzeug CASTOR

Mit Hilfe des Andockfahrzeugs erfolgt der Transport des CASTOR von dem Umladebereich „A“ zunächst zur Eingangskontrolle „2“ und anschließend bis unter die Heiße Zelle „3“. Das Andockfahrzeug ist gleisgebunden und verfügt über einen eigenen Antrieb. Der CASTOR wird in seiner lotrechten Lage mit dem oberen Tragzapfenpaar in das Andockfahrzeug eingehängt. Die Lastaufnahme ist für den Andockvorgang des CASTOR an die Heiße Zelle mit einer Hubvorrichtung ausgestattet.

3.2.1.1.3 Brückenkran Eingangskontrolle, (Tragkraft 100 kN)

Mit Hilfe des Brückenkrans in der Eingangskontrolle erfolgt die Demontage des Sekundärdeckels des CASTOR. Dazu ist ein typgeprüfter Brückenkran vorgesehen, der für den Hakenbetrieb ausgerüstet ist und über ein Steuertableau von Flur aus gesteuert wird.

3.2.1.1.4 Handhabungsroboter

Die Demontage des Primärdeckels des CASTOR erfolgt in der Heißen Zelle „3“ mit Hilfe des Handhabungsroboters. Zum Lösen und Abnehmen des Primärdeckels ist der Handhabungsroboter mit einer Verschraubungseinheit und einer Hub-/ Schwenkvorrichtung ausgestattet.

3.2.1.1.5 Zellenkran, (Tragkraft 10 kN)

Mit Hilfe des Zellenkrans in der Heißen Zelle „3“ wird die Umladung der HAW-Kokillen bzw. CSD-C vom Castor in den Transferbehälter vorgenommen. Der Aufbau des Zellenkrans entspricht dem üblichen Aufbau eines Brückenkranes, bestehend aus der Kranbrücke mit Katze und integriertem Hubwerk. Als Tragmittel zwischen Kokillengreifer und Hubwerk ist ein Hubseil vorgesehen.

In der Heißen Zelle der Pilotkonditionierungsanlage Gorleben ist ein Kran mit ähnlicher Aufgabe zum Beladen von Büchsen in den POLLUX ausgeführt worden. An den Zellenkran sind hinsichtlich seiner sicherheitstechnischen Auslegung zusätzliche Anforderungen in der Planung und in der Herstellung gestellt worden.

Alternativ kann anstelle des Zellenkrans auch ein Portalroboter eingesetzt werden.

3.2.1.1.6 Transferbehälter für HAW-Kokillen und CSD-C

Der Transferbehälter für HAW-Kokillen und CSD-C wird, abgesehen von der Länge, in der Konzeption dem Transferbehälter für den Transport der Brennstabkokille (BSK 3) entsprechen (siehe Kapitel 3.3). Zur Zeit wird im Rahmen des FuE-Vorhabens „DENKMAL“ ein entsprechender Transferbehälter geplant und gefertigt. Der Behälterkörper besteht aus einem dickwandigen Hohlzylinder aus Gusseisen mit Kugelgraphit (GJS). Die Wanddicke und der Wandaufbau des Behälterkörpers sind entsprechend den Anforderungen an die mechanische Festigkeit sowie an die Gamma- und Neutronenabschirmung gestaltet. Der Behälterkörper schließt beidseitig mit Behälterschleusen ab, die hinsichtlich des Verschlussystems gleich ausgeführt sind. Die in den Schleusenkörpern eingesetzten Flachschieber arbeiten nach dem Prinzip der Schubladentechnik und werden in Gleitschienen geführt. Zur Handhabung des Transferbehälters befinden sich im Kopfbereich Tragzapfen.

Die Grunddaten (ca.-Werte) des Transferbehälters sind in Tabelle 3-2 aufgeführt.

Tabelle 3-2: Grunddaten des Transferbehälters für HAW-Kokille und CSD-C

Bauteil	Abmessungen	Masse	Werkstoff
Behälterkörper	Länge: 1.400 mm Außen- Ø: 1.300 mm Innen- (Schacht-) Ø: 445 mm	10 t	Gusseisen mit Kugelgraphit (GJS)
Behälterschleuse oben und unten	Höhe: 350 mm	9,5 t	Edelstahl (1.4541)
Transferbehälter kpl. mit Behälterschleuse	Länge: 2000 mm	19,5 t	

3.2.1.1.7 Andockfahrzeug Transferbehälter HAW-Kokillen und CSD-C

Das Andockfahrzeug für den Transferbehälter HAW-Kokille und CSD-C verkehrt zwischen der Heißen Zelle „3“ und dem Umladebereich „C“. Abgesehen von den geringeren Abmessungen gleicht es dem vorher beschriebenen Andockfahrzeug für den CASTOR.

3.2.1.1.8 Plateauwagen für POLLUX

Der in Abbildung 3-2 dargestellte Plateauwagen zum Transport des POLLUX nach unter Tage wurde im Rahmen des FuE-Programms zur Direkten Endlagerung ausgedienter Brennelement (Simulation des Schachtransportes, Handhabungsversuche zur Streckenlagerung) Anfang der 90er Jahre hergestellt.

Die technischen Hauptdaten des Plateauwagens sind:

- max. Länge: 6.300 mm (über Puffer)
- max. Breite: 2.000 mm
- Höhe, beladen: 2.300 mm
- Eigengewicht: 7,4 t
- Achslast, beladen: 18,1 t

Der Plateauwagen besitzt zur Fortbewegung durch stationär installierte Flurfördereinrichtungen unten am Rahmen eine Mitnahmeverrichtung und für Zugfahrzeuge jeweils sturmseitig eine Kupplung.

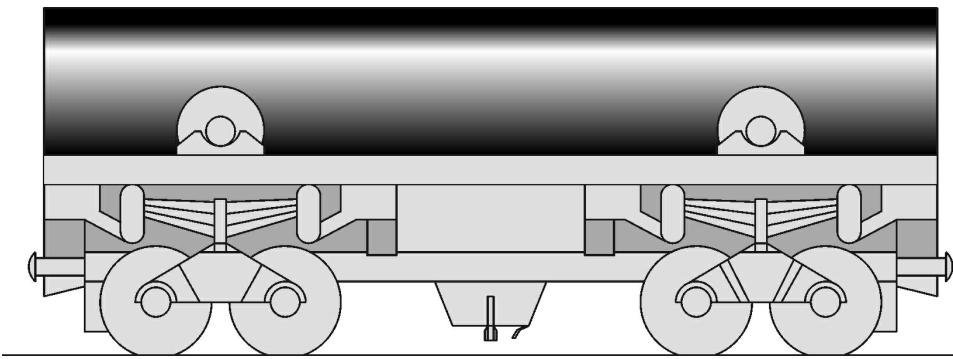


Abbildung 3-2: Plateauwagen mit POLLUX-Behälter

3.2.1.1.9 Plateauwagen für Transferbehälter HAW-Kokillen und CSD-C

Der Plateauwagen zum Transport des Transferbehälters für die HAW-Kokillen und CSD-C existiert nur als Konzept (Abbildung 3-3). Der Plateauwagen ist ebenfalls gleisgebunden und zweiachsig ausgeführt. Zur Aufnahme des Transferbehälters ist der Rahmen in Fahrzeugmitte köcherförmig ausgebildet. Die Einrichtungen zur Fortbewegung des Plateauwagens gleichen dem des Plateauwagens für den POLLUX.

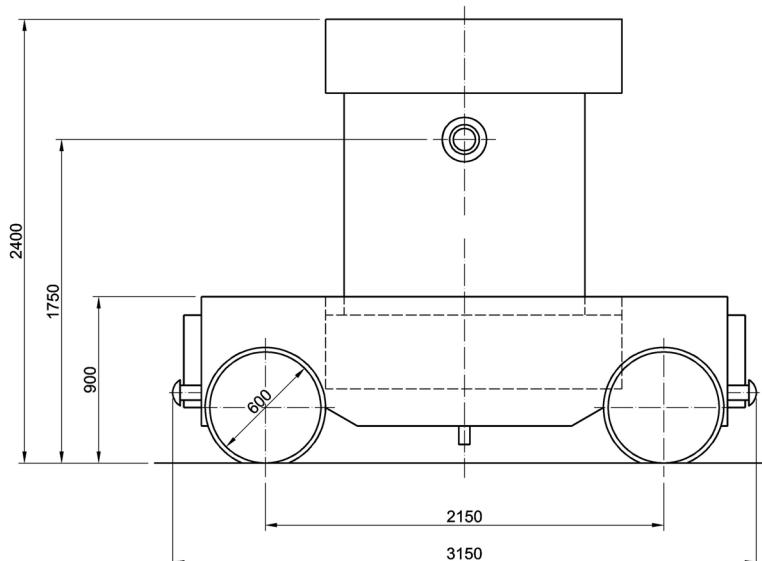


Abbildung 3-3: Plateauwagen für Transferbehälter HAW-Kokillen und CSD-C

Die technischen Hauptdaten (ca.-Werte) sind:

- max. Länge: 3.150 mm
- max. Breite: 2.000 mm
- Höhe, beladen: 2.400 mm
- Eigengewicht: 4,0 t
- Achslast, beladen: 12,0 t

3.2.1.1.10 Flurförderanlage

Für den Längstransport der Plateauwagen sind in den Gleisen Gleisförderereinrichtungen installiert. Sie bestehen jeweils aus einem Seilzugsystem, das einen Mitnehmerwagen treibt, der im Führungskanal innerhalb des Gleises läuft. Die im oberen Bereich des Mitnehmerwagens schwenkbar gelagerte Klinke dient zur Kupplung an den Steg der Mitnahmeverrichtung der Plateauwagen. Die Ansteuerung der Klinken erfolgt über einen Steuerseilantrieb. Unabhängig von der Position des Plateauwagens auf dem Gleis können die Klinken ein- oder auskuppeln.

Gummigleisbremsen an den Abstellpositionen sichern den Plateauwagen gegen unbeabsichtigtes Wegrollen. Der Quertransport zwischen den einzelnen Gleisen erfolgt über Querverschübe. Jeder Querverschub ist mit einer Aufzieh-/Abschiebevorrichtung ausgerüstet. Diese Aufzieh-/Abschiebevorrichtung kuppelt selbsttätig an der Übergabestelle an den Plateauwagen an und sichert ihn bei allen Transportvorgängen des Querverschubes. Die Übergabestellen vom Gleis zu den Querverschüben werden durch Gleissperren gesichert.

3.2.1.2 Transportabläufe über Tage

3.2.1.2.1 Transportablauf POLLUX

Der im Umladebereich „B“ bereitgestellte POLLUX wird vor der Umladung einer Eingangskontrolle im Bereich der Fahrzeugannahme „1“ unterzogen. Nach der Freigabe schlägt der Brückenkran mit einem Vier-Punkt-Laschengehänge an den Behälter an, hebt ihn vom Anliefefahrzeug und legt ihn auf den Plateauwagen ab.

Der Wagenumlauf eines Plateauwagens gestaltet sich wie folgt (siehe Abbildung 3-1):

- Antransport von unter Tage und Bereitstellung an der Abzugsseite des Förderkorbes
- Quertransport mit dem Querverschub „Q1“ zum Gleis „G4“
- Fahrt in die Umladehalle „4“, Bereitstellung zur Beladung mit einem POLLUX
- Transport des beladenen Plateauwagen über Querverschub „Q3“ und Gleis „G3“ zu der Schachtförderanlage

3.2.1.2.2 Transportablauf HAW-Kokillen und CSD-C

Für die Entladung des CASTOR wird der Brückenkran mit seinem Zwei-Punkt-Laschengehänge kopfseitig an den Behälter angeschlagen. Anschließend wird der CASTOR durch den Brückenkran mit einer kombinierten Fahr-/ Hubbewegung aufgerichtet, vom Anliefefahrzeug im Umladebereich „A“ abgehoben und in das Andockfahrzeug abgesetzt (siehe Abbildung 3-1). Das Andockfahrzeug verfährt gleisgebunden in die Eingangskontrolle „2“ und nach Freigabe zu der Heißen Zelle „3“. Mit einer Hubbewegung durch das Andockfahrzeug wird der CASTOR unterwärts an die Heiße Zelle „3“ angedockt. In einem parallelen Arbeits-

gang dockt der Transferbehälter zur Aufnahme einer HAW-Kokille oder CSD-C mit eigenem Andockfahrzeug ebenfalls unterwärts an die Heiße Zelle an.

Sind beide Behälter geöffnet, lädt der Zellenkran eine Kokille vom CASTOR in den Transferbehälter um. Nach dem Schließen des beladenen Transferbehälters wird dieser mit Hilfe des Andockfahrzeugs von der Heißen Zelle „3“ abgezogen und dem Umladebereich „C“ zugeführt (siehe Abbildung 3-1). Der Brückenkran setzt mit seinem Zusatzhubwerk den Transferbehälter auf den Plateauwagen um. Der Transferbehälter wird aufrecht transportiert.

Der Wagenumlauf eines Plateauwagens gestaltet sich wie folgt (siehe Abbildung 3-1):

- Antransport von unter Tage und Bereitstellung an der Abzugsseite „E“ des Förderkorbes
- Quertransport mit dem Querverschub „Q1“ zum Gleis „G1“
- Fahrt in die Umladehalle „4“
- Quertransport mit dem Querverschub „Q2“ in das Gleis „G2“, Bereitstellung zur Entladung des leeren Transferbehälters und zur Übernahme eines beladenen Transferbehälters
- Transport des beladenen Plateauwagen über Querverschub „Q3“ und Gleis „G3“ zu der Schachtförderanlage

3.2.2 Schachttransport

Das Endlagerbergwerk weist zwei Schächte auf, wobei der Abwetterschacht (Schacht 2) für den Gebindetransport vorgesehen ist. Dieser Schacht ist für den Betrieb der Hauptseilfahrtanlage und der bergbehördlich geforderten Hilfsfahrtanlage (Mittlere Seilfahrtanlage) vorgesehen, Abbildung 3-4. Die Hauptseilfahrtanlage wird für den Gebindetransport genutzt.

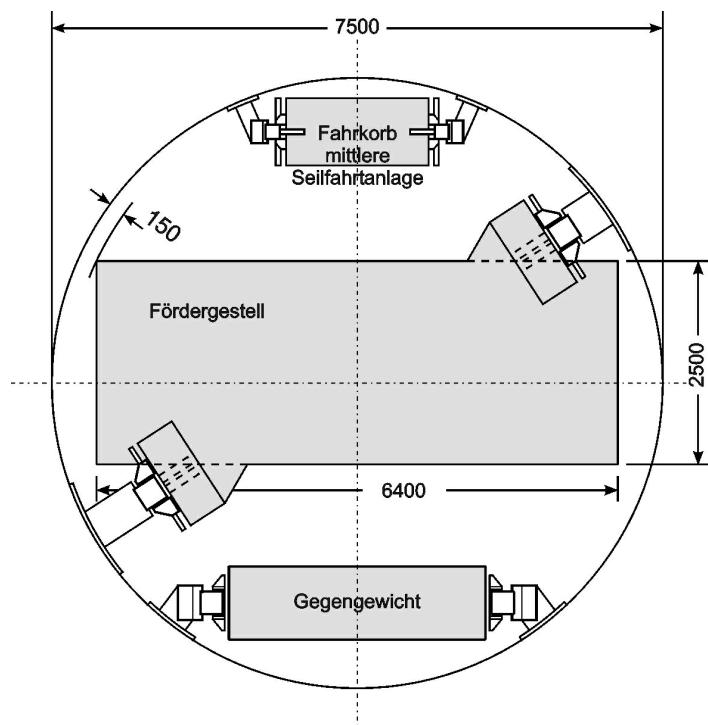


Abbildung 3-4: Schachtscheibe Schacht 2

Der Schachtdurchmesser ermöglicht den Betrieb eines Fördergestelles, das durch seine Größe entweder einen mit einem POLLUX beladenen Plateauwagen oder zwei mit einem Transferbehälter für HAW-Kokillen/CSD-C beladene Plateauwagen aufnehmen kann.

3.2.2.1 Beschreibung der Schachtförderanlage

3.2.2.1.1 Schachtbeschickungsanlage

Die Schachtbeschickungsanlagen auf der Rasenhängebank (RHB) und am Füllort unter Tage sind baugleich ausgeführt. Auf den Gleisen fährt ein Kupplungswagen in einem Führungskanal über ein teleskopartig wirkenden Antriebsschlitten bis in das Fördergestell. Der Kupplungswagen erfassst den Plateauwagen über den Steg der Mitnahmevorrichtung. Neben dem inneren Schleusentor, das als Schachtsperre ausgelegt ist, befinden sich in beiden Anschlussgleisen des Fördergestells Gleissperren. Beide Sicherungseinrichtungen bilden eine redundant und diversitär wirkende Sperre vor ungewollten Plateauwagenbewegungen zum Schacht.

3.2.2.1.2 Hauptseilfahrtanlage

Die Fördermaschine der Hauptseilfahrtanlage befindet sich auf einer Bühne des Förderturmes. Über die Treibscheibe laufen 8 Förderseile, deren eines Ende mit dem Förderkorb und deren anderes Ende mit dem Gegengewicht verbunden ist. Über Reibschluss wird die Antriebsenergie auf die Förderseile übertragen.

Mit dem Gegengewicht wird die sonst einseitig wirkende Nutzlast auf den halben Wert ausgeglichen. Somit wirkt bei beladenem Fördergestell förderseitig die gleiche Überlast wie gegengewichtsseitig bei einem unbeladenen Fördergestell.

Das Eigengewicht der Förderseile wird durch Unterseile, die hängend das Fördergestell und das Gegengewicht miteinander verbinden, ausgeglichen.

Zwei Antriebsmotore sind jeweils beidseitig direkt ohne Zwischenschaltung eines Getriebes mit der Treibscheibe verbunden.

Die Bremseinrichtung ist als kombinierte Fahr- und Sicherheitsbremse ausgeführt. Die Bremseinrichtung entspricht in ihrer Bauart einer Scheibenbremse, wobei die Bremspakete direkt auf die Bremscheiben der Treibscheibe wirken. Die Bremskrafterzeugung funktioniert nach dem Auslassprinzip. Danach wird die Bremskraft durch Federpakete erzeugt, wobei die Bremsen nur bei störungsfreien Betrieb hydraulisch lüftbar sind.

Das Plateauwagengleis im Fördergestell befindet sich auf einen Zwischenboden, der sich - axial geführt – relativ zum Tragboden des Fördergestells bewegen kann. Dieser Zwischenboden wird auf der RHB und im Füllort unterteage nach einem erfolgten Fördervorgang auf

Absetzklinken starr mit den jeweiligen Anschlussgleisen verbunden. Die Absetzklinken übernehmen nach dem Absetzvorgang mit der folgenden Senkbewegung des Fördergestells die volle Nutzlast. Damit werden Bewegungen des Fördergestells ausgeschlossen, die durch wechselnde Belastung der Förderseile aufgrund von Dehnungen entstehen. Bei dem Transport des POLLUX-Behälters auf dem Plateauwagen ist mit einer Seildehnung von ca. 10 cm/100 m Förderhöhe auszugehen.

Die wesentlichen Daten der Hauptseilfahrtanlage sind in Tabelle 3-3 aufgeführt:

Tabelle 3-3: Daten der Hauptseilfahrtanlage

Förderteufe	870 m
Art der Förderung	Koepeförderung mit Gestellförderung und Gegengewicht
Nutzlast bei	
- Normallastförderung	30 t
- Schwerlastförderung	85 t
Fördergeschwindigkeiten	
- Normallast	12 m/s
- Schwerlast	5 m/s
Anordnung der Fördermaschine	Turm
Seillast S1 (Fördertrum)	ca. 214,2 t
Seillast S2 (Gegengewichtstrum)	ca. 171,7 t
Überlast	42,5 t
Anzahl der Tragseile	8
Seildurchmesser	ca. 50 mm
Treibscheibendurchmesser	5.000 mm
Rechnerische Seilsicherheit bei Förderung	7,27fach
Geforderte Seilsicherheit	6,72fach
Anzahl der Unterseile	3
Motor-Nennleistung	2 x 2.800 kW

3.2.2.1.3 Transportabläufe im Schacht

Ein Transportzyklus mit der Hauptseilfahrtanlage ist für alle Gebindetransporte gleich:

- Ein beladener Plateauwagen wird dem Schacht über das Schachtzuführungsgleis auf der Rasenhängebank (RHB) in der Wetterschleuse bereitgestellt.
- Vor dem Aufschieben des Plateauwagens auf das Fördergestell sind folgende Voraussetzungen erfüllt: Ein entladener oder mit leerem Transferbehälter beladener Plateauwagen, der mit der Hauptseilfahrtanlage nach über Tage gefördert worden ist, ist an der Abzugsseite des Fördergestells von der Schachtbeschickungsanlage der Übergabestelle des Querverschlusses „Q1“ (siehe Abbildung 3-1) übergeben worden.

- Der beladene Plateauwagen wird nach dem Öffnen des Schleusentores auf dem Fördergestell positioniert. Sind die Schleusentore geschlossen, nimmt die Hauptseilfahrtanlage durch eine Hubbewegung die Last auf und setzt gleichzeitig den Plateauwagen fest. Mit der Freigabe des Fördergestells folgt der Transport nach unter Tage.
- Am Füllort werden die übertägigen Transport- und Handhabungsschritte in umgekehrter Reihenfolge ablaufen: Festsetzen des Fördergestelles, Abgabe der Last mit gleichzeitiger Freigabe des Plateauwagens und Ausfahrt des Plateauwagens aus dem Fördergestell mit Hilfe der Schachtbeschickungsanlage.
- In einem unmittelbar danach folgenden Ablaufschritt wird von der anderen Seite ein entladener oder mit leerem Transferbehälter beladener Plateauwagen auf das Fördergestell gefahren.

Die Abmessungen und das Gewicht eines mit HAW-Kokillen oder CSD-C in Transferbehältern beladenen Plateauwagens erlauben es, gleichzeitig zwei Plateauwagen durch den Schacht zu fördern.

3.2.3 Komponenten und Transportabläufe unter Tage

Die für den untertägigen Transport vorgesehenen Transporteinrichtungen werden für alle Plateauwagen gleichermaßen genutzt. Im Füllort wird der Wagenabzug und die -zuführung entgegen dem Wagenumlauf über Tage fördertechnisch entkoppelt. Eine direkte Umfahrung des Schachtes ist aus Gründen der Bergsicherheit nicht möglich (Sicherheitspfeiler) - Abbildung 3-5.

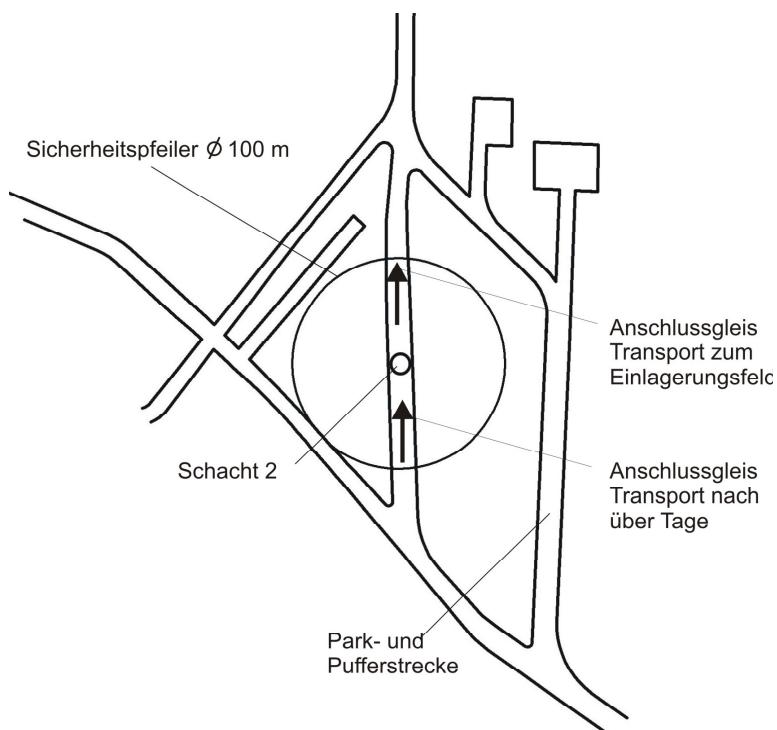


Abbildung 3-5: Füllort und schachtnaher Bereich

Der beladene Plateauwagen wird mit der Schachtbeschickungsanlage an der Übergabestelle zum Anschlussgleis bereitgestellt. Mit einer stationär installierten Gleisfördereinrichtung folgt der Weitertransport in das Anschlussgleis und die dortige Bereitstellung zum Abtransport in das Einlagerungsfeld.

3.2.3.1 Beschreibung der Komponenten

3.2.3.1.1 Batterie-Lokomotive

Den Transport der Plateauwagen zwischen Schacht und Einlagerungsfeld übernehmen batteriegetriebene Lokomotiven. Jede Lokomotive besteht aus zwei Führerhäusern und einem Energieteil. Die Führerhausteile sind mit Aktivkupplungen versehen, die bei Ankupplungsvorgängen automatisch mit den Passivteil der Plateauwagen verbunden werden - Abbildung 3-6.

Das zweiachsig ausgeführte Energieteil ist über Bolzenverbindungen gelenkig mit den Führerhausteilen verbunden. Die Lokomotiven sind dafür eingerichtet, dass sie bei höheren Leistungsbedarf mit bis zu fünf Energieteilen aufgerüstet werden können.

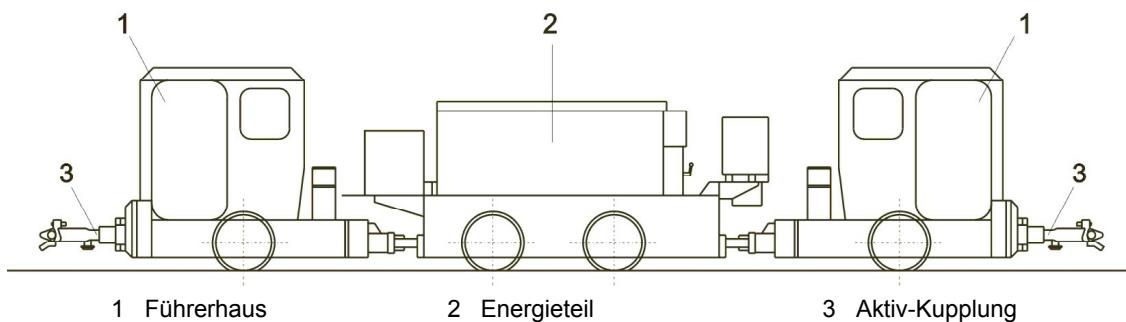


Abbildung 3-6: Batterie-Lokomotive

Die Kenndaten der Batterie-Lokomotive sind:

- Länge: 9.710 mm
- Breite: 1.800 mm
- Höhe: 1.790 mm
- Gewicht
 - Energieteil: 14 t
 - Führerhaus: 4 t
 - Gesamt: 22 t
- max. Zugkraft: 22 kN
- Motorleistung: 34 kW
- Anzahl der Fahrmotoren: 2

3.2.3.1.2 Einlagerungsvorrichtung für POLLUX-Behälter

Mit Hilfe der Einlagerungsvorrichtung wird der am Einlagerungsort auf dem Plateauwagen bereit gestellte POLLUX vom Plateauwagen abgehoben und nach Zurückziehen des Plateauwagens auf der Streckensohle abgelegt. Die Einlagerungsvorrichtung ist portalartig aufgebaut. Die Eckstiele des Portals sind mit teleskopierbaren Stützen versehen. Hubbewegungen der Teleskopstützen zum Aufnehmen und Ablegen der Last erfolgen über einen - elektromotorischen Antrieb mit nachgeschaltetem Spindeltrieb - Abbildung 3-7.

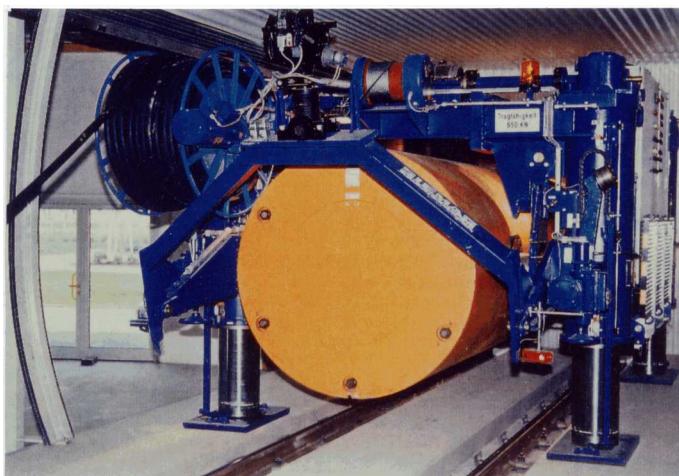


Abbildung 3-7: Einlagerungsvorrichtung für POLLUX-Behälter

Zur Aufnahme des POLLUX sind an den Querträgern des Portals vier schwenkbar gelagerte Hängelaschen vorgesehen. Zur Lastsicherung werden die Tragzapfenaufnahmen mit einer Schlüssellochkontur ausgebildet.

Auf Höhe der unteren Längsverstrebung sind front- und heckseitig die Hilfsfahrwerke mit Schienenrädern angeordnet, die das Zurückziehen der Einlagerungsvorrichtung nach erfolgtem Ablegen des POLLUX ermöglichen. Die Schienenräder befinden sich an Schwenkkästen, die für Fahrbewegungen über elektrische getriebene Stelleinheiten zum Gleis abgeschwenkt werden. Die Lastübernahme zum Verfahren der Einlagerungsvorrichtung erfolgt dann durch Einfahren der Stützfüße.

Frontseitig ist am Portal eine Zugdeichsel angelenkt, die während des Einlagerungsvorganges elektromotorisch hoch- und für das Ankuppeln an den Plateauwagen heruntergeschwenkt wird.

Die elektrische Energie wird der Einlagerungsvorrichtung von einer Unterverteilerstation in der Einlagerungsstrecke über ein Kabel zugeführt. Das Kabel läuft auf eine Kabeltrommel auf und von dort führen Leitungen zu den Leistungsschaltteilen in den beiderseits der Einlagerungsvorrichtung angeordneten Schaltschränken. Zur Steuerung der Einlagerungsvorrichtung ist eine speicherprogrammierbare Steuerung (SPS) vorgesehen, die mit weiteren Schaltelementen in den Schaltschränken installiert ist. Bedient wird die Einlagerungsvorrich-

tung für Probeläufe in Rahmen von Wartungs- und Instandsetzungsarbeiten vom Schaltschrank sowie betrieblich über Funk von der Batterie-Lokomotive aus.

Die Kenndaten der Einlagerungsvorrichtung für POLLUX-Behälter sind:

- Länge:
 - Deichsel gesenkt: 7.876 mm
 - Deichsel angehoben: 6.400 mm
- Breite: 3.200 mm
- Höhe (ab OK Schiene):
 - höchste Hubstellung: 3.290 mm
 - Transport auf Plateauwagen: 2.500 mm
- Hubweg der Teleskopstützen: 1.120 mm
- Hubkraft einer Teleskopstütze: 500 kN

3.2.3.1.3 Einlagerungsvorrichtung HAW-Kokillen und CSD-C

Im Rahmen eines Demonstrationsvorhabens zur Einlagerung von HAW-Kokillen in einem Endlager im Salz wurden im Forschungsbergwerk Asse Pläne zum Transport und zur Einlagerung von HAW-Kokillen entwickelt. Dazu wurde u. a. eine stationäre Anlage geplant, wie sie in Abbildung 3-8 dargestellt ist. Diese Einlagerungsvorrichtung ist portalartig aufgebaut, und auf dem Portal sind zwei Brückenkranne platziert, die zum Transport des Transferbehälters und zum Ablassen der HAW-Kokille und CSD-C in das Bohrloch benutzt werden.

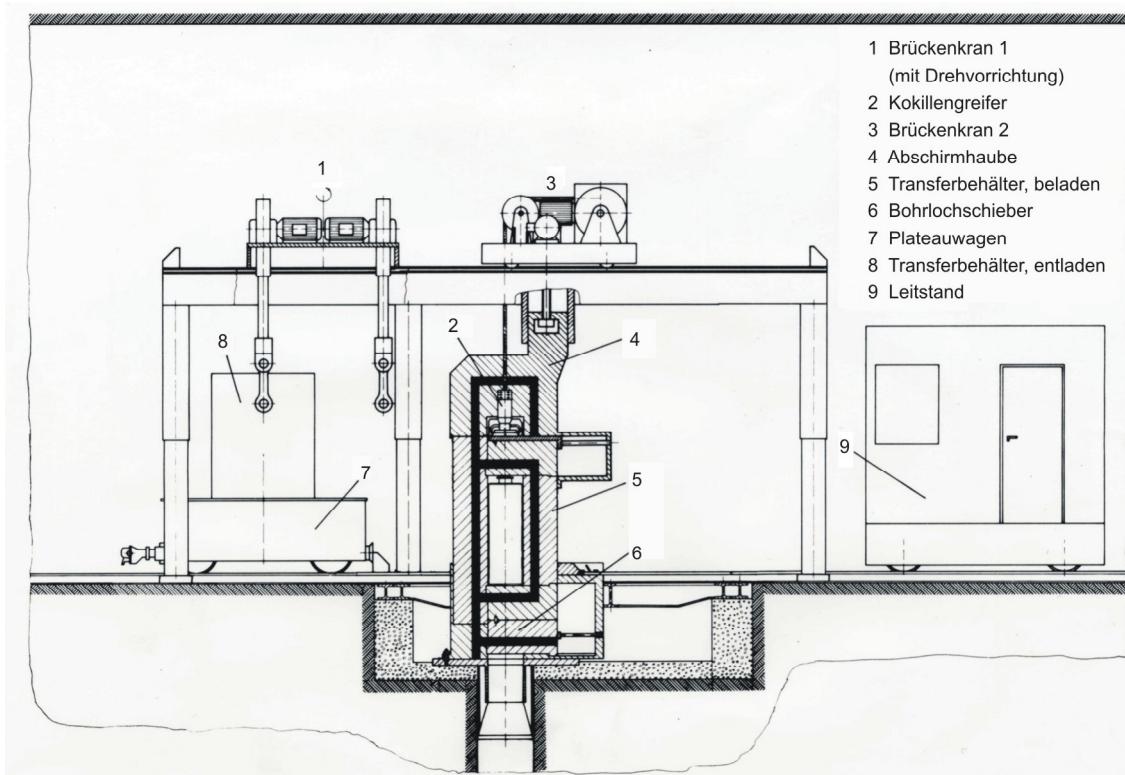


Abbildung 3-8: Einlagerungsvorrichtung für HAW-Kokillen und CSD-C

Diese Einlagerungsvorrichtung für HAW-Kokillen und CSD-C wurde bisher nicht gebaut und erprobt. Im Rahmen eines aktuellen FuE-Vorhabens mit dem Akronym DENKMAL wird ein System für die Einlagerung von Brennstabkokillen in vertikale Bohrlöcher gebaut und erprobt. Dieses System soll auch auf seine Eignung zur Einlagerung von HAW-Kokillen und CSD-C untersucht werden.

3.2.3.2 Transportabläufe unter Tage

Der Transport der POLLUX-Behälter sowie mit HAW-Kokillen oder CSD-C beladenen Transferbehälter vom Schacht bis zum Einlagerungsort erfolgt gleisgebunden auf Plateauwagen mit Hilfe der Batterie-Lokomotive. Der Transportablauf ist für beide Behältertypen gleich. Unterschiede ergeben sich im Bereich der Einlagerungsstrecke beim Einlagerungsablauf.

3.2.3.2.1 Einlagerungsablauf POLLUX

Der Plateauwagen, beladen mit einem POLLUX, wird mit einer batteriegetriebenen Lokomotive in die Einlagerungsstrecke zur Streckenlagerung befördert. An der vorgesehenen Ablagestelle ist die Einlagerungsvorrichtung positioniert. Der Plateauwagen fährt in das Portal der Einlagerungsvorrichtung. Der POLLUX wird aufgenommen, der Plateauwagen aus der Einlagerungsvorrichtung gezogen und der POLLUX auf die Streckensohle abgesenkt.

Alle Arbeitsbewegungen der Einlagerungsvorrichtung werden von der Batterie-Lokomotive aus über Funk gesteuert.

Für den folgenden Versetzvorgang im Anschluss an die Einlagerung eines jeden POLLUX-Behälters muss die Einlagerungsvorrichtung die Einlagerungsstrecke wechseln. Dieser Wechselseitvorgang erfolgt in zwei Transportschritten:

1. Zurückziehen der Einlagerungsvorrichtung vom eingelagerten POLLUX auf den Schienenrädern des Hilfsfahrwerkes der Einlagerungsvorrichtung in den flurfreien Bereich vor dem abgelegten POLLUX. Dazu wird die Einlagerungsvorrichtung an den soeben entladenen Plateauwagen angekuppelt und mit Hilfe der Batterie-Lokomotive gezogen.
2. Für den Gleisweg in eine andere Einlagerungstrecke mit dem Passieren von Weichen und Kurven ist das Hilfsfahrwerk nicht ausgelegt. Für diesen Transport unterfährt der Plateauwagen die Einlagerungsvorrichtung, sattelt sie auf und befördert sie in die nächste Einlagerungsstrecke.

Anschließend befördert die Batterie-Lokomotive den entlasteten Plateauwagen zum Förderschacht.

3.2.3.2.2 Einlagerungsablauf HAW-Kokillen und CSD-C

Gemäß der Systemdarstellung in Abbildung 3-8 wird ein Plateauwagen mit beladenem Transferbehälter von der Batterie-Lokomotive in die Einlagerungsstrecke zur Bohrlochlagerung transportiert und an der Ent-/Beladestelle der Einlagerungsvorrichtung positioniert.

Mit einem auf einem Portal angeordnetem Hebezeug wird der Transferbehälter vom Plateauwagen übernommen und in die Aufnahme des Bohrlochschiebers gestellt. Ein weiteres Hebezeug setzt die Abschirmhaube auf den Transferbehälter. Der Transferbehälter wird kopfseitig geöffnet und der Kokillengreifer des Hebezeuges an die Kokille angeschlagen. Anschließend werden Bohrloch sowie der Transferbehälter geöffnet und die Kokille in das Bohrloch abgelassen. Nach dem Hochfahren des Kokillengreifers werden Bohrloch und Transferbehälter geschlossen, die Abschirmhaube entfernt und der Transferbehälter vom erstgenannten Hebezeug aufgenommen. Das Hebezeug ist mit einem Wechselträger ausgestattet. Dieser ermöglicht, dass unmittelbar nach der Übernahme eines beladenen Transferbehälters vom Plateauwagen ein entladener auf dem Plateauwagen abgestellt werden kann.

Der Brückenkran 1 ist mit einem Hubwerk zur gleichzeitigen Aufnahme eines beladenen und eines entladenen Transferbehälters ausgestattet. Es weist zwei elektromotorisch angetriebene Spindel- oder Zahnstangentriebwerke auf, die zur Lastaufnahme mit den Transferbehältern jeweils mit einem 2-Punkt-Laschengehänge ausgerüstet sind.

Beide Hubwerke sind über einen Drehtisch mit der verfahrbaren Kranbrücke verbunden. Durch eine Drehbewegung um 180° erfolgt der eingangs beschriebene Positionswechsel eines be- und entladenen Transferbehälters.

Auf der Kranbrücke des Brückenkrans 2 ist ebenfalls in Längsrichtung verfahrbar die Abschirmhaube mit dem Kokillenhubwerk installiert. Die Hubbewegungen der Abschirmhaube erfolgen durch elektrisch betriebene Linearantriebe. Zum Öffnen des Behälterschiebers ist an der Abschirmhaube ein elektrisch betriebener Stellantrieb vorgesehen.

Das Kokillenhubwerk besteht aus der Seiltrommel, dem Hubseil und dem Kokillengreifer. Energie und Signale vom Greifer zur Einlagerungsvorrichtung werden über Leitungen durch die Seilseele geführt.

3.3 Variante 2 - Reine Bohrlochlagerung

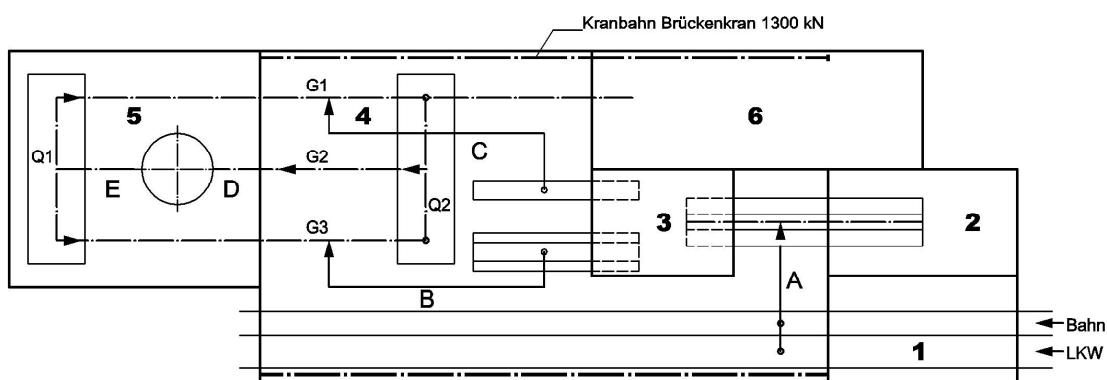
Für die Auslegung der Transport- und Handhabungskomponenten im Endlager sind die Abfallgebinde (Brennstabkokille BSD 3, HAW-Kokille und CSD-C) zugrunde gelegt worden, die in Kapitel 2.2 zusammengestellt wurden.

3.3.1 Handhabung und Transport über Tage

Die Anlieferfahrzeuge, beladen mit dem Transportbehälter CASTOR, erreichen über Straße oder Schiene die Umladeanlage des Endlagerbergwerkes - Abbildung 3-9.

In dem Bereich 1 (Fahrzeugannahme) werden die Anlieferfahrzeuge, falls erforderlich, zunächst getrocknet. Frischluft und Umluft werden durch Mischung, Reinigung und Erwärmung prozessgesteuert behandelt, um das gewünschte Trocknungsergebnis am Fahrzeug zu erreichen.

Danach fahren die Anlieferfahrzeuge zum Umladebereich „A“. Dort werden die jeweiligen Anlieferfahrzeuge geöffnet und die Stoßdämpfer an den Behältern entfernt.



- | | |
|---------------------------------|---|
| 1 Fahrzeugannahme | A Umladebereich Anlieferbehälter für alle Kokillen |
| 2 Eingangskontrolle CASTOR | B Umladung Transferbehälter BSK 3 |
| 3 Heisse Zelle | C Umladung Transferbehälter HAW-CSD-C-Kokille |
| 4 Umladehalle | D Schachtzuführung |
| 5 Schachthalle | E Schachtabzug |
| 6 Service / Wartung / Pufferung | Gn/Qn Gleissystem innerbetrieblicher Gebindetransport |

Abbildung 3-9: Umladeanlage für Variante 2 - Reine Bohrlochlagerung

In der Umladeanlage erfolgt der Umschlag der Behälter auf sogenannte Plateauwagen für den weiteren, innerbetrieblichen Transport nach unter Tage. Die in CASTOR-Behältern angelieferten BSK 3 sowie HAW-Kokillen und CSD-C werden in der Heißen Zelle „3“ zunächst aus den Transportbehältern entnommen und in selbstabschirmende Transferbehälter umgeladen. Die Transferbehälter werden dann auf Plateauwagen zum Weitertransport abgesetzt.

3.3.1.1 Beschreibung der Komponenten

Für Variante 2 gibt die nachfolgende Tabelle 3-4 eine den Aufgaben zugeordnete Übersicht über die erforderlichen Transport- und Handhabungseinrichtungen mit einer Darstellung des universellen oder spezifischen Einsatzes. Eine Reihe von Komponenten ist identisch mit den in Variante 1 beschriebenen. Deshalb entfällt deren Beschreibung im Folgenden. Dies gilt für:

- Brückenkran 1300 kN
- Andockfahrzeug CASTOR
- Brückenkran Eingangskontrolle, Tragkraft 100 kN
- Handhabungsroboter
- Zellenkran, Tragkraft 65 kN
- Transferbehälter für HAW-Kokille und CSD-C
- Andockfahrzeug Transferbehälter für HAW-Kokille und CSD-C
- Plateauwagen für Transferbehälter Kokillen
- Flurfördereinrichtung

Tabelle 3-4: Übersicht über die erforderlichen Transport- und Handhabungseinrichtungen

Handhabungsschritt	BSK 3	HAW-Kokille CSD-C
Entfernen Transportschutz vom CASTOR	Brückenkran - Haupthubwerk Tragkraft 1300 kN (Lastaufnahme CASTOR)	
Umschlag CASTOR	- Zusatzhubwerk Tragkraft 200 kN	
Umschlag Transferbehälter		(Lastaufnahme Transferbehälter/Handhabung Transportschutz)
CASTOR-Transport Eingangskontrolle/Heiße Zelle		Andockfahrzeug CASTOR
Eingangskontrolle Entfernen Sekundärdeckel		Brückenkran (Tragkraft 100 kN)
Entfernen Primärdeckel		Handhabungsroboter
Umladung HAW-Kokille und CSD-C	Zellenkran Heiße Zelle (Tragkraft 65 kN)	
	Transferbehälter BSK 3	Transferbehälter universell für HAW-Kokille und CSD-C ausgelegt
Transferbehältertransport Heiße Zelle/ Umladebereich „B“ und „C“	Andockfahrzeug Transferbehälter BSK 3	Andockfahrzeug Transferbehälter HAW-Kokille und CSD-C
Flurtransport in der Umladehalle	Plateauwagen für Transferbehälter BSK 3	Plateauwagen für Transferbehälter HAW-Kokille und CSD-C
	Stationär installierte Flurfördereinrichtung für Plateauwagen	

3.3.1.1.1 Transferbehälter BSK 3

Der Transferbehälter für die BSK 3, der Bestandteil eines Versuches in Rahmen des FuE-Vorhabens ESDRED-DENKMAL sein wird, mit dem in Kapitel 3.2.1.1.6. beschriebenen Aufbau für den Transferbehälter für HAW-Kokillen und CSD-C vergleichbar. Er weist lediglich für den waagerechten Transport ein weiteres Tragzapfenpaar auf und die Gesamtlänge beträgt 5.570 mm.

3.3.1.1.2 Andockfahrzeug Transferbehälter BSK 3

Das Andockfahrzeug ist gleisgebunden und verfügt über einen eigenen Antrieb. Der Transferbehälter wird in seiner lotrechten Lage mit den oberen Tragzapfenpaaren in das Andockfahrzeug eingehängt. Die Lastaufnahme ist für den Andockvorgang des Transferbehälters an die Heiße Zelle mit einer Hubvorrichtung ausgestattet.

3.3.1.1.3 Plateauwagen für Transferbehälter BSK 3

Da der Transferbehälter für die BSK 3 im Aufbau (und annähernd in der Masse) gegenüber dem POLLUX-Behälter vergleichbar ist, sind die in Kapitel 3.2.1.1.8 gemachten Ausführungen auf den Plateauwagen für die BSK 3 übertragbar.

3.3.1.2 Transportabläufe über Tage

Bis zur Entladung des CASTOR in der Heißen Zelle „3“ (siehe Abbildung 3-9) sind die Abläufe für BSK 3, HAW-Kokillen oder CSD-C identisch. Dazu wird der Brückenkran mit seinem Zwei-Punkt-Laschengehänge kopfseitig an den Behälter angeschlagen. Anschließend wird der CASTOR durch den Brückenkran mit einer kombinierten Fahr-/ Hubbewegung aufgerichtet, vom Anlieferfahrzeug im Umladebereich „A“ abgehoben und in das Andockfahrzeug abgesetzt. Das Andockfahrzeug verfährt gleisgebunden in die Eingangskontrolle „2“ und nach Freigabe zu der Heißen Zelle „3“. Mit einer Hubbewegung durch das Andockfahrzeug wird der CASTOR unterwärts an die Heiße Zelle „3“ angedockt. Unterschiede ergeben sich im nachfolgenden Transportablauf.

3.3.1.2.1 Transportablauf BSK 3

Bei BSK 3 dockt der Transferbehälter zur Aufnahme einer BSK 3 mit eigenem Andockfahrzeug im Bereich „B“ unterwärts an die Heiße Zelle an. Sind beide Behälter geöffnet, lädt der Zellenkran eine BSK 3 vom CASTOR in den Transferbehälter um. Nach dem Schließen des Transferbehälters wird dieser mit Hilfe des Andockfahrzeuges von der Heißen Zelle abgezogen und dem Umladebereich „B“ zugeführt.

Zur Umladung des Transferbehälters BSK 3 vom Andockfahrzeug auf den Plateauwagen wird das Lastaufnahmemittel des Haupthubwerkes des Brückenkrans ausgewechselt; vom Zwei-Punkt-Laschengehänge für die CASTOR-Handhabung auf das für die Handhabung des Transferbehälters. Der Transferbehälter BSK 3 kann für den liegenden Transport auf den Plateauwagen nach unter Tage nicht auf den Plateauwagen abgekippt werden, da der nötige Freiraum zum Durchschwenken des Behälterbodens die Bauhöhe des Plateauwagens unnötig erhöhen würde. Es ist deshalb im Umladebereich B eine stationär installierte Ablegestelle vorgesehen, auf der der Transferbehälter abgelegt und nach einem erneuten Wechsel des Lastaufnahmemittels (Vier-Punkt-Laschengehänge) auf den Plateauwagen geladen wird.

Der Wagenumlauf eines Plateauwagens gestaltet sich wie folgt (siehe Abbildung 3-9)

- Antransport eines Plateauwagen mit entladenem Transferbehälter von unter Tage und Bereitstellung an der Abzugsseite „E“ des Förderkorbes
- Quertransport mit dem Querverschub „Q1“ zum Gleis „G3“
- Fahrt in die Umladehalle „4“, Bereitstellung zur Entladung des leeren und zur Übernahme des beladenen Transferbehälters
- Transport des beladenen Plateauwagen über Querverschub „Q2“ und Gleis „G2“ zu der Schachtförderanlage

3.3.1.2.2 Transportablauf HAW-Kokillen/CSD-C

Bei HAW-Kokillen und CSD-C dockt der Transferbehälter zur Aufnahme einer Kokille mit eigenem Andockfahrzeug im Bereich „C“ unterwärts an die Heiße Zelle an.

Sind beide Behälter geöffnet, lädt der Zellenkran eine Kokille vom CASTOR in den Transferbehälter um. Nach dem Schließen des Transferbehälters wird dieser mit Hilfe des Andockfahrzeuges von der Heißen Zelle abgezogen und dem Umladebereich „C“ zugeführt.

Der Wagenumlauf eines Plateauwagens gestaltet sich wie folgt (siehe Abbildung 3-9):

- Antransport eines Plateauwagen mit entladenem Transferbehälter von unter Tage und Bereitstellung an der Abzugsseite „E“ des Förderkorbes
- Quertransport mit dem Querverschub „Q1“ zum Gleis „G1“
- Fahrt in die Umladehalle „4“, Bereitstellung zur Entladung des leeren und zur Übernahme des beladenen Transferbehälters
- Transport des beladenen Plateauwagen über Querverschub „Q2“ und Gleis „G2“ zu der Schachtförderanlage

3.3.2 Schachttransport

Die Bedingungen und bergtechnischen Voraussetzungen für die Schachtförderung der Komponenten sind annähernd gleich denen der Variante 1, Kapitel 3.2.2. Lediglich auf Grund der geringeren Nutzlast ist eine Minderung des Förderseildurchmessers denkbar.

3.3.3 Komponenten und Transportabläufe unter Tage

Die Transportbedingungen im untertägigen, schachtnahen Bereich entsprechen den in Kapitel 3.2.3 beschriebenen.

3.3.3.1 Beschreibung der Komponenten

3.3.3.1.1 Batterie-Lokomotive

Für die Beschreibung dieser Komponente siehe die Ausführungen in Kapitel 3.2.3.1.1.

3.3.3.1.2 Einlagerungsvorrichtung BSK 3

Die Einlagerungsvorrichtung umfasst alle Handhabungseinrichtungen zur Übernahme des Transferbehälters vom Plateauwagen und zum Einlagern der BSK 3 in das Bohrloch (Abbildung 3-10).

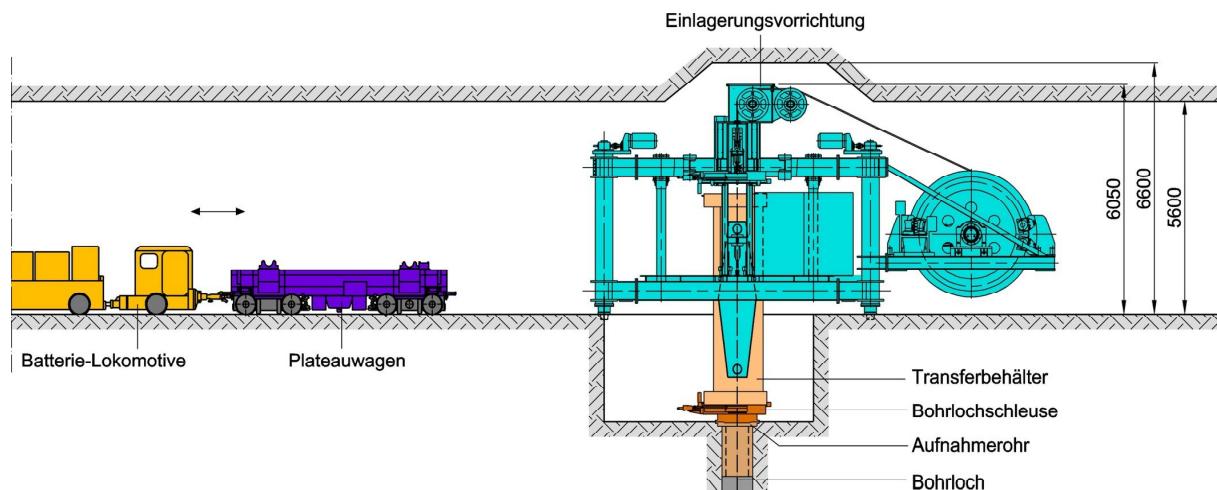


Abbildung 3-10: Einlagerungsvorrichtung für die BSK 3

Die Einlagerungsvorrichtung ist nicht verfahrbar ausgeführt und für den Zeitraum der Bohrlochbefüllung fest über dem Bohrloch positioniert. Ortswechsel zwischen den Bohrlöchern oder Einlagerungsstrecke erfolgen mit Plateauwagen und der Batterie-Lokomotive.

Der Aufbau gliedert sich in die Hauptbaugruppen:

- Hubportal
- Klapprahmen
- Schwenkwerk
- Kokillenhubwerk mit Abschirmhaube
- Steuerstand

- **Hubportal**

Das Hubportal setzt sich zusammen aus den oberen Portalkranz und den vier Stielen mit Aussteifungen. Hubvorgänge des Portals erfolgen über teleskopierbare Stempel, die in den Stielen geführt und über Spindelhubwerke ein- oder ausgefahren werden können.

- **Klapprahmen**

Der Klapprahmen ist eine U-förmig ausgebildete Stahlkonstruktion, die spiegelbildlich ausgeführt mit der offenen Seite im Kopfrahmen des Lastportals schwenkbar aufgehängt sind.

Die Klapprahmen werden über elektromechanisch wirkende Stellzylinder aus- und eingeschwenkt und im eingeschwenkten Zustand mit dem Hubportal mechanisch verriegelt.

An dem Klapprahmen befinden sich Aufnahmeriegel, auf denen sich die ELV durch gänzliches Einfahren der Stützfüße auf den Plateauwagen aufsattelt. Dadurch wird ein Ortswechsel der ELV mit Hilfe des Plateauwagens möglich.

- **Schwenkwerk**

Das Schwenkwerk besteht aus den beidseitig an den Klapprahmen angesetzten Behälteraufnahmen und den Schwenkantrieb. Die Behälteraufnahme ist balkenförmig ausgebildet und in den Endlagen der Balken sind die gelagerten Aufnahmen für die Tragzapfen des Transferbehälters. Zur Lastsicherung sind die Tragzapfenaufnahmen als Schlüssellochkontur ausgebildet.

In Balkenmitte – gleichbedeutend mit dem Schwerpunkt des Transferbehälters - befindet sich der Schwenkantrieb. Die Balken der Behälteraufnahme sind in diesem Punkt mit dem Klapprahmen über eine Kugeldrehverbindung schwenkbar verbunden.

- **Kokillenhubwerk**

Das Kokillenhubwerk umfasst die Bauteile zum Aufnehmen der Kokille aus den aufgerichteten Transferbehälter und Absenken in das Bohrloch.

Zum Aufnehmen der Kokille mit dem Greifwerkzeug des Kokillenhubwerkes wird der Transferbehälter kopfseitig geöffnet. Zur Abschirmung des Behälterinnenraumes ist eine Abschirmhaube vorgesehen. Hubbewegungen der Haube erfolgen durch elektrisch betriebene Linearmotoren.

In der Haube integriert ist der Kokillengreifer und der Stellantrieb zum Öffnen des Transportbehälters. Das Hubseil des Kokillengreifers wird in einen Hubseildurchgang durch den Haubenkörper über eine Umlenkrolle zur Windentrommel des Kokillenhubwerkes geführt. Die Seilumlenkung befindet sich in einem abgekapselten Raum im Kopf des Abschirmhaube.

Die Seiltrommel des Kokillenhubwerkes wird über einen E-Motor mit nachgeschaltetem Getriebe angetrieben und ist so bemessen, dass unter Berücksichtigung max. zulässiger Seilablenkungen eine möglichst geringe Anzahl von Lagen aufgespult wird.

Durch die Seele des Hubseiles führen Leitungen elektrische Energie zur Betätigung und Überwachung des Kokillengreifers.

- **Steuerstand**

Der Steuerstand ist ein eigenständiges, getrennt von der Einlagerungsvorrichtung aufgebautes Modul, das im Rahmen des FuE-Vorhabens DENKMAL plateauauwagenseitig vor der Einlagerungsvorrichtung und neben dem Gleiskörper platziert wird. Der Abstand zur Einlagerungsvorrichtung soll zum Zwecke der Minimierung von Strahlungen möglichst groß gewählt sein. Des weiteren sind bauliche Abschirmungsmaßnahmen vorgesehen. Vom Steuerstand sind alle Handhabungsschritte der Einlagerungsvorrichtung einzuleiten und zu überwachen. Die Signalübertragung erfolgt leitungsgebunden. In einem Endlager wäre es denkbar, dass die Steuerung von der Fahrerkabine der Batterie-Lokomotive aus erfolgt.

3.3.3.2 Transportabläufe unter Tage

Der Transport der mit BSK 3, HAW-Kokillen oder CSD-C beladenen Transferbehälter vom Schacht bis zum Einlagerungsort erfolgt gleisgebunden auf Plateauwagen mit Hilfe der Batterie-Lokomotive. Der Transportablauf ist für beide Behältertypen gleich. Unterschiede ergeben sich im Bereich der Einlagerungsstrecke beim Einlagerungsablauf.

3.3.3.2.1 Einlagerungsablauf BSK 3

Der mit einem Transferbehälter beladene Plateauwagen fährt in das Hubportal der Einlagerungsmaschine in die Lastaufnahmeposition. Für diesen Vorgang hat die Einlagerungsvorrichtung folgende Betriebsstellung eingenommen:

- Klapprahmen ausgeschwenkt
- Hubportal in Hubstellung „Übernahme Transferbehälter“
- Abschirmhaube in unterster Hubstellung

Mit dem beidseitigem Einschwenken der beiden Klapprahmen erfolgt die Lastaufnahme des Transferbehälters. Mit dem Hubportal wird der Transferbehälter vom Plateauwagen abgehoben.

Der Plateauwagen fährt aus der Einlagerungsvorrichtung. Das Hubportal senkt ab in die Hubstellung „Schwenken“. Anschließend wird der Transferbehälter aufgerichtet. Im nächsten Arbeitsschritt setzt die Abschirmhaube auf den Transferbehälter auf. Mit dem Absenkvorgang erfolgt eine mechanische Koppelung des Verschlusssschiebers des Transferbehälters mit den Stellteilen des in der Abschirmhaube integrierten Stellantriebes. Mit einer Senkbewegung des Hubportals erfolgt das Einstellen des Transferbehälters in die Bohrlochschleuse. Vorgesehen werden soll eine während des Einstellvorganges erfolgende automatische Koppelung der beiden Verschlusssschieber Behälter und Bohrloch, um Öffnungs- und Schließvorgänge mit der in der Bohrlochschleuse befindlichen Stelleinheit ausführen zu können.

Der Transferbehälter wird kopfseitig geöffnet und der Kokillengreifer schlägt an die Kokille an. Die Kokille wird anschließend so weit angehoben, dass der bodenseitige Schieber des Transferbehälters unbelastet ist und Behälter und Bohrloch geöffnet werden können. Die Kokille wird in das Bohrloch eingefahren, abgesetzt und der Greifer entriegelt. Nach dem Zurückfahren des Kokillengreifers in die Abschirmhaube wird das Bohrloch und beidseitig der Transferbehälter verschlossen.

Das Hubportal hebt danach den Transferbehälter aus der Bohrlochsleuse bis in Schwenkposition. Im folgenden Arbeitsschritt wird der Transferbehälter in die waagerechte Lage geschwenkt. Anschließend wird der Transferbehälter in die höchste Position gehoben, der Plateauwagen in das Hubportal gefahren und der Transferbehälter dem Plateauwagen übergeben.

Mit dem Entriegeln und Abschwenken der Klapprahmen und der Freigabe zum Abtransport des entladenen Transferbehälters ist der Einlagerungsvorgang abgeschlossen.

3.3.3.2.2 Einlagerungsablauf HAW-Kokillen und CSD-C

Für die Beschreibung des Einlagerungsablaufs für HAW-Kokillen und CSD-C siehe die Ausführungen in Kapitel 3.2.3.2.2.

3.4 Sicherheitstechnische Sonderfragen

Über die vorgenannten technischen Komponenten hinaus werden nachfolgend einige sicherheitstechnisch relevante Aspekte betrachtet. Dies erfolgt beispielhaft für das Konzept der BSK 3-Einlagerung in tiefe, vertikale Bohrlöcher.

Bei der Einlagerung von ausgedienten Brennelementen in Brennstabkokillen (BSK 3) in vertikale Bohrlöcher sind aus sicherheitstechnischer Sicht drei Aspekte von besonderer Bedeutung. Zum Einen stellt sich die Frage nach den Möglichkeiten zum Ausschluß eines möglichen Gebindeabsturz in das Bohrloch; zum Anderen sind die Einwirkungen des Wirtsgesteins Steinsalz auf die Brennstabkokille von Bedeutung. Darüber hinaus spielt die zielgenaue Erstellung von 300 m tiefen Bohrlöchern eine entscheidende Rolle bei der Grubengebäudeauslegung.

3.4.1 Technische oder organisatorische Maßnahmen zum Ausschluss eines Gebindeabsturzes in das Bohrloch

Ein Gebindeabsturz in das oder im Bohrloch könnte durch folgende Gründe hervorgerufen werden:

- Versagen von im Kraftfluss liegenden Bauteilen oder Komponenten
- Infolge Fehlfunktion/Fehlinformation bei den Überwachungselementen wird durch die speicherprogrammierbare Steuerung (SPS) ein nachfolgender Teilschritt eingeleitet, bevor der vorhergehende endgültig abgeschlossen ist (z. B. Öffnen der Bohrlochschleuse und des Transferbehälters unten, obwohl der Kokillengreifer beim Umfassen des Pilzkopfes der Kokille nicht die endgültige Schließposition erreicht hat)
- Unkontrolliertes Abspulen des Hubseiles mit angehängter Kokille
- Ungewollte Lastabgabe des Kokillengreifers

Zum sicheren Ausschluss eines Gebindeabsturzes (BSK 3) sind folgende Maßnahmen vorgesehen:

- Die Auslegung von im Kraftfluss liegenden Bauteilen oder Komponenten der Tragkonstruktion der Einlagerungsvorrichtung erfolgt in Anlehnung an KTA 3902. Darin werden einsatzbezogen besondere Auslegungsbedingungen definiert: Nach Abschnitt 4.2 müssen Hebezeuge neben den allgemein anerkannten Regeln der Technik zusätzlichen Anforderungen genügen, wenn beim Transport von Kernbrennstoffen durch das Versagen des Hebezeuges unmittelbar die Gefahr einer Aktivitätsfreisetzung zu besorgen ist. Bei Abweichungen von sicherheitstechnischen Vorgaben der KTA 3902 (z. B. doppelte Triebwerkskette Hubwerk), erfolgt eine Kompensation der höheren Sicherheitsfaktoren durch kürzere Inspektionszyklen.
- Es sind steuerungstechnische Verriegelungen durch redundante oder diversitäre Überwachung von Weg- und Endlagen bei folgenden Funktionen vorgesehen:
 - Das Anheben der Kokille im Transferbehälter zum Öffnen der Bohrlochschleuse gemeinsam mit unterem Schieber des Transferbehälters zum nachfolgenden Einlagern der Kokille im Bohrloch ist nur möglich, wenn der Kokillengreifer den Pilzkopf fest umschlossen hat.
 - Das Hochfahren des Kokillengreifers nach Absetzen der Kokille im Bohrloch ist nur möglich, wenn der Kokillengreifer vollständig geöffnet ist.
- Das Kokillenhubwerk ist mit einer Sicherheits- und Haltebremse ausgestattet.
- Der Stellantrieb des Kokillengreifers ist über Kniegelenke mit den drei Greiferklinken verbunden, mit denen der Pilzkopf der Kokille umschlossen wird. Während des Absenkvorganges der Kokille ist ein ungewolltes Öffnen des Kokillengreifers bzw. eine ungewollte Lastabgabe durch die Anordnung und Anlenkung der Greiferklinken konstruktiv ausgeschlossen. Ein Öffnen des Kokillengreifers ist nur im entlasteten Zustand möglich.

Damit sind hinreichend wirksame Maßnahmen vorgesehen, die einen Gebindeabsturz in das Bohrloch ausschließen.

3.4.2 Einwirkungen des Wirtsgesteins Steinsalz auf die Brennstabkokillen

Die Zerstörung von Kokillen im Bohrloch durch auflaufenden Gebirgsdruck kann bei sämtlichen für die Bohrlochlagerung vorgesehenen Kokillenarten (HAW-Kokillen, CSD-B und CSD-C sowie BSK 3) zur Aktivitätsfreisetzung (radioaktive Gase) innerhalb des Bohrlochs führen.

In der Nutzungsphase ist das Bohrloch zur Abschirmung von Direktstrahlung durch einen aus Bohrlochschleuse und Aufnahmerohr für die Bohrlochschleuse bestehenden Bohrlochabschluss verschlossen. An die Bohrlochschleuse ist eine Bohrlochentlüftungsanlage angeschlossen, die das Bohrloch unter Unterdruck hält und dem Zweck dient, den im Wesentlichen beim Verstürzen des Salzgrusversatzes entstehenden Feinstaub gezielt über Filtereinrichtung abzuführen und abzuscheiden. Bei der Einlagerung weiterer Kokillen würde der gerichtete Luftstrom auch eine Freisetzung radioaktiver Gase in den Transferbehälter und/oder die Umgebung vermeiden. Dies gilt ebenso für das Versetzen des Bohrlochs mit Salzgrus mit Hilfe der Versatzmaschine.

Zum Ende der Nutzungsphase wird das Bohrloch oberhalb der zuletzt eingelagerten Kokille über eine Länge von ca. 6 m mit Salzgrus verfüllt mit dem vorrangigen Ziel, Direktstrahlung aus dem Bohrloch für die anschließende Demontage von Bohrlochschleuse und Aufnahmerohr abzuschirmen. In dieser Phase können im Falle einer möglichen Zerstörung von Kokillen jedoch ggf. radioaktive Gase aus dem Bohrloch in die Einlagerungsstrecke gelangen. Diese können jedoch durch saugende Bewetterung in der Einlagerungsstrecke im Bereich des Bohrlochkellers gefasst und abgeführt werden. Auch nach Einbau des endgültigen Bohrlochverschlusses können auf diese Weise mögliche radioaktive Gase gefasst werden.

Um das zu umgehen, wäre der Nachweis zu erbringen, dass eine Zerstörung der Kokillen und damit eine Freisetzung radioaktiver Gase auch unter ungünstigsten Randbedingungen nicht zu besorgen ist. Als abdeckende Fälle werden dabei die BSK 3 und HAW-Kokillen betrachtet.

Nach bereits durchgeföhrten 2-dimensionalen Berechnungen ergeben sich für die BSK 3 im Bohrlochtiefsten nach ca. 2 Jahren Radialdrücke von bis zu 30 bis 40 MPa, wobei die Spannungsdifferenzen in horizontaler Ebene bis zu 15 MPa betragen können. Das Verformungsverhalten der BSK 3 wurde darin nicht berücksichtigt. Der mögliche Beuldruck wird vom Hersteller der BSK 3 mit 448 MPa angegeben. Dieser gilt jedoch nur für isotrope Belastung (gleichmäßiger Druck von allen Seiten). Aussagen zur Standfestigkeit der BSK 3 können daraus jedoch nicht abgeleitet werden.

Insofern ist in einem 1. Schritt zunächst die tatsächliche Belastung der Kokillen im Bohrloch durch auflaufenden Gebirgsdruck zu ermitteln. Im 2. Schritt ist der Festigkeitsnachweis aufgrund der zu erwartenden Belastungen (Sicherheit gegen Beulen bei anisotropen Belastungen) zu erbringen. Dies gilt auch für die HAW-Kokillen.

Für den Fall einer möglichen Zerstörung sind in einem 3. Schritt Berechnungen hinsichtlich der potenziellen Gasaustrittsrate am Bohrlochkopf durchzuführen, um ableiten zu können, ob

die in die Einlagerungsstrecken gelangenden Gasmengen hinsichtlich Strahlenexposition des Betriebspersonals durch Inhalation relevant sind oder nicht. Dabei ist zu berücksichtigen, dass mit steigendem Gebirgsdruck auf die Kokillen, der auf der einen Seite ggf. zu deren Zerstörung und zur Freisetzung von Gasen führt, auf der anderen Seite auch eine zunehmende Verzögerung des Gasaustritts aus dem Bohrloch zu erwarten ist, da sich infolge Kompaktierung des Salzgrusversatzes die Permeabilität vor allem im Ringraum zwischen den Kokillen und der Bohrlochwand verringert.

Als relevante Nuklide für die Aktivitätsfreisetzung von Spaltgasen werden die Nuklide C14, H3, Kr-85, I-129, Cs-134 und Cs-137 für den Nachweis der dichten Umschließung von Transport- und Lagerbehältern ausgedienter Brennelemente für den bestimmungsgemäßen Betrieb im Behälterlager betrachtet. Es wird vorgeschlagen, für den Fall einer möglichen Zerstörung der Kokillen im Bohrloch diese Nuklide auch für die Berechnungen zur Freisetzung von Spaltgasen aus BSK 3 und HAW-Kokillen zugrunde zu legen.

3.4.3 Realisierbarkeit eines 300 m tiefen Bohrlochs

Allgemein vergrößert sich mit zunehmender Bohrlochtiefe auf der einen Seite die für die Einlagerung an einem Bohrloch erforderliche Zeitspanne, d. h. die Bohrlöcher sind länger offen zu halten. Auf der anderen Seite steigen die Konvergenzraten infolge des höheren Gebirgsdruckes und der höheren Gebirgstemperatur. Hinzu kommt der Wärmeeintrag durch die Kokillen aus benachbarten Bohrlöchern. Dadurch ergeben sich im Hinblick auf die zeitliche Nutzung des Bohrlochs zunehmend ungünstigere Bedingungen, da tiefere Bohrlöcher längere notwendige Offenstandszeiten erfordern, die höheren Konvergenzraten jedoch zunehmend geringere Offenstandszeiten ermöglichen.

Die durch diese Abhängigkeit bedingten zeitlichen Zwänge lassen sich durch eine denkbare Bohrlocherweiterung nicht umgehen, da ein Nachschneiden, nachdem ein Bohrloch erst einmal dem Kontrollbereich zugeordnet und für die Einlagerung hergerichtet wurde, praktisch ausgeschlossen ist.

Die minimal erforderliche Zeitspanne, in der ein ungehindertes Einlagern der Kokillen möglich sein muss, ergibt sich aus dem für die Befüllung eines kompletten Bohrlochs erforderlichen Zeitbedarf, der einerseits von der Gesamtanzahl der in einem Bohrloch einzulagernden Kokillen und andererseits vom Einlagerungsregime bestimmt wird. Dabei wird implizit unterstellt, dass die Herstellung der Bohrungen ohne zeitliche Reserven in Spätestlage in Bezug zur Einlagerung erfolgt.

Längere mögliche Offenstandszeiten bei den Bohrlöchern lassen hingegen eine zeitliche Entzerrung der Arbeitsvorgänge zu und erhöhen damit die Flexibilität bei der Gestaltung der Betriebsabläufe. Dies gilt auch im Hinblick auf nicht auszuschließende, unplanmäßige Unterbrechungen bei der Einlagerung (z. B. durch Verzögerungen bei der Anlieferungen der Kokillen).

Konvergenzberechnungen, aus denen die maximal zur Verfügung stehenden Zeitspannen, in denen eine ungehinderte Einlagerung von HAW-Kokillen, CSD-C und BSK 3 in 300 m tiefen Bohrlöchern möglich ist, abgeleitet werden können, liegen in der notwendigen Tiefe nicht vor. Insofern sind weitere Untersuchungen erforderlich, wobei auch der Einfluss des Wärmeeintrags von Kokillen in benachbarten Bohrlöchern zu berücksichtigen ist, um die möglichen Offenstandszeiten der Bohrlöcher zur sicheren Seite hin abschätzen zu können.

3.5 Entwicklungs-/Erprobungsbedarf

Für alle Transport- und Handhabungsvorgänge mit den vorgenannten Endlagerbehältern wurde der noch erforderliche FuE-Bedarf ermittelt. Anhang 1 gibt dazu einen Überblick in Tabellenform über bereits eingesetzte oder als Prototyp erprobte und damit dem Stand der Technik entsprechende Techniken bzw. Komponenten zur Endlagerung sowie über vorgesehene Techniken bzw. Komponenten, die zur Erlangung der Genehmigungsreife noch zu entwickeln bzw. zu erproben sind.

Die im Anhang 1 aufgeführten Komponenten, bei denen zur Erlangung der Genehmigungsreife noch Entwicklungs- bzw. Erprobungsbedarf besteht, sind nachfolgend zusammenfassend dargestellt und erläutert:

BSK 3:

Die Brennstabkokille 3 dient der Aufnahme der Brennstäbe von drei LWR-Brennelementen und befindet sich derzeit noch im Entwurfsplanungsstadium. Nachweise über die Bauteilfestigkeit (Fallversuche) sowie über die Gasdichtigkeit stehen noch aus.

Transferbehälter für HAW-Kokille, CSD-C:

Im Rahmen des HAW-Projektes „Versuchseinlagerung hochradioaktiver Strahlenquellen im Salzbergwerk Asse“ (GSF-Bericht 12/94) wurde für die Einlagerung von HAW-Kokillen mit den Abmessungen $H = 1197 \text{ mm}$ und $D = 298,5 \text{ mm}$ u. a. ein innerbetrieblicher Transferbehälter „Einzeltransportbehälter Asse TB1 (ETB)“ endlagerrelevant entwickelt und erprobt.

Die zur Auslegung des ETB herangezogenen Referenzdaten der zu transportierenden Kokille wurden so gewählt, dass dieser direkt für das geplante Endlager einsetzbar ist. Bis Projektbeginn 1985 war davon auszugehen, dass für die Versuchseinlagerung wahlweise folgende Strahlenquellen genutzt werden:

- PNL-Kokille mit den verglasten Radionukliden Cs 137 und Sr 90, $D = 300 \text{ mm}$, $H = 1200 \text{ mm}$
- WA-350-Kokille, $D = 430 \text{ mm}$, $H = 1360 \text{ mm}$
- Kokille für Cogema-Abfälle, $D = 430 \text{ mm}$, $H = 1335 \text{ mm}$

Im Rahmen der Endlagerplanung zur Bohrlochlagerung von

- HAW-Kokillen, D = 430 mm, H = 1338 mm und
- CSD-C, D = 440 mm, H = 1345 mm

muss ein Transferbehälter entwickelt werden, der sich vom Asse TB1 hinsichtlich der Einrichtungen zum Greifen der Kokille in wesentlichen Punkten unterscheidet, so dass eine Übertragbarkeit der Erkenntnisse nicht gegeben ist.

Die Integrität des zu entwickelnden Transferbehälters insbesondere im Hinblick auf die beidseitigen Behälterverschlüsse ist durch Fallversuche nachzuweisen. Ferner ist das reibungsfreie Zusammenspiel mit den anderen am Einlagerungsvorgang beteiligten Komponenten (Einlagerungsvorrichtung, Bohrlochsleuse und Plateauwagen) nachzuweisen.

Darüber hinaus ist der Nachweis über die Abschirmung des Transferbehälters allein sowie im Zusammenwirken mit der Einlagerungsvorrichtung (Bereich Abschirmhaube) und der Bohrlochsleuse zu erbringen.

Transferbehälter für BSK 3:

Der Transferbehälter für die BSK 3 entspricht in der Konzeption dem Transferbehälter für die HAW-Kokillen und CSD-C. Er weist für den horizontalen Transport ein zweites Tragzapfenpaar und eine größere Länge auf.

Die Integrität des Transferbehälters insbesondere im Hinblick auf die beidseitigen Behälterverschlüsse ist durch Fallversuche nachzuweisen. Ferner ist das reibungsfreie Zusammenspiel mit den anderen am Einlagerungsvorgang beteiligten Komponenten (Einlagerungsvorrichtung, Bohrlochsleuse und Plateauwagen) nachzuweisen. Letzteres wird im Rahmen des FuE-Vorhabens DENKMAL erfolgen.

Darüber hinaus ist der Nachweis über die Abschirmung des Transferbehälters allein sowie im Zusammenwirken mit der Einlagerungsvorrichtung (Bereich Abschirmhaube) und der Bohrlochsleuse zu erbringen.

Einlagerungsvorrichtung für HAW-Kokillen und CSD-C:

Die Einlagerungsvorrichtung zum Einlagern von HAW-Kokillen und CSD-C ist noch zu entwickeln. Da aufgrund eines notwendigerweise andersartigen Aufbaus weder Erkenntnisse aus der Erprobung der Einlagerungsvorrichtung für den POLLUX übertragbar sind noch aus der in der Planung befindlichen Einlagerungsvorrichtung für die BSK 3 und ihrer Erprobung im Rahmen des FuE-Vorhabens DENKMAL entsprechende Erkenntnisse übertragbar sein werden, ist die technische Machbarkeit, d. h. ihre Funktionsfähigkeit im Zusammenspiel aller Komponenten (Plateauwagen, Transferbehälter, Kokille und Bohrlochsleuse) nachzuweisen.

Darüber hinaus ist der Nachweis über die Abschirmung im Zusammenwirken mit dem Transferbehälter, der Bohrlochsleuse und der Kokille zu erbringen.

Einlagerungsvorrichtung für BSK 3:

Die Einlagerungsvorrichtung zum Einlagern von BSK 3 wird im Rahmen des FuE-Vorhabens DENKMAL geplant, gefertigt und erprobt. Da aufgrund eines notwendigerweise andersartigen Aufbaus Erkenntnisse aus der Erprobung der Einlagerungsvorrichtung für den POLLUX nicht übertragbar sind, ist die technische Machbarkeit, d. h. ihre Funktionsfähigkeit im Zusammenspiel aller Komponenten (Plateauwagen, Transferbehälter, Kokille und Bohrlochschleuse) nachzuweisen.

Darüber hinaus ist der Nachweis über die Abschirmung im Zusammenwirken mit dem Transferbehälter, der Bohrlochschleuse und der Kokille zu erbringen.

Bohrlochschleuse HAW-Kokillen, CSD-C:

Im Rahmen des HAW-Projektes „Versuchseinlagerung hochradioaktiver Strahlenquellen im Salzbergwerk Asse“ (GSF-Bericht 12/94) wurde für die Einlagerung von HAW-Kokillen eine Bohrlochschleuse endlagerrelevant entwickelt und erprobt. So war bei der Bohrlochschleuse ursprünglich auch eine Abschirmung der n-Strahlung vorgesehen, obwohl diese im HAW-Projekt eigentlich nicht erforderlich war. Aus Gewichtsgründen (Hebezeug unter Tage) wurde dann darauf verzichtet.

Der Nachweis der technischen Machbarkeit ist im HAW-Projekt erbracht worden. Die Ergebnisse sind übertragbar, da auch die für die Einlagerung von HAW-Kokillen und CSD-C vorgesehene Bohrlochschleuse sich vom Verschlussprinzip (Flachschieber) nicht unterscheidet. Es ist lediglich eine zusätzliche Absaugung vorgesehen, die dem Zweck dient, den im Wesentlichen beim Verstürzen des Salzgrusversatzes entstehenden Feinstaub gezielt über Filtereinrichtung abzuführen und abzuscheiden – siehe auch Bohrlochentlüftungsanlage Bohrlochschleuse.

Das reibungsfreie Zusammenspiel mit den anderen am Einlagerungsvorgang beteiligten Komponenten (Einlagerungsvorrichtung und Transferbehälter) ist jedoch nachzuweisen.

Darüber hinaus ist der Nachweis über die Abschirmung im Zusammenwirken mit Transferbehälter und Kokille im Bereich der Bohrlochschleuse zu erbringen.

Bohrlochschleuse BSK 3:

Aufgrund des identischen Konstruktionsprinzips gelten die vorstehenden Ausführungen zur Bohrlochschleuse für HAW-Kokillen, CSD-C.

Das reibungsfreie Zusammenspiel mit den anderen am Einlagerungsvorgang beteiligten Komponenten (Einlagerungsvorrichtung und Transferbehälter) ist jedoch nachzuweisen. Dies wird im Rahmen des FuE-Vorhabens DENKMAL erfolgen.

Darüber hinaus ist der Nachweis über die Abschirmung im Zusammenwirken mit Transferbehälter und Kokille im Bereich der Bohrlochschleuse zu erbringen.

Aufnahmerohr für Bohrlochschleuse für HAW-Kokillen, CSD-C und BSK 3:

Das Aufnahmerohr für die Bohrlochschleuse dient der Aufnahme der Bohrlochschleuse und verfügt über sogenannte Centralizer, um eine exakt lotrechte und koaxiale Lage zur Bohrlochachse im Verbund mit dem Gebirge herzustellen. Es ist der Nachweis zu erbringen, dass eine fehlerfreie Adaption zwischen Gebirge und Bohrlochschleuse möglich ist.

Darüber hinaus ist der Nachweis über die Abschirmung im Zusammenwirken mit der Bohrlochschleuse und dem Gebirge Bereich zu erbringen.

Versatzmaschine für HAW-Kokillen, CSD-C und BSK 3:

Die Kokillen werden sukzessive mit Salzgrus überdeckt. Dazu soll eine im Konzeptplanungsstadium befindliche, auf Schienen eigenverfahrbare Versatzmaschine dienen, die an der Bohrlochschleuse andockt und den Salzgrusversatz in das Bohrloch verstürzt. Es ist der Nachweis über die technische Machbarkeit im Zusammenspiel mit der Bohrlochschleuse zu erbringen.

Darüber hinaus ist der Nachweis über die Abschirmung des Versatzbehälters allein sowie im Zusammenwirken mit der Bohrlochschleuse und der Kokille im Kontaktbereich zur Bohrlochschleuse zu erbringen.

Bohrlochentlüftungsanlage der Bohrlochschleuse für HAW-Kokillen, CSD-C und BSK 3:

Die Bohrlochentlüftungsanlage an der Bohrlochschleuse hält das Bohrloch unter Unterdruck und dient dem Zweck, den im Wesentlichen beim Verstürzen des Salzgrusversatzes entstehenden Feinstaub gezielt über Filtereinrichtung abzuführen und abzuscheiden, um größere Staubablagerungen am Bohrlochschieber, die zu einer Beeinträchtigung seiner Funktion führen könnten, und ein unkontrolliertes Austreten von Feinstaub in die Umgebung (Einlagerungsstrecke) zu verhindern. Im Hinblick auf die Vermeidung von Feinstaubablagerungen auf dem Bohrlochschieber ist der Nachweis der technischen Machbarkeit zu erbringen.

Bohrloch für HAW-Kokillen, CSD-C und BSK 3:

Das Bohrloch mit einer Teufe von 300 m wird in 2 Schritten hergestellt. Zunächst erfolgt die Erkundungsbohrung mit einem Durchmesser von 273 mm und anschließend die Erweiterungsbohrung mit einem Durchmesser von 600 mm. Vor dem Hintergrund einer optimalen Ausnutzung der Einlagerungsfelder mit hexagonaler Anordnung der Bohrlöcher sind die aus thermomechanischen Gründen vorgegebenen Mindestabstände der Bohrungen untereinander bestmöglich einzuhalten. Für die Komponenten der Bohranlage und die Durchführung der Bohrung liegen Ergebnisse aus einer Entwurfsplanung vor. Danach kann die Bohrung mit einer Zielgenauigkeit von 1 % auf 300 m hergestellt werden. Es ist der Nachweis zu erbringen, dass die vorgegebene Zielgenauigkeit erreicht wird.

3.6 Zusammenfassende Bewertung des aktuellen Kenntnisstandes

Im Bereich der Transport- und Einlagerungstechnik ist für wärmeentwickelnde und hochaktive Abfälle durch eine Reihe von FuE-Vorhaben und damit verbundenen Demonstrationsversuchen ein weit fortgeschrittener Entwicklungsstand erreicht. Das gilt sowohl für das Konzept der Streckenlagerung als auch für dieendlagerung von HAW-Kokillen und CSD-C in tiefe vertikale Bohrlöcher. Diese Versuche wurden und werden jeweils mit Dummy-Behältern über Tage durchgeführt, so dass ein Nachweis der radiologischen Sicherheit noch aussteht ebenso wie der störungsfreie und zuverlässige Einsatz unter Bedingungen eines Bergwerkbetriebes. Dabei sind die Wirkung der Abschirmfunktionen von Schleusen am Transferbehälter und der Bohrlochschieleuse bei der Bohrlochlagerung von besonderem Interesse. Darüber hinaus sind die Genauigkeit bei der Erstellung von vertikalen Bohrungen und deren thermomechanisches Verhalten vor und während des Einlagerungsbetriebes noch Gegenstand von Untersuchungen oder sollten untersucht werden.

4 Endlagerbauwerk

4.1 Einleitung

Das Sicherheitskonzept des Endlagers beruht hinsichtlich der Auslegung des Grubengebäudes darauf, dass der Integritätsnachweis für die geologische Barriere geführt werden kann. Das bedeutet, dass der Zuschnitt und die Anordnung der für die vorgegebene Abfallmenge benötigten Grubenräume so geplant werden müssen, dass stets die Dilatanz- und Hydrofrac-Kriterien eingehalten werden. Das betrifft sowohl die Einlagerungsstrecken und -bohrlöcher als auch alle Grubenräume für die Infrastruktur wie Transportstrecken, Werkstätten und Lagerräume. Für all diese Hohlräume müssen hinreichend große Sicherheitsabstände zu potentiellen Störungszonen und relevanten Schichtgrenzen eingehalten werden.

Die wesentliche Auslegungsrandbedingung für das Grubengebäude ist das Temperaturkriterium von 200 °C, das zu keiner Zeit im gesamten Endlager überschritten werden darf. Dieses erfordert eine systematische Planung der Anordnung von Einlagerungsstrecken und -bohrlöchern und deren Belegung mit Endlagerbehältern. Mittels vorlaufender thermischer Berechnungen werden dazu deshalb entsprechende Strecken- und Bohrlochabstände ermittelt. Qualifizierte Berechnungsmodelle dafür sind vorhanden.

Da es nicht Ziel war, ein vollständig neues Endlagerkonzept zu entwickeln, sondern unter Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik und des reduzierten Mengengerüstes durch Analogieschlüsse ein technischen Endlagerkonzept zu beschreiben, wurde folgende Vorgehensweise gewählt.

Auf Basis des in Kapitel 2 beschriebenen Abfallaufkommens wurde unter Zuhilfenahme von vorhandenen Auslegungskriterien (thermische, bergbauliche, sicherheitstechnische) eine Grubengebäudeplanung entworfen. Dabei wurde auf vorliegende Arbeiten zur Aktualisierung des Konzeptes Endlager Gorleben zurückgegriffen. Dort waren thermische Berechnungen - numerische 2D-Berechnungen für das POLLUX-Streckenlagerungskonzept und analytische 3D-Berechnungen für die Bohrlochlagerung von BSK 3 und HAW-Kokillen - zur Bestimmung von Bohrloch- und Streckenabständen durchgeführt worden. In den folgenden Kapiteln wird das tatsächlich berücksichtigte Abfallmengengerüst beschrieben und die darauf aufgebaute Grubengebäudeplanung für zwei Varianten dargestellt. Diese beinhalten sowohl die gemeinsame Einlagerung von Endlagergebinden in horizontalen Strecken und in vertikalen Bohrlöchern als auch die reine Bohrlochlagerung. Für beide Varianten werden die entsprechenden Einlagerungsfelder ausgelegt. Abschließend werden sicherheitstechnisch relevante Fragestellungen, die Einfluss auf die Grubengebäudeplanungen haben, zusammengestellt.

4.2 Art und Menge zu berücksichtigender Endlagerbehälter

Mit der Novelle des Atomgesetzes im Jahre 1994 wurde die Direkte Endlagerung von ausgedienten Brennelementen in Deutschland als ein möglicher Entsorgungsnachweis gesetzlich festgeschrieben. Aktive endlagerfähige Gebinde für diesen Entsorgungsweg sind bisher weltweit noch nicht hergestellt worden. Technisch erprobt werden soll diese Konditio-

nierungsform der ausgedienten Brennelemente zur Herstellung endlagerfähiger Gebinde erstmalig in der Pilotkonditionierungsanlage (PKA), die am Standort des Zwischenlagers in Gorleben errichtet wurde.

In der PKA werden die Brennelemente in ihre Brennstäbe, Endstücke und sonstige Strukturteile zerlegt. Die Brennstäbe werden in speziell für die Direkte Endlagerung konzipierte Behälter eingefüllt und durch Aufschweißen eines Deckels dicht eingeschlossen. Das zugrunde gelegte Referenzkonzept sieht die Verbringung der Endlagergebinde in ein Endlager in einer Salzformation vor.

Für die derzeit in Betracht gezogenen Einlagerungskonzepte bei der Direkten Endlagerung /DBE 1998/ wurden zwei Behälter- bzw. Gebindetypen entwickelt und hinsichtlich der Auslegung des Grubengebäudes berücksichtigt:

- der vollabgeschirmte POLLUX-Behälter für die Streckenlagerung und
- die in ihren Abmessungen einer verlängerten HAW-Kokille entsprechende Brennstabkokille (BSK) für die Bohrlochlagerung.

Neben den beiden o. g. Endlagergebindetypen wurden bei der Auslegung des Grubengebäudes die folgenden Endlagergebinde mit Abfällen aus der Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente berücksichtigt:

- HAW-Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Spaltprodukten und Feedklärschlammern und
- CSD-C mit kompaktierten mittelradioaktiven Brennelementhülsen, Strukturteilen und Technologieabfällen.

Alle anderen in Kapitel 2 beschriebenen Endlagergebinde wurden in /DBE 1998/ nicht berücksichtigt. Das in /DBE 1998/ bei der Auslegung des Grubengebäudes abweichend von Kapitel 2 zu Grunde liegende Mengengerüst der endzulagernden hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle ist in der Tabelle 4-1 aufgeführt.

Tabelle 4-1: Mengengerüst der endzulagernden hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle für die Grubengebäudeauslegung

	POLLUX-8	BSK 3	HAW-Kokille	CSD-C
Gebindeanzahl	2.309	6.151	3.767	6.902

Im Folgenden sind die thermischen Daten der endzulagernden ausgedienten Brennelemente und Wiederaufarbeitungsabfälle bzw. der Endlagergebinde beschrieben, die für die thermischen Berechnungen der Endlagerauslegung herangezogen wurden.

Als Referenzbrennelement wird ein Uran-BE aus DWR mit einer Anreicherung von 4 % und einem durchschnittlichen Abbrand von 50 GWd/tSM zu Grunde gelegt. Zur Verfügung gestellt wurden durch GNS die Ergebnisse der Abbrandberechnungen für Uran-BE für 10 Zeitpunkte einerseits im Zeitraum zwischen 15 und 500 Jahren und andererseits von 1 bis

1 Mio. Jahren nach Reaktorentnahme. Abbildung 4-1 zeigt den zeitlichen Verlauf der Wärmeleistung des Referenz-BE (Typ: GKN-2, ideal) bis 200 Jahre nach Reaktorentnahme.

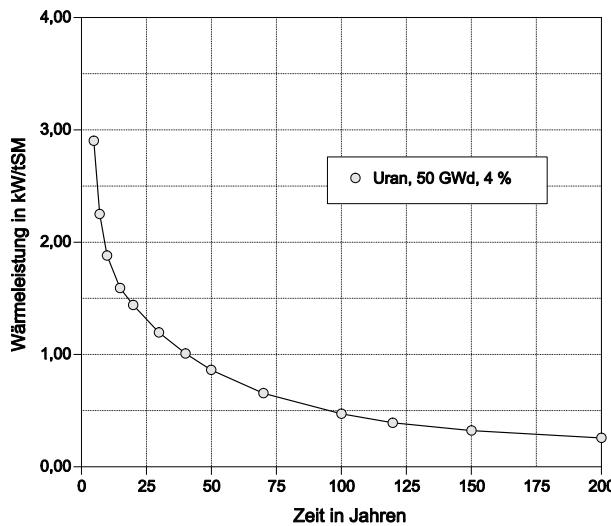


Abbildung 4-1: Zeitlicher Verlauf der Wärmeleistung des Referenz-BE (Uran-BE aus GKN-2, 50 GWd/tSM, 4 % U₂₃₅ Anreicherung) bezogen auf tSM

In /DBE 1998/ wurde die Beladung der POLLUX-Behälter mit Brennstäben von 8 DWR-BE bzw. 24 SWR-BE angenommen. Der Unterschied zum POLLUX-10 besteht darin, dass in dem innen angeordneten, quadratischen Korb anstatt Brennstäbe zweier DWR-BE bzw. 6 SWR-BE kompaktierte Strukturteile der Brennelemente eingebracht werden. Bei der Brennstabkokille wurde eine Beladung mit Brennstäben von 3 DWR-BE bzw. 9 SWR-BE angenommen. In der Tabelle 4-2 ist der zeitliche Verlauf der Wärmeleistung für POLLUX-8 und BSK 3, beladen mit Brennstäben des Referenz-BE, dargestellt.

Tabelle 4-2: Zeitlicher Verlauf der Wärmeleistung von POLLUX-8 und BSK 3, Beladung mit Brennstäben des Refenz-BE (Uran-BE aus GKN-2, 50 GWd/tSM, 4 % U₂₃₅ Anreicherung)

Zeit [a]	POLLUX-8 4,3 t SM [kW]	BSK 3 1,6 t SM [kW]
1	53,59	21,22
2	31,58	11,84
5	12,53	4,70
6	9,72	3,65
10	8,08	3,03
15	6,87	2,58
20	6,18	2,32
30	5,14	1,93
40	4,32	1,62
50	3,71	1,39
70	2,81	1,05
100	2,02	0,76

Zeit [a]	POLLUX-8 4,3 t SM [kW]	BSK 3 1,6 t SM [kW]
120	1,70	0,64
150	1,40	0,52
200	1,12	0,42
500	0,62	0,23
1.000	0,35	0,13
10.000	0,08	0,03
100.000	0,01	0,00
1.000.000	~ 0,00	0,00

In der Tabelle 4-3 ist der zeitliche Verlauf der Wärmeleistung einer HAW-Kokille aus AREVA-NC /COGEMA 1986/ zu verschiedenen Zeiten nach Reaktorentladung des Brennstoffs angegeben. Für das Alter des enthaltenen Kernbrennstoffs wurde für die Wiederaufarbeitung 3 Jahre nach Reaktorentladung und für die Verglasung 4 Jahre nach Reaktorentladung ein Abbrand von 33 GWd/tSM beispielhaft zugrunde gelegt. Bis zur Beendigung der Wiederaufarbeitung ist mit höheren Abbränden zu rechnen.

Tabelle 4-3: Zeitlicher Verlauf der Wärmeleistung einer HAW-Kokille aus AREVA-NC

Zeit	6 a	8 a	10 a	13 a	33 a	73 a	104 a
Wärmeleistung	1.745 W	1.500 W	1.260 W	1.120 W	670 W	275 W	151 W

Die Wärmeleistung einer CSD-C wird mit 20 Watt angenommen.

4.3 Auslegung des Grubengebäudes

Ausgehend vom vorher aufgestellten Mengengerüst, den Randbedingungen für Abbrand und Zwischenlagerzeit der wärmeentwickelnden Abfälle sowie den Einlagerungskonzepten lassen sich Belegungsabschätzungen für das Grubengebäude durchführen. Grundsätzlich ist das Grubengebäude mit getrennten Wetterführungen für den kerntechnischen und den bergmännischen Teil zu realisieren.

Aufgrund der in der Realität komplexen geologischen Verhältnisse können nur die geometrischen Grunddaten der Einlagerungsfelder wie Streckenabstand, Bohrlochdurchmesser, -länge und -abstand sowie der Behälterzwischenraum vorgegeben werden. Der Sicherheitspfeiler von Einlagerungsstrecken zur nördlichen und zur südlichen Richtstrecke muss jeweils doppelte Richtstreckenbreite aufweisen. Die Größe und Ausrichtung der einzelnen Einlagerungsfelder muss sich bei der konkreten weiteren Detailplanung dem wechselnden Schichtstreichen und den unterschiedlichen Schichtmächtigkeiten anpassen. Aus Gründen der Sonderbewetterung soll die Länge der Einlagerungs- und Beschickungsstrecken für wärmeproduzierende Abfälle 250 m nicht überschreiten.

Die folgenden Randbedingungen sind dabei zu beachten:

- Aus technologischer Sicht sind von den Streckenlängen bei der Einlagerung von POLLUX-Behältern 15 m für den Verschluss der Strecke sowie 1 m Abstand von der Ortsbrust am Ende der Einlagerungsstrecke für die erste Einlagerungsposition abzuziehen /SAM 1989b/.
- Bei der Bohrlochlagerung wird ebenso für die Beschickungsstrecke 15 m für den Verschluss der Strecke benötigt.

Zwei Einlagerungsvarianten werden im Folgenden beschrieben

- gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung
- reine Bohrlochlagerung

4.3.1 Konzept: Gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung

Beim Konzept "Gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung" /DBE 1998/ werden die ausgedienten Brennelement in POLLUX-8 Behältern auf der 870 m-Sohle (Einlagerungssohle) in Strecken eingelagert. Die HAW-Kokillen und CSD-C werden in 300 m tiefe Bohrlöcher verbracht. Im Rahmen des FuE-Vorhabens mit dem Akronym DENKMAL werden die auftretenden Belastungen auf die Kokillen aus Gebirgsdruck und aus thermischen Spannungen, die aus der Expansion des Gebirges von bereits baladierten Nachbarbohrlöchern resultieren, ermittelt. Da für die Gebinde 30 MPa nicht überschritten werden sollen, ergeben sich erste Hinweise, dass die vorgesehenen Bohrlochtiefe von 300 m im Detail zu überprüfen ist.

4.3.1.1 Streckenlagerung POLLUX-8

Nach /DBE 1998/ ergibt sich bei 30 Jahren Zwischenlagerzeit aus den thermischen Auslegungsberechnungen unter Einhaltung der 200°C-Grenze für das Wirtsgestein Salz ein minimaler Behälterabstand in einer Strecke von 1 m und ein minimaler Streckenabstand von 36 m. Der Mindestabstand zwischen zwei Behältern von 1 m resultiert aus dem erforderlichen Raumbedarf zur Handhabung mit der Einlagerungsvorrichtung.

4.3.1.1.1 Geometrie der Strecken

Die Streckengeometrie richtet sich nach den Anforderungen der eingesetzten Transport- und Einlagerungstechnik und nach den Erfordernissen des Bergbaus. Die tatsächliche Streckenkontur richtet sich nach der gewählten Auffahrungstechnik "Bohren und Sprengen" oder "schneidend". Bei schneidender Auffahrungstechnik ergeben sich Unterschiede je nach Ausrüstungshersteller und Schneidprinzip. Zur Minimierung des Streckenquerschnitts werden die Schienen in der Sohle versenkt.

Einlagerungsstrecke

Abbildung 4-2 zeigt den Querschnitt durch eine Einlagerungsstrecke zur Streckenlagerung von POLLUX-Behältern. Die Maße 4,5 m x 3,4 m sind Mindestmaße, die im Rahmen der Vorkonzeptphase ermittelt wurden.

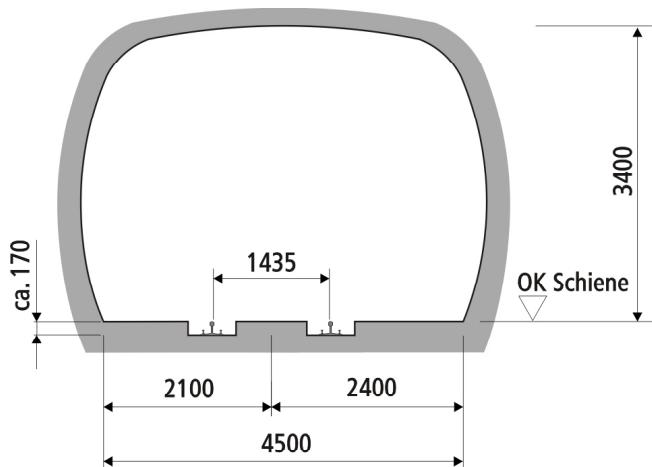


Abbildung 4-2: Querschnitt durch die POLLUX-Einlagerungsstrecke

Nördliche Richtstrecke und Querschläge

Abbildung 4-3 zeigt den Querschnitt durch die nördliche Richtstrecke und die identischen Querschläge für die Bohrlochlagerung von HAW-Kokillen und CSD-C. Abbildung 4-4 zeigt den Querschnitt der Querschläge zu den POLLUX-Einlagerungsstrecken. Die Auslegung des Querschnitts richtet sich nach den Erfordernissen des Streckentransports der Gebinde und der bergbaulichen Anforderungen. Parallel zum Fahrweg für Gleislosfahrzeuge sind die Schienen zum gleisgebundenen Transport im Schotterbett verlegt. Die Verlegung im Schotterbett ermöglicht den Ausgleich von Sohlenhebungen durch Nachstopfen des Schotters. Querschnittsbestimmend sind die Dimensionen der größten Einlagerungsvorrichtung.

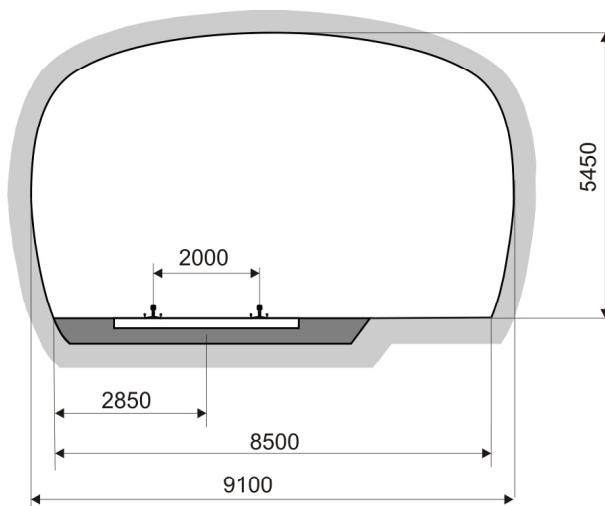


Abbildung 4-3: Querschnitt der nördlichen Richtstrecke

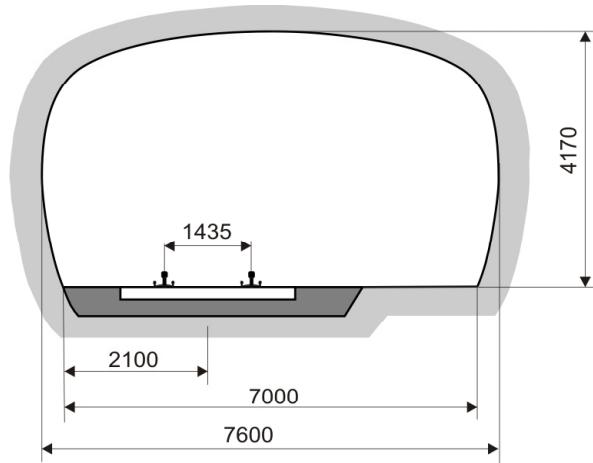


Abbildung 4-4: Querschnitt der Querschläge zur POLLUX-Einlagerungsstrecke

Südliche Richtstrecke

Abbildung 4-5 zeigt den Querschnitt der südlichen Richtstrecke. Die südliche Richtstrecke ist der Fahrweg für die Auffahrungsaurüstung und der Abtransportweg für das Haufwerk aus der Auffahrung über Gurtförderung.

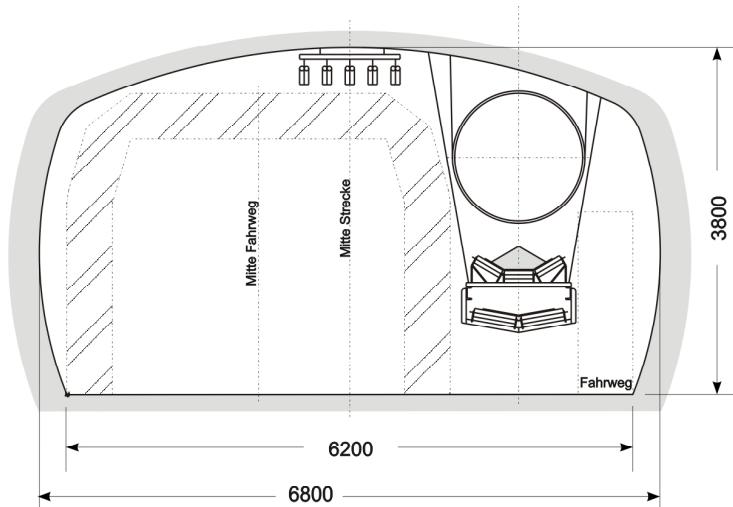


Abbildung 4-5: Querschnitt der südlichen Richtstrecke

4.3.1.1.2 Entwurf eines Einlagerungsfeldes für POLLUX-Behälter

Unter Berücksichtigung der vorgenannten Randbedingungen und Auslegungsgrundsätze kann ein Einlagerungsfeld entworfen werden, das 288 POLLUX-Behälter aufnehmen kann. Die Größe des Feldes umfasst ca. 83.100 m² bei einer Länge von 277 m und einer Breite von 300 m (siehe Abbildung 4-6). Um die Gesamtanzahl aller POLLUX-8 Gebinde einzulagern, sind ca. 8 Felder erforderlich.

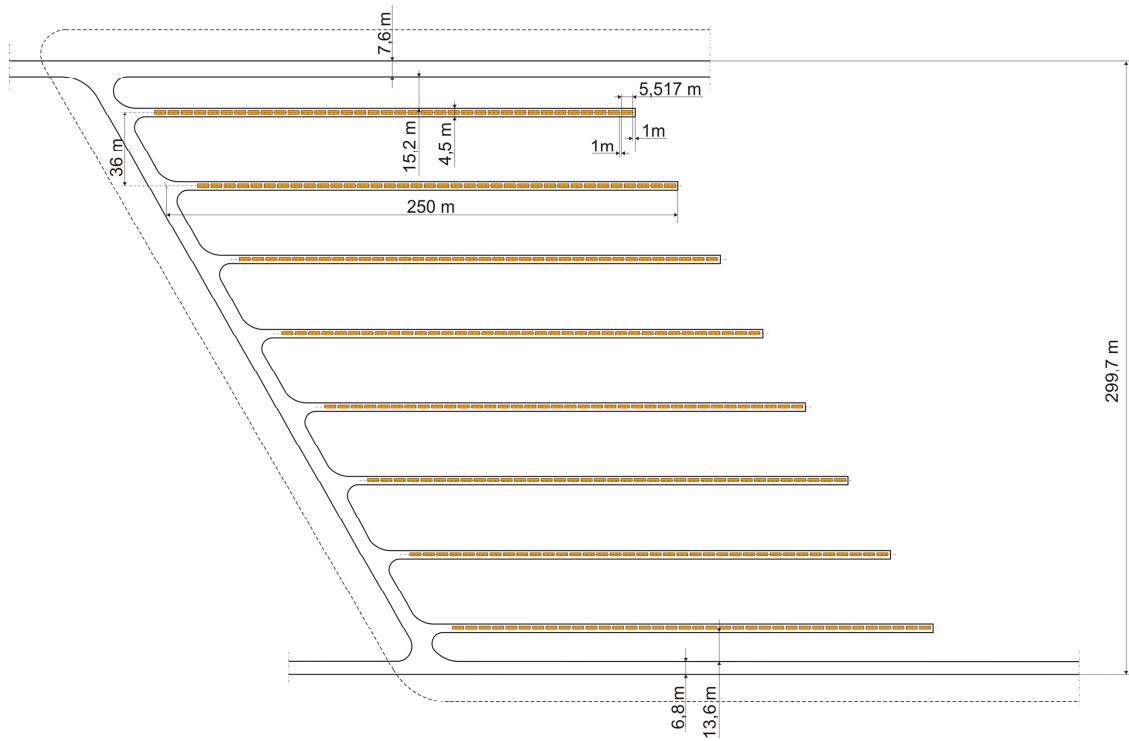


Abbildung 4-6: Entwurf eines Einlagerungsfeldes für POLLUX-Behälter

4.3.1.2 Bohrlochlagerung von HAW-Kokillen

In /DBE 1998/ wurden als Basis für die Berechnungen mit ca. 300 m langen Bohrlöchern zwei unterschiedliche Feldabmessungen bei einer Zwischenlagerzeit von 15 Jahren untersucht:

- ein Feld mit zulässigen Maximalabmessungen entlang der Strecken und der Querschläge von $l_{S,zul} \times l_{Q,zul} = 300 \text{ m} \times 300 \text{ m}$ und
- ein kleineres Feld mit $l_{S,zul} \times l_{Q,zul} = 215 \text{ m} \times 317,5 \text{ m}$.

Es wurde ein um den Wärmeeintragsfaktor von 0,9285 reduzierter Wärmeeintrag betrachtet, der sich dadurch ergab, dass jeweils auf einen Stapel von fünf Kokillen ein Lastabtragselement mit einer Höhe von 0,5 m folgte. Insgesamt wurde von 215 Kokillen pro Bohrloch ausgegangen. Für die beiden Felder wurden die folgenden Ergebnisse berechnet, (siehe Tabelle 4-4):

Tabelle 4-4: Bohrlochabstand und abgeleitete Größen für HAW-Kokillen als Einzelkokillen in 300 m Bohrlöcher bei 15 Jahren Zwischenlagerzeit

	Feld 1 (300 m x 300 m)	Feld 2 (215 m x 317,5 m)
Bohrlochanzahl in der Strecke x Streckenanzahl [-]	6 x 6	4 x 6
Kokillenanzahl im Feld [-]	7.740	5.160
Bohrlochabstand [m]	58,3	55,2
Streckenabstand [m]	50,49	47,80
Feldgröße [m x m]	291,5 x 291,5	165,6 x 276,0

Im Rahmen des ISIBEL-Projektes werden als erste Näherung die Ergebnisse zum Feld 2 mit einem Bohrlochabstand von 55,2 und einem Streckenabstand von 47,8 m verwendet. Die Annahmen sind durch Neuberechnungen in Zuge weiterer Planungen zu verifizieren.

4.3.1.2.1 Geometrie der Strecken

Auch hier richtet sich die Streckengeometrie nach den Anforderungen der eingesetzten Transport- und Einlagerungstechnik und nach den Erfordernissen des Bergbaus. Die tatsächliche Streckenkontur richtet sich nach der gewählten Auffahrungstechnik "Bohren und Sprengen" oder "schneidend". Bei schneidender Auffahrungstechnik ergeben sich Unterschiede je nach Ausrüstungshersteller und Schneidprinzip. Zur Minimierung des Streckenquerschnitts werden die Schienen in der Sohle versenkt.

Einlagerungsstrecke

Abbildung 4-7 zeigt den Querschnitt durch eine Einlagerungsstrecke zur Bohrlochlagerung von HAW-Kokillen. Die Maße 6,0 m x 6,6 m sind als Mindestmaße zu verstehen. Die Querschnittsabmessungen wurden in Anlehnung an das aktuelle FuE-Vorhaben DENKMAL "Bohrlochlagerung von BSK 3" festgelegt.

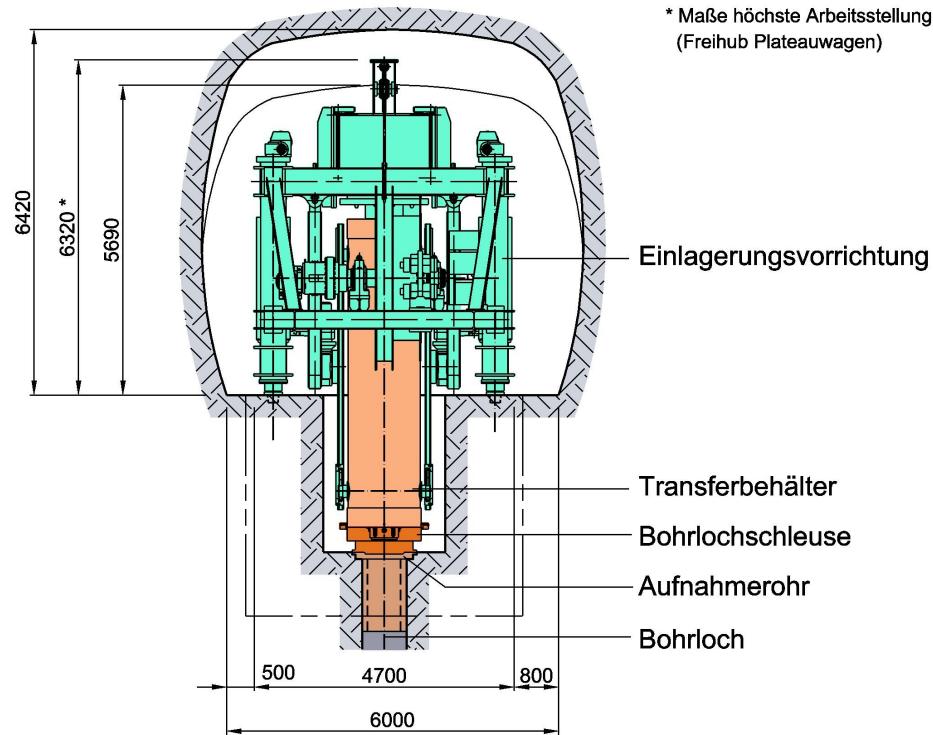


Abbildung 4-7: Querschnitt durch die HAW-Kokillen-Einlagerungsstecke

Nördliche Richtstrecke und Querschläge

Abbildung 4-8 zeigt den Querschnitt durch die nördliche Richtstrecke und die identischen Querschläge. Die Auslegung des Querschnitts erfolgt hinsichtlich der Erfordernisse des Streckentransports der Gebinde und der bergbaulichen Anforderungen. Parallel zum Fahrweg für Gleislosfahrzeuge sind die Schienen zum gleisgebundenen Transport im Schotterbett verlegt. Die Verlegung im Schotterbett ermöglicht den Ausgleich von Sohlenhebungen durch Nachstopfen des Schotters. Querschnittsbestimmend sind die Dimensionen der Einlagerungsvorrichtung HAW-Kokillen und CSD-C.

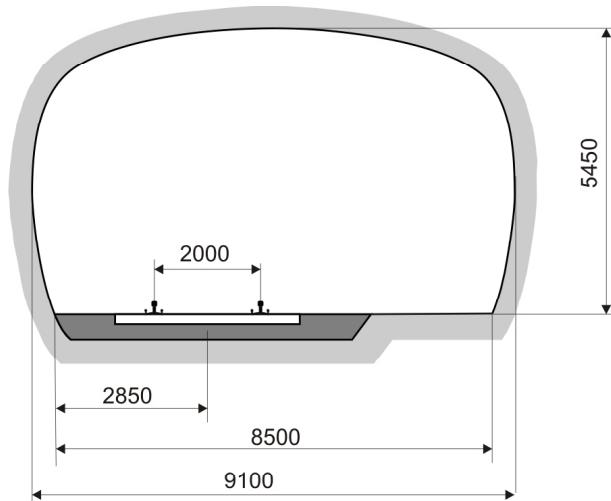


Abbildung 4-8: Querschnitt der nördlichen Richtstrecke und Querschläge

Südliche Richtstrecke

Die südliche Richtstrecke bleibt geometriegleich wie bei der Streckenlagerung (s. Kapitel 4.3.1.1.1). Der Transport von Auffahrungsequipment für die Bohrlocherstellung könnte gegebenenfalls Änderungen der Abmessungen erforderlich machen. Das wäre zu prüfen.

Abbildung 4-9 zeigt den Entwurf eines Einlagerungsfeldes für HAW-Kokillen unter Berücksichtigung der vorgenannten Randbedingungen und Auslegungsmerkmale.

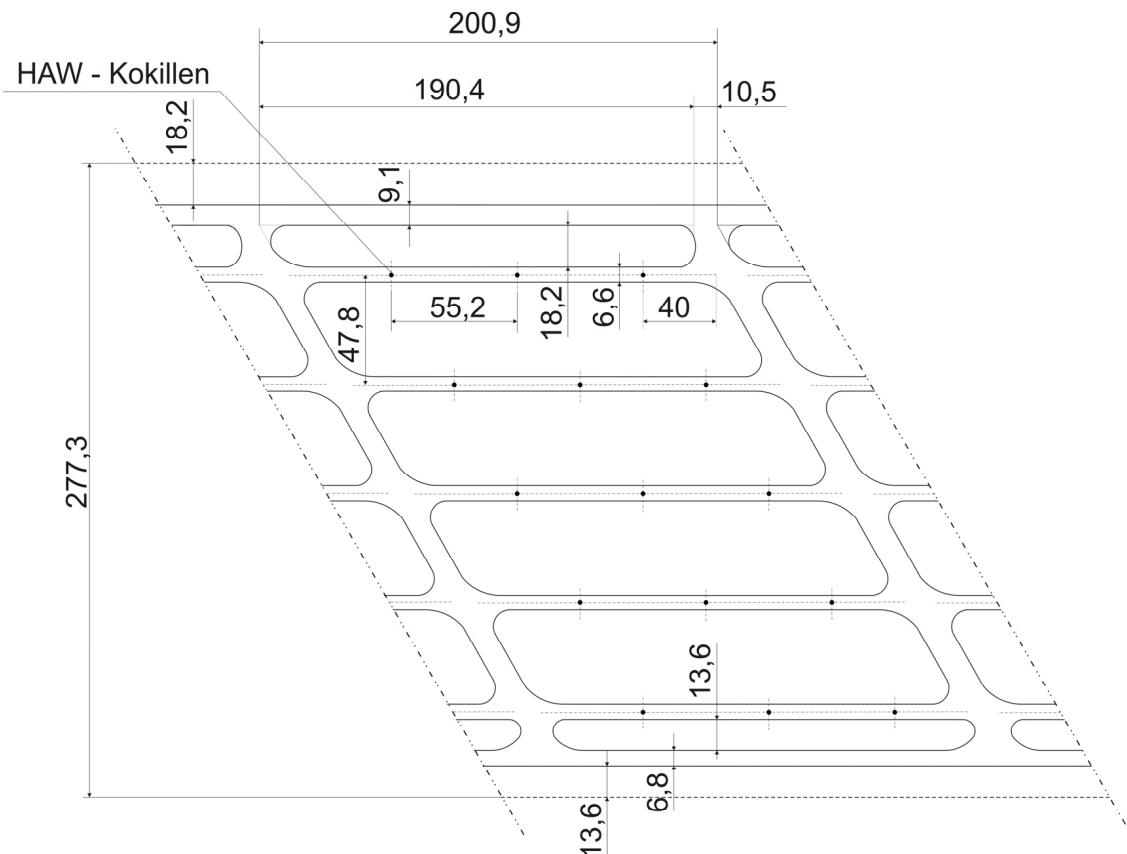


Abbildung 4-9: Entwurf eines Einlagerungsfeldes - Bohrlochlagerung HAW-Kokillen

4.3.1.3 Bohrlochlagerung von CSD-C

Da CSD-C eine vernachlässigbare Wärmeleistung haben, können sie unter der Berücksichtigung nur bergbaulicher Gesichtspunkte eingelagert werden. Aufgrund ihrer Geometriegleichheit mit den HAW-Kokillen wird eine identische Einlagerungstechnik unterstellt.

In Abbildung 4-10 ist der Entwurf eines entsprechenden Einlagerungsfeldes für CSD-C dargestellt. Berücksichtigt wird dabei auch eine einzelne überzählige Einlagerungsstrecke für HAW-Kokillen.

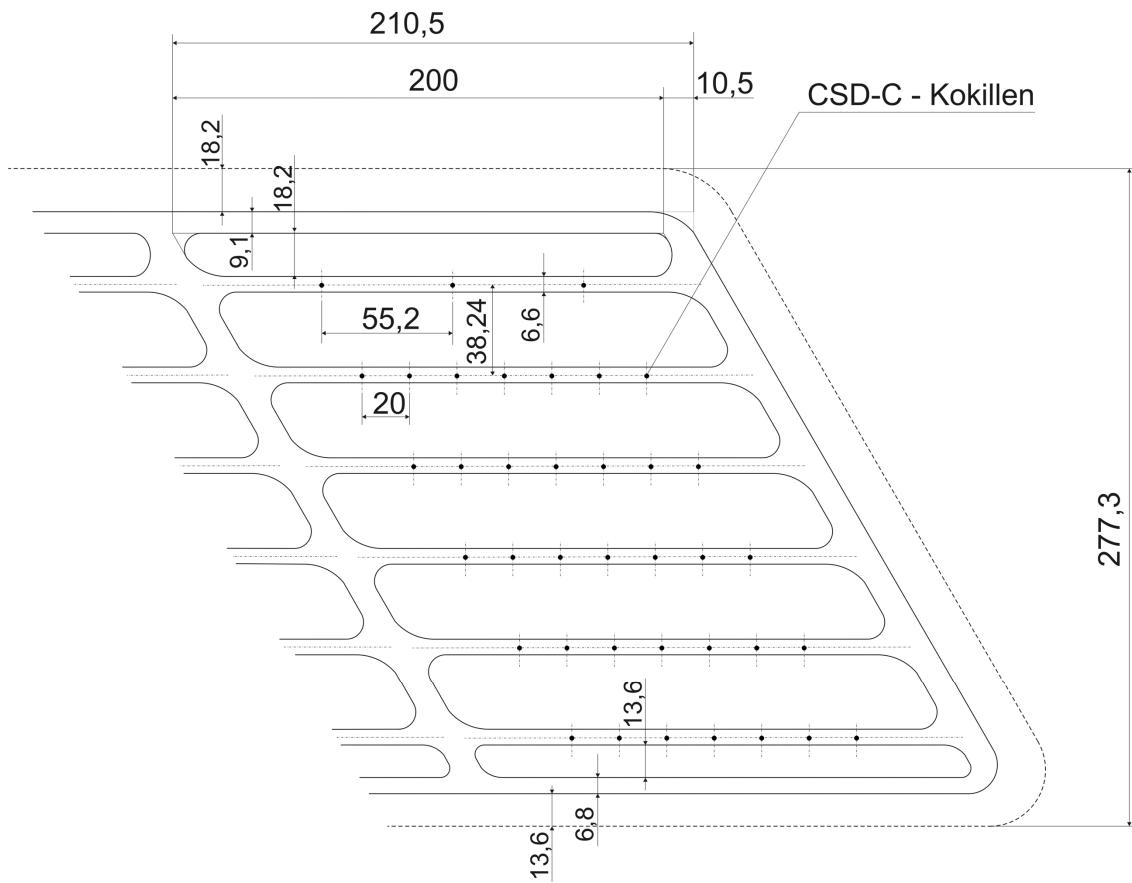


Abbildung 4-10: Entwurf eines Einlagerungsfeldes - Bohrlochlagerung CSD-C

4.3.1.4 Zuschnitt eines Grubengebäudes für gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung

In Abbildung 4-11 ist ein Grubengebäude für die gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung dargestellt. Die CSD-C sind in separaten Strecken in vertikale Bohrlöcher eingelagert. Im Hinblick auf optimierte Ausnutzung des Wirtsgesteins in thermischer Hinsicht wäre eine Einlagerung der CSD-C in Bohrlöchern zwischen den HAW-Kokillen-Einlagerungsbohrlöchern denkbar. Dabei ist zu prüfen, in wieweit diese "Mischung" in einem Feld Auswirkungen auf die Langzeitsicherheit hat.

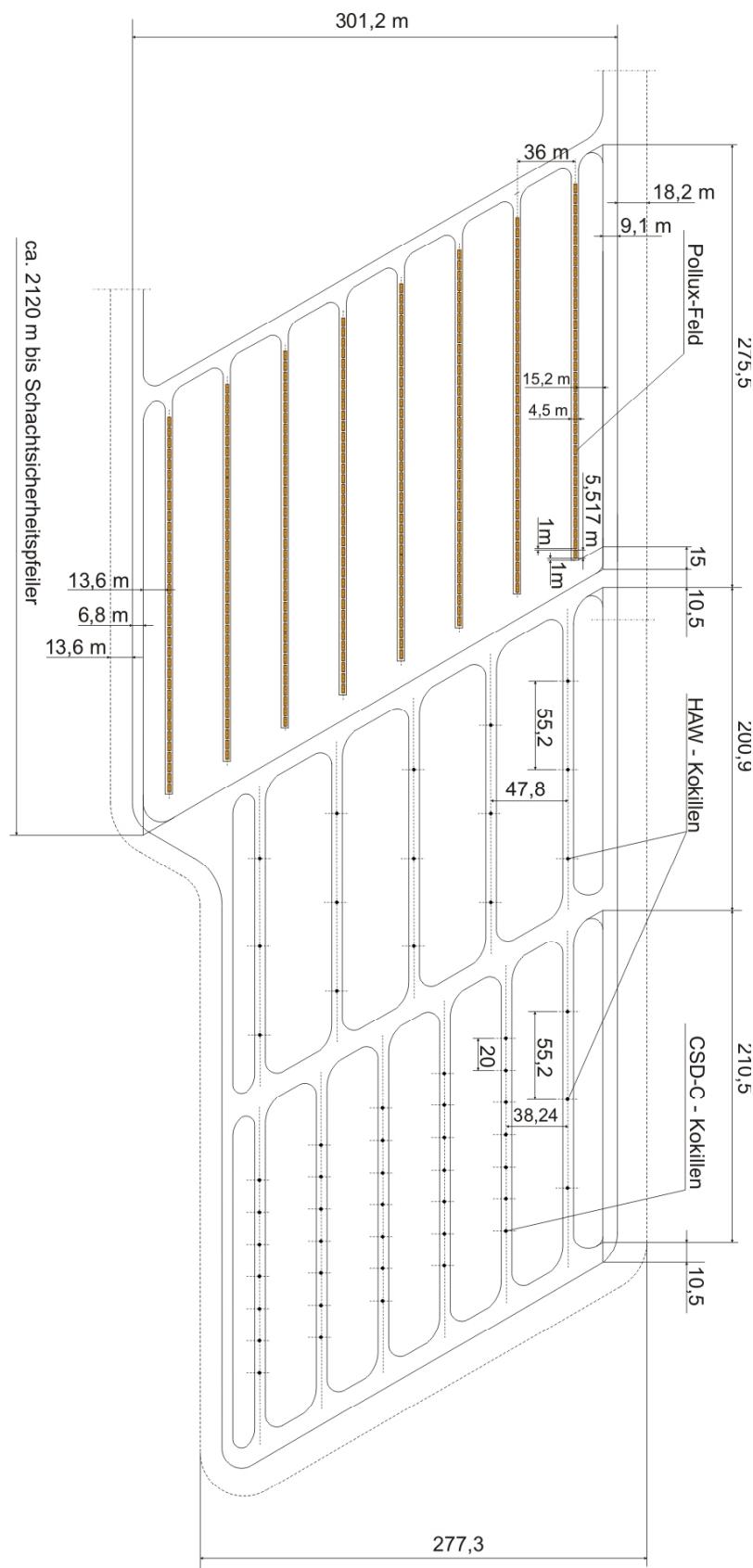


Abbildung 4-11: Grubengebäude für gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung

4.3.2 Konzept: Reine Bohrlochlagerung

Für das Konzepte der "reinen Bohrlochlagerung" in 300 m-Bohrlöchern unter Berücksichtigung von HAW-Kokillen und CSD-C sowie BSK 3 ergibt sich eine Belegung von 11 Feldern.

4.3.2.1 Bohrlochlagerung von BSK 3

In /DBE 1998/ wurden in der feldabhängigen Berechnung auch inaktive Lastabtragselemente berücksichtigt. Durch die inaktiven Elemente ergab sich eine Reduktion in der längenspezifischen Wärmeleistung, so dass mit einem Wärmeeintragsfaktor von 0,9124 gerechnet wurde. So enthielt z. B. ein 300 m langes Bohrloch neben dem Verschlussstopfen von 10 m Länge insgesamt 54 BSK 3 mit einer Gesamtlänge von 264,6 m und 10 Lastabtragselemente, die insgesamt 25,4 m der Bohrlochlänge beanspruchten.

Für ein Einlagerungsfeld mit feldabhängiger Quellenanordnung und den maximal zulässigen Abmessungen von $IS_{zul} \times IQ_{zul} = 305 \text{ m} \times 305 \text{ m}$ wurde unter Berücksichtigung einer Bohrlochlänge von 300 m eine Variation der Zwischenlagerzeit vorgenommen (siehe Tabelle 4-5). Wiederum wurde die Auslegungstemperatur von 200 °C in allen Fällen eingehalten. Die um den Wärmeeintragsfaktor 0,9124 reduzierte Quellenleistung wurde bei diesen Berechnungen ebenso berücksichtigt wie die zeitlich gestaffelte Einlagerung.

Tabelle 4-5: Einfluss der Zwischenlagerzeit bei 300 m langen Bohrlöchern unter der Voraussetzung einer maximal zulässigen Feldabmessung von 305 m x 305 m, BSK 3

	Zwischenlagerzeit [a]		
	4	10	15
Bohrlochanzahl in der Strecke x Streckenanzahl [-]	6 x 6	6 x 6	7 x 7
Behälteranzahl im Feld [-]	1.944	1.944	2.646
Bohrlochabstand [m]	56,1	50,8	50,6
Streckenabstand [m]	48,58	43,99	43,82
Feldgröße [m x m]	280,5 x 280,5	254 x 254	303,6 x 303,6

4.3.2.1.1 Geometrie der Strecken

Es sind dieselben Streckengeometrien wie für HAW-Kokillen und CSD-C zugrundezulegen.

4.3.2.1.2 Entwurf eines Einlagerungsfeldes

Nach /DBE 1998/ ergibt sich bei 15 Jahren Zwischenlagerzeit aus den thermischen Ausleugungsberechnungen unter Einhaltung der 200°-Grenze für das Wirtsgestein Salz ein

minimaler Bohrlochabstand in einer Strecke von 50,6 m und ein minimaler Streckenabstand von 43,82 m bei feldabhängiger Quellenanordnung. Abbildung 4-12 zeigt den Entwurf eines entsprechenden Einlagerungsfeldes.

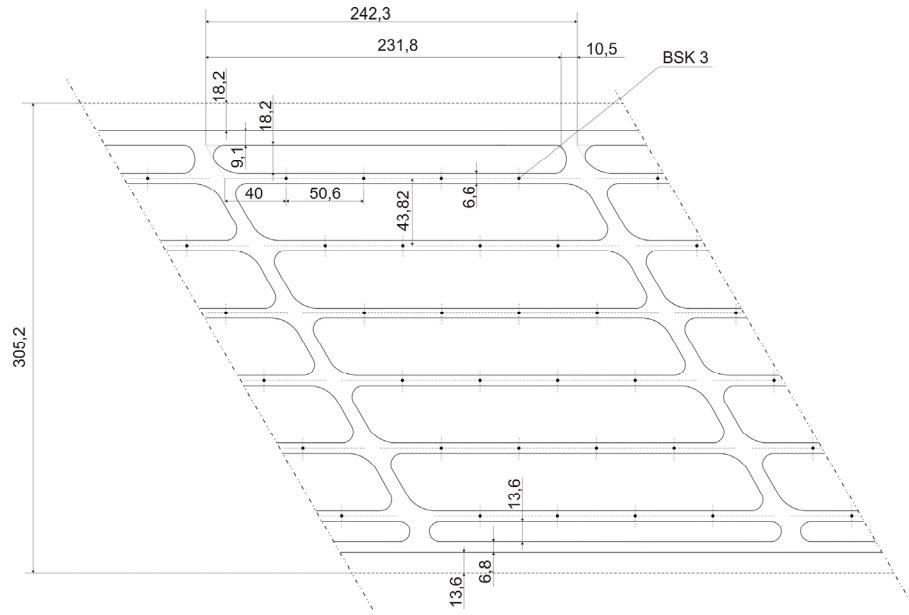


Abbildung 4-12: Entwurf eines Einlagerungsfeldes - Bohrlochlagerung BSK 3

4.3.2.1.3 Zuschnitt eines vollständigen Grubengebäudes

Unter Berücksichtigung der Auslegung von HAW-Kokillen- und CSD-C-Einlagerungsfeldern wie in Kapitel 4.3.1 beschrieben, ergibt sich der in Abbildung 4-13 dargestellte Zuschnitt eines vollständigen Grubengebäudes für die reine Bohrlochlagerung.

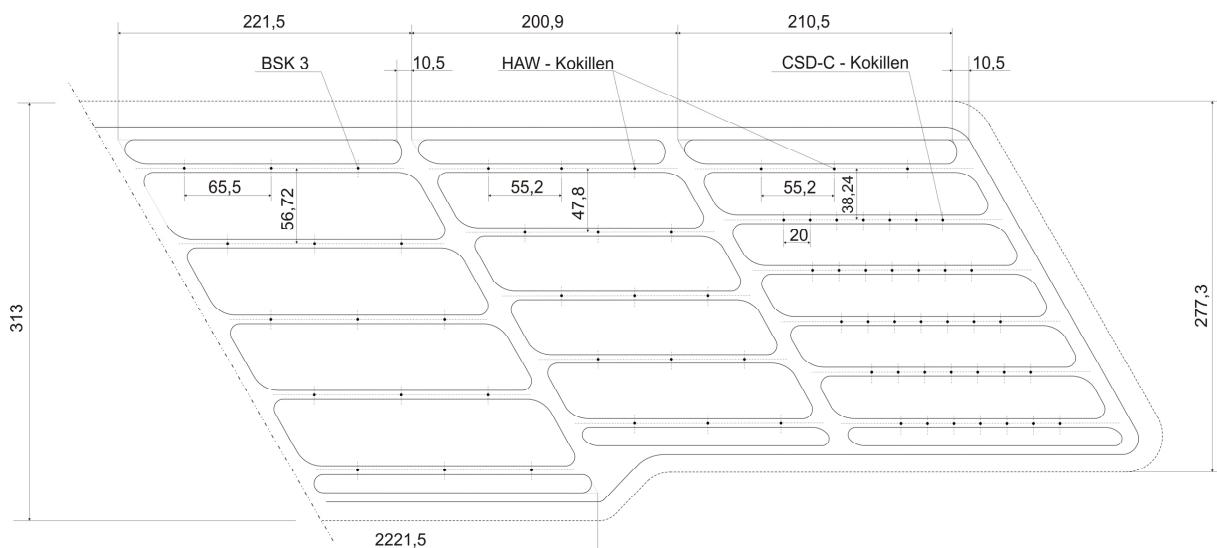


Abbildung 4-13: Zuschnitt eines vollständigen Grubengebäudes (BSK 3, HAW-Kokillen und CSD-C)

4.4 Sicherheitsabstände zu den Schächten, Hauptanhydrit und Carnallitit und Salzstockflanken

Bei der Konzeption des Grubengebäudes sind zusätzlich zu den thermisch bedingten Abständen von Seinlagerungsstrecken und –bohrlöchern weitere Sicherheitsabstände zu berücksichtigen. Zwischen den Schächten und den Einlagerungsfeldern für wärmeentwickelnde Abfälle, zwischen den Einlagerungsfeldern und dem Carnallit und dem Hauptanhydrit sowie zu den Salzstockflanken sind ebenfalls Sicherheitsabstände einzuhalten.

Die Schächte sind von Sicherheitspfeilern zu umgeben, um die Schächte weitgehend vor thermomechanischen Belastungen zu schützen. Während die AB BergV einen Schachtsicherheitspfeiler für Tagesschächte von 50 m vorschreibt, wurde in /SAM 1989 a/ ein erforderlicher Radius von 150 m abgeschätzt. Im Falle des Endlagers ist weiterhin die Zusatzbelastung aus den thermomechanischen Einwirkungen der Einlagerungsfelder mit wärmeentwickelnden Abfällen zu berücksichtigen. Als sicher wurde nach /SAM 1989c/ ein Abstand von ca. 300 m zum 1. Einlagerungsfeld ermittelt. Dieser Abstand sollte durch vorlaufende Berechnungen unter Zugrundelegung der realen Feldbelegung mit Gebinden verifiziert werden. Der tatsächliche zu wählende Radius des Sicherheitspfeilers, in dem wärmeentwickelnde Abfälle nicht eingelagert werden dürfen, kann nur durch Auslegungsberechnungen ermittelt werden. Dabei ist das für das Endlager insgesamt vorgesehene Sicherheitskonzept mit in Betracht zu ziehen.

Auch hinsichtlich des Sicherheitsabstandes zum Hauptanhydrit ist später ein Sicherheitsabstand auf der Basis von realen Feldbelegungen zu ermitteln. Für die Ermittlung des Sicherheitsabstandes zum Carnallitit wurde in /Come 1984/ 135 °C als maximal zulässige Temperatur zugrunde gelegt. Unter der dort vorausgesetzten Feldbelegung durch wärmeentwickelnde Abfälle ergab sich daraus ein Sicherheitsabstand von 40 m zum Carnallitit. Diese Berechnung wäre hinsichtlich der dort verwendeten Grundlagen zu überprüfen. In /DBE 1998/ wurde für ein POLLUX-8-DWR Feld der Temperaturverlauf berechnet. Es ergab sich, dass die Temperatur zum Anhydrit am nördlichsten Stoß der Richtstrecke 100 °C nicht übersteigt, so dass für dieses Konzept der Sicherheitsabstand zum Carnallitit unter bergbaulichen Gesichtspunkten zu wählen ist. In /Donnerstag 1989/ wurden weiterhin folgende Sicherheitsabstände für Strecke und Bohrloch als erste Arbeitshypothese zum Hauptanhydrit/Carnallitit aufgeführt

- Strecken: 50 m (Ausnahme Durchörterungen)
- Bohrlöcher: 100 m

Die Sicherheitsfeste gegen die Salzstockflanken soll 200 m betragen.

4.5 Identifizierung sicherheitstechnischer Fragestellungen

Als Beispiel für den Einfluss der Randbedingungen und verfügbaren Materialdaten auf die Ergebnisse thermischer Berechnungen wurde die Temperaturentwicklung bei der Einlage-

rung von BSK 3-Kokillen in den Salzstock Gorleben untersucht /Uhlig 2007/. Die Berechnungen sollten unter Berücksichtigung realitätsnaher Bedingungen die Untersuchungsergebnisse aus /DBE 1998/ überprüfen und gegebenenfalls bestätigen. Die gewählten geometrischen Randbedingungen entsprechen den Ergebnissen aus /DBE 1998/ und beinhalten somit alle thermischen Forderungen (Grenztemperatur 200 °C) mit Parametern nach dem damaligen Kenntnisstand.

Da eine Simulation eines kompletten Einlagerungsfeldes und die Einbeziehung von Details im Bohrloch (Ringraum) derzeit aufgrund vorhandener Rechentechnik nicht möglich ist, wurde im Verlaufe der Arbeiten eine Unterscheidung zwischen Nah- und Fernfeldberechnung vorgenommen. Die Nahfeldberechnungen werden mit einem theoretisch unendlichem Bohrlochfeld-Modell vorgenommen. Die Ergebnisse der Nahfeldberechnungen haben Gültigkeit bis ca. 3 Jahre Berechnungszeit. Die Fernfeldberechnungen beziehen sich auf ein Bohrlochfeld mit 83 bzw. 111 Bohrungen mit vereinfachten Bohrlochgeometrien. Ergebnisse der Fernfeldberechnungen werden ab 10 Jahren Berechnungszeit gewertet. An den Behälteroberflächen ergeben sich zwei Temperaturmaxima. Das erste wird durch die Wärmeleistung des Behälters und die Kompaktion des Salzgrus im Nahfeld bestimmt, während das zweite Temperaturmaximum durch die Überlagerung der Temperaturen vieler Einlagerungsbohrungen (Fernfeld) entsteht.

Zu Beginn wurden die Nahfeldberechnungen durchgeführt. In der ersten Berechnung wurde die konstante Wärmeleitfähigkeit des Abschlussberichts Gorleben /DBE 1998/ übernommen, aber statt einer einheitlichen Initialtemperatur im Salzstock das genauere vertikale Temperaturprofil im Modell verwendet. Es wurde ein 1. Temperaturmaximum mit 190 °C nach 1 Jahr Berechnungszeit ausgewiesen. Bei Verwendung einer temperaturabhängigen Wärmeleitfähigkeit (nach neueren Erkenntnissen) wurde ein 1. Temperaturmaximum von ca. 200 °C ausgewiesen. Die Berechnung mit zeitabhängigen Salzgruseigenschaften ergab eine kurze Temperaturspitze in den ersten 50 Tagen der Berechnung und dann einen ähnlichen Verlauf wie in der vorangegangenen Berechnung (s. Abbildung 4-14).

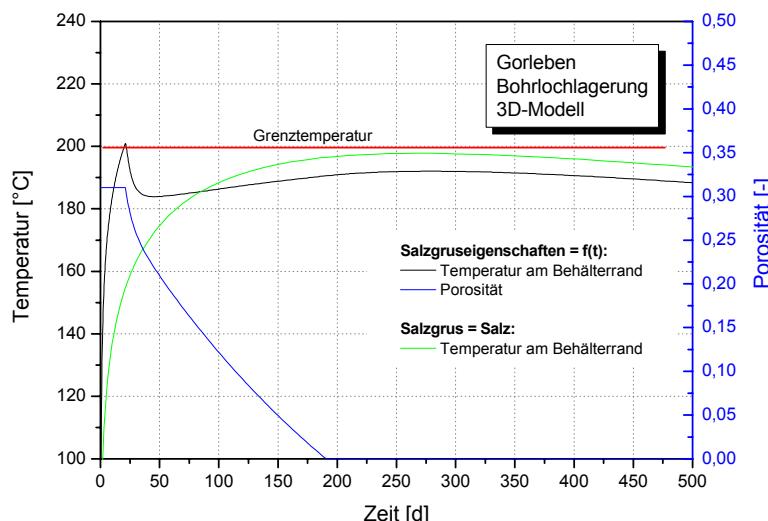


Abbildung 4-14: Verlauf von Temperatur und Porosität von Salzgrus

In nachfolgenden Fernfeldberechnungen mit Vernachlässigung des Salzgrus im Ringraum der Bohrungen wurde gezeigt, dass bei den gewählten Bedingungen (entsprechender Kompaktionsverlauf im Salzgrus) das zweite Temperaturmaximum für eine thermische Auslegung nicht bestimmd ist. Bei einem Behälterabstand von ca. 65 m und einer Zwischenlagerzeit von 4 Jahren wurden Maximaltemperaturen an der Behälteroberfläche der mittleren Bohrung im Feld von bis zu 190 °C (mit 111 Bohrungen) nach ca. 150 Jahren Berechnungszeit ausgewiesen (s. Abbildung 4-15). Ein kleineres Bohrlochfeld (83 Bohrungen) ergab nur eine geringfügige Minderung der Maximaltemperatur.

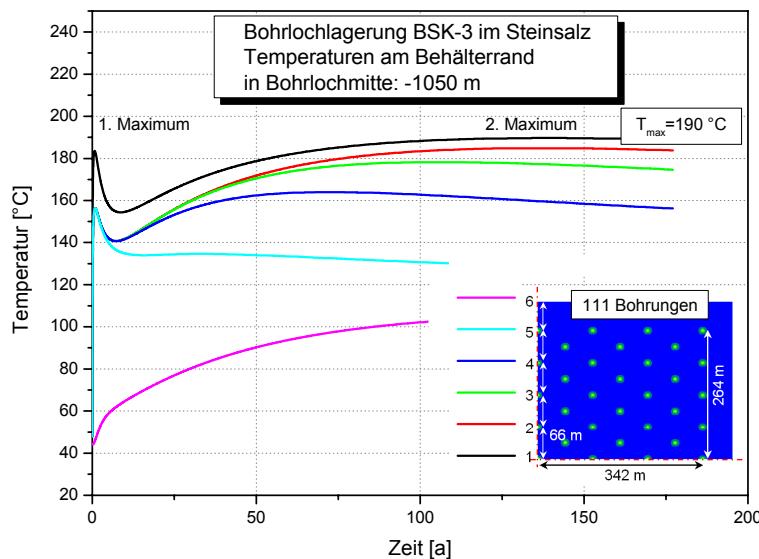


Abbildung 4-15: Temperaturrentwicklung an verschiedenen Punkten im Einlagerungsfeld in -1050 m Tiefe, insgesamt 111 Bohrungen

Die Ergebnisse zeigen, dass eine Einbeziehung des genauen Temperaturprofils für eine thermische Auslegung wichtig ist. Weiterhin sollte nach den neuesten Erkenntnissen dem Salz sowohl Wärmeleitfähigkeit als auch spezifische Wärmekapazität in Abhängigkeit von der Temperatur zugewiesen werden. Es wurde versucht das Konvergenzverhalten und die Salzgruskompaktion mit in die Berechnungen einzubeziehen. Für die Höhe des ersten Temperaturmaximums an der Behälteroberfläche ist die Salzgruskompaktion entscheidend. Mit den derzeit gewählten Kompaktionsbedingungen des Salzgrus ist das erste Temperaturmaximum entscheidend für die thermische Auslegung eines Bohrlochfeldes. Für einen zu führenden rechnerischen Nachweis ist dies allerdings noch zu verifizieren. Das Kompaktionsverhalten von Salzgrus ist derzeit Gegenstand der Forschung. Nach den derzeitigen Resultaten ist das zweite Temperaturmaximum nicht entscheidend für eine thermische Auslegung. Bei den gewählten Randbedingungen wird die Grenztemperatur von 200 °C im Steinsalz in den Fernfeld-Berechnungen nicht überschritten. Aufgrund der in dieser Untersuchung realisierten groben Diskretisierung ist auch dies für einen tatsächlichen rechnerischen Nachweis noch zu verifizieren, da Ergebnisse nahe der Grenztemperatur berechnet wurden und ein Überschreiten der Grenztemperatur aufgrund von numerischer Ungenauigkeiten noch nicht ausgeschlossen werden kann.

Berechnungen der Temperaturen am Stoß ergaben nach 10 Jahren Berechnungszeit ca. 55 °C.

In den Berechnungen wurden z. T. Unterschiede zu den Ergebnissen in /DBE 1998/ ermittelt. Von entscheidender Bedeutung für die thermische Auslegung ist die Salzgruskompaktion im Ringraum der Einlagerungsbohrungen. Dabei spielen die Konvergenzrate des Steinsalz und die Anfangsoporosität im Ringraum eine wichtige Rolle. Im Rahmen eines durchzuführenden Sicherheitsnachweises gilt es, diese Aspekte genauer zu quantifizieren und hinsichtlich ihrer Sicherheitsrelevanz zu bewerten.

In gleicher Weise müssten detaillierte thermomechanische Untersuchungen für Bereiche des Grubengebäudes angestellt werden, die sicherheitstechnisch insbesondere während der Betriebszeit von mehreren Jahrzehnten, von Bedeutung sind. Bisher konzentrierten sich die Berechnung im Wesentlichen auf die Einlagerungsbereiche und –strecken.

Zu den maßgeblichen Bereichen für solche Untersuchungen hinsichtlich Standsicherheit zählen:

- Streckenkreuzungen, -einmündungen sowie Umfahrungstrecken
- Werkstätten, Infrastrukturräume
- Sonderbauten wie Bunkeranlagen und Nischen

Darüber hinaus sind ebenfalls wegen der sehr langen Betriebszeit des Endlagers die Einflüsse der Wettertechnik auf die Streckenstandzeiten und deren gebirgsmechanischen Veränderungen von Interesse.

4.6 Zusammenfassung und Schlussfolgerung

Grubengebäude können mit den vorhandenen bergbaulichen und bergmännischen Kenntnissen sowie erprobten Berechnungsmodellen hinreichend genau ausgelegt werden. Damit können Konzepte entwickelt werden, auf deren Basis Abschätzungen hinsichtlich der technischen Realisierung und des Aufwandes (Zeit und Kosten) möglich sind. Zu klären sind noch Fragen im Zusammenhang mit der Optimierung von Bohrlochlängen und Konfiguration von Einlagerungsfeldern. In diesem Zusammenhang ist auch zu prüfen, ob die übliche Ausnutzung von Symmetrieffekten bei der Modellbildung auch bei besonders thermisch und mechanisch beanspruchten Bereichen (z. B. Streckenkreuzungen) hinreichend genaue Ergebnisse liefern. Weitere Aspekte, die aus der zu erwartenden langen Betriebszeit des Endlagers resultieren, wie z. B. der Einfluss der permanenten Wetterführung auf die Standsicherheit von Strecken und Pfeilern, sollten ebenfalls im Rahmen weiterer detaillierter Planungen untersucht werden.

5 Technische und geotechnische Barrieren

5.1 Einleitung

Das Sicherheitskonzept für ein geologisches Endlager in Salzformationen stützt sich auf ein Mehrbarrierefensystem, das nach /GRS 2003/ als Gesamtheit von geologischen, geotechnischen und technischen Barrieren verstanden wird. Die Barrierefirksamkeit basiert auf den verschiedenen physikalischen und chemischen Mechanismen einzelner Barrieren sowie auf einer partiellen Redundanz und einer relativen funktionalen Unabhängigkeit. In einem HAW-Endlager wird der Endlagerbehälter als technische Barriere betrachtet; die Gesamtheit weiterer ingenieurtechnischer Maßnahmen, die eine Schadstoffausbreitung ver- oder behindern, als geotechnische Barrieren. Für die im Kapitel 4 beschriebenen Endlagerkonzepte zählen dazu Schachtverschlüsse, Streckenverschlüsse, Salzgrusversatz, und Bohrlochverschlüsse.

Für beide Endlagerkonzepte (gemeinsame Bohrloch- und Streckenlagerung und die reine Bohrlochlagerung) sind folgende technische und geotechnische Barrieren relevant:

- Endlagerbehälter
- Versatz
- Bohrlochverschluss
- Streckenverschluss
- Schachtverschluss

Grundsätzliche Anforderung an die Funktion der Barrieren des Mehrbarrierefensystems werden in den Planungsgrundsätzen /GRS 2003/ formuliert:

- Durch die Barrieren muss sichergestellt werden, dass aus dem Endlager kein unzulässiger Austritt radioaktiver Stoffe in die Biosphäre erfolgt. Im Hinblick auf mögliche Schwächungen einzelner Barrieren sowie realistischerweise anzunehmende Veränderungen ihrer Wirksamkeit muss das Mehrbarrierefensystem insgesamt ausreichende Sicherheitsreserven aufweisen (Nr. 8.6).
- Die Wirksamkeit der Barrieren darf nicht von einer Instandsetzung oder von Kontrollen bzw. Instandhaltungsmaßnahmen in der Nachbetriebsphase abhängen, d. h.: Auslegung wartungsfreier technischer Barrieren (Nr. 8.7).
- Der Antragsteller hat die Barrierefirksamkeit der technischen Barrieren in einer Langzeitprognose unter Berücksichtigung der in der geologischen Langzeitprognose ermittelten Entwicklung des geologischen Barrierefensystems zu beschreiben und zu bewerten (Nr. 8.16).
- Das Endlager ist am Ende der Betriebsphase stillzulegen. Es ist ein Verfüll- und Verschließkonzept zu erstellen, das die Anforderungen, die sich insbesondere aus der Standsicherheit und der Langzeitsicherheit ergeben, erfüllt (Nr. 8.31).

Die für die einzelnen technischen und geotechnischen Barrieren geltenden grundsätzlichen funktionalen Anforderungen werden nachfolgend beschrieben. Beispielhaft wird jeweils ein Konzept einer solchen Barriere dargestellt. Hinsichtlich detaillierterer Beschreibungen der Einzelanforderungen, des jeweiligen Barrieredesigns und der in Frage kommenden Baustoffe wird auf die Ausführungen in AP 5: "Nachweiskonzept zur Integrität der einschlusswirksamen technischen Barrieren" /DBE 2008/ verwiesen.

5.2 Endlagerbehälter

5.2.1 Funktionale Anforderungen

Die Funktion der Endlagerbehälter besteht primär darin, die in ihnen verpackten radioaktiven Stoffe während des Transportes und der Einlagerung sicher und dicht zu umschließen.

Für die Betriebsphase des Endlagers ergeben sich die Anforderungen an die Endlagerbehälter im Wesentlichen aus dem technischen Endlagerkonzept und dem jeweiligen Transport- und Handhabungssystem. Die Anforderungen für die Nachbetriebsphase stehen in unmittelbarem Zusammenhang mit dem Zeitpunkt, von dem an andere Barrieren einen sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle gewährleisten. Übernehmen beispielsweise andere geotechnische und geologische Barrieren (Versatz, Bohrloch-, Strecken- und Schachtverschluss sowie Wirtsgestein) bereits den sicheren Einschluss, sind die Barriereeigenschaften der Endlagerbehälter nicht mehr erforderlich.

Beim Konzept der Streckenlagerung werden ausgediente Brennelemente in POLLUX-Behältern endgelagert. Im Einzelnen lassen sich folgende grundsätzliche funktionale Anforderungen an POLLUX-Behälter herleiten:

- Mechanische Stabilität gegenüber Gebirgsdruck bis ca. 30 MPa
- Gasdichter Einschluss der umschlossenen Brennstäbe
- Langzeitbeständigkeit gegenüber Korrosion bis zum Zeitpunkt, von dem an der umgebende Versatz einen dichten Einschluss gewährleistet

Beim Konzept der reinen Bohrlochlagerung werden die hochradioaktiven, wärmeentwickelnden Abfälle und ausgedienten Brennelemente in unabgeschirmten Endlagerbehältern in vertikalen Bohrlöchern eingelagert. Dabei kommen folgende Behälter zum Einsatz:

- HAW-Kokille
- CSD-C
- Brennstabkokillen (BSK 3)

Für diese drei Behälterarten gelten ähnliche grundsätzliche funktionale Anforderungen:

- Gasdichter Einschluss der umschlossenen radioaktiven Stoffe
- Mechanische Stabilität gegenüber Gebirgsdruck in noch zu definierender Höhe

- Langzeitbeständigkeit im Zusammenhang mit Wirkungsweise weiterer Barrieren beim sicheren Einschluss zu klären

Für hochradioaktive und wärmeentwickelnde Abfälle wurden jedoch noch keine Anforderungen bzw. Grenzwerte für dieendlagerung in Deutschland festgelegt. Vom Arbeitskreis HAW-Produkte wurden allerdings für HAW-Kokillen, CSD-C sowie POLLUX-Behälter und Brennstabkokillen endlagerrelevante Eigenschaften und zugehörige Kenngrößen vorgeschlagen, jedoch ohne quantitative Vorgaben zu machen und Grenzwerte anzugeben.

Daher wurden im Kapitel 2.5 sicherheitstechnische Anforderungen an Endlagergebinde mit hochradioaktiven und wärmeentwickelnden Abfällen beschrieben und es wurden abschließend Vorschläge für Auslegungsanforderungen an Endlagergebinde aus heutiger Sicht in Kapitel 2.7 gegeben. Für die Endlagergebinde wurden Grenz- bzw. Richtwerte hinsichtlich „Unterkritikalität“, „Dosisleistung“, „Integrität“, d. h. Dichtheit, „Temperatur“ und „Gasbildung“ abgeleitet und Vorschläge für die jeweiligen Nachweiszeiträume bzw. Nachweiszeitpunkte gemacht. Ergänzend dazu wird auf den Bericht /DBE 2008/ verwiesen, in dem die Einwirkungen auf Endlagergebinde bei planmäßiger Entwicklung (ungestörter Endlagerbetrieb) und bei außerplanmäßiger Entwicklung (gestörter Endlagerbetrieb) beschrieben sind, für die die Integrität bzw. Dichtheit der Endlagergebinde nachzuweisen ist.

5.2.2 Technisches Konzept

Ausgediente Brennelemente werden gemäß dem in Kapitel 4 dargestellten Konzept der Streckenlagerung in selbstabschirmenden POLLUX-Behältern (Abbildung 5-1) endgelagert. Dieser Behälter schließt die darin enthaltenen Brennstäbe von bis zu 10 DWR-Brennelementen dicht ein. Der POLLUX-Behälter ist ein 65 t schwerer zylindrischer Behälter, dessen äußerer Abschirmbehälter aus Gusseisen und dessen innerer Behälter aus Stahl gefertigt wird und mit einem Doppeldeckelsystem (innerer Deckel verschweißt, äußerer Deckel verschraubt) ausgestattet ist. Details zum Behälteraufbau und zu den einzelnen Werkstoffen sind in Kapitel 2.2.3 beschrieben. Durch die vorgesehene Abschirmung ist sowohl ein Transport über Tage als auch im Endlagerbergwerk ohne weitere Abschirmmaßnahmen möglich. Nach der Einlagerung des POLLUX-Behälters in einer horizontale Strecke des Endlagerbergwerkes wird der Zwischenraum zwischen POLLUX-Behälter und Streckenstoß mit Salzgrus versetzt.

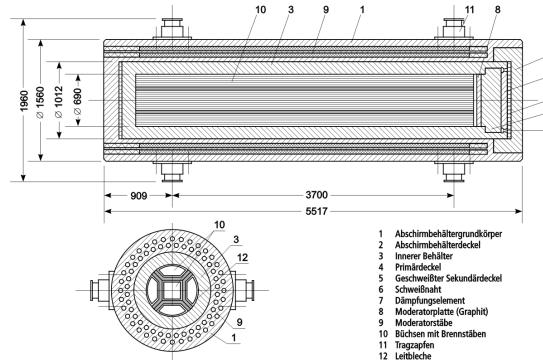


Abbildung 5-1: POLLUX-Behälter (Längs- und Querschnittsdarstellung)

Die Wiederaufarbeitungsabfälle werden in bis zu 300 m tiefe vertikale Bohrlöcher mit einem Durchmesser von 60 cm eingelagert. Der Ringraum zwischen der Bohrlochwand und dem jeweiligen Endlagerbehälter wird mit feinkörnigem Salzgrus verfüllt, ebenso eine noch in der Höhe zu definierende Überdeckung über jedem eingelagerten Behälter.

Die nachfolgende Abbildung 5-2 zeigt die technischen Konzepte für die drei Behälterarten, mit denen radioaktive Abfälle und ausgediente Brennelemente in tiefe vertikale Bohrlöcher eingelagert werden.

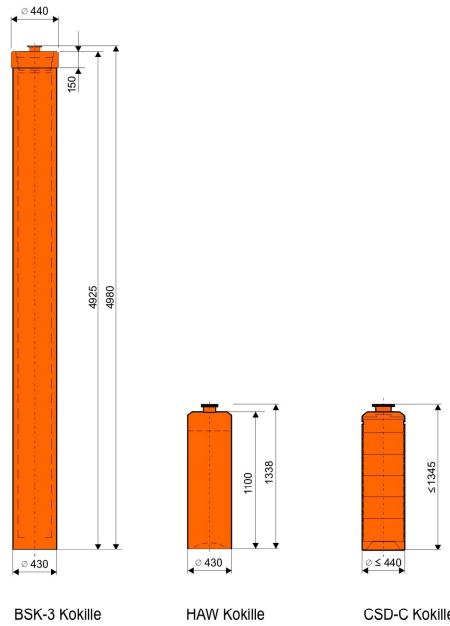


Abbildung 5-2: Grafische Darstellung einer BSK 3, HAW-Kokille und einer CSD-C

Eine detailliertere technische Beschreibung aller betrachteten Behälterarten, auch derjenigen, die Brennelemente aus Versuchs- und Forschungsreaktoren enthalten, wie z. B. CASTOR-AVR/THTR, ist in Kapitel 2.2 wiedergegeben.

5.3 Versatz

5.3.1 Funktionale Anforderungen

Die primäre Funktion des Salzgrusversatzes besteht in der Verringerung des Hohlraumvolumens der Strecken im Endlagergrubengebäude. Darüber hinaus soll er die geologische Barriere mechanisch stabilisieren und so zum Erhalt ihrer Integrität beitragen. In den Einlagerungsstrecken und -bohrlöchern übernimmt der Versatz auch die Ableitung der Wärme der eingelagerten Endlagerbehälter auf das Gebirge. All diese Funktionen sind von der Versatzporosität abhängig, die sich in Abhängigkeit vom Druck und der Temperatur zeitabhängig ändert.

Im Einzelnen lassen sich folgende grundsätzliche funktionale Anforderungen an den Versatz herleiten:

- Mechanische Stabilisierung der natürlichen geologischen Barriere
- Ableitung der Zerfallswärme von den wärmeentwickelnden Abfällen in das Wirtsgestein
- Reduzierung des potentiellen Aufnahmevermögens von Grubenhohlräumen für Fluide im Störfall (Verringerung des Hohlraumvolumens)
- Im Hinblick auf Beschleunigung der vorgenannten Funktionen: hohe Anfangsdichte, firstbündiger Einbau
- Langfristig: Dichtfunktion wie Wirtsgestein

Darüber hinaus sind Anforderungen aus dem Betrieb des Endlagers relevant:

- Minimierung der radiologischen Belastung des Personals in der Betriebsphase
- leistungsfähiger Betrieb
- geringe Störanfälligkeit der Einbringtechnologie
- Wirtschaftlichkeit des Einbringverfahrens

5.3.2 Technisches Konzept

Als Versatzmaterial wird in beiden in Kapitel 4 beschriebenen Einlagerungskonzepten (gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung/reine Bohrlochlagerung) gebrochenes Salz aus der Streckenauffahrung des Bergwerkes ohne Zusatzstoffe genutzt. Sämtliche Hohlräume des Endlagerbergwerkes werden damit verfüllt. Die dazu erforderliche Technik ist aus dem Salzbergbau bekannt und verfügbar. Im Rahmen von *in situ* Demonstrationsversuchen /DEAB T8/ wurden Einbringtechniken erprobt, von denen die Schleuderversatztechnik empfohlen wurde aufgrund ihrer flexibleren Einsatzmöglichkeit im Endlager. Hinsichtlich der Güte des Versatzkörpers, der mit dieser und der alternativen Blastechnik erreicht wurde, gab es nur unwesentliche Unterschiede. Der Einbau des Versatzes erfolgt unmittelbar nach Einlagerung eines POLLUX-Behälters oder nach Verfüllung aller Bohrlöcher einer Einlagerungsstrecke.

Für die Befüllung von Einlagerungsbohrlöchern mit feinkörnigem Salzgrus als Versatzmaterial fehlen noch Erfahrungswerte; sowohl was die zu wählende Körnung (Sieblinie) als auch was die Einfördertechnologie betrifft. Dazu bedarf es noch gezielter Materialuntersuchungen und der Entwicklung von angemessenen Förder-/einbringtechniken.

5.4 Bohrlochverschluss

5.4.1 Funktionale Anforderungen

Als das abschließende Element einer jeden Einlagerungsbohrung kommt dem Bohrlochverschluss die Funktion einer radiologischen Abschirmung in der Betriebsphase zu. Langfristig soll der Bohrlochverschluss die Bohrung mit den eingelagerten Endlagerbehältern dicht verschließen, so dass in der Nachbetriebsphase keine Fluide zu den Abfällen gelangen und auch nicht herausgepresst werden können.

Im Einzelnen lassen sich folgende grundsätzliche funktionale Anforderungen an den Bohrlochverschluss herleiten:

In der Betriebsphase:

- Begrenzung der Dosisleistung für Betriebspersonal gemäß Strahlenschutzverordnung
- Hinreichend hohe Gaspermeabilität (Gezieltes Entweichen von potentiellen Korrosionsprodukten)
- Mechanische und chemische Beständigkeit gegenüber Wärmeeintrag, der von den Endlagergebinden verursacht wird (direkt oder indirekt, aus induzierten Verformungen des Wirtsgesteins von befüllten Nachbarbohrungen)

In der Nachbetriebsphase:

- Dichtfunktion: Hinreichend niedrige Permeabilität (kein Zutritt von Lösungen zu den Endlagerbehältern)
- Tragfunktion: Mechanische Stabilität gegenüber auflaufenden Gebirgsdruck

5.4.2 Technisches Konzept

Die mit HAW-Kokillen, CSD-C oder BSK 3 befüllten Einlagerungsbohrlöcher werden abschließend mit einem Bohrlochverschluss versehen. Die wichtigste Funktion des Bohrlochverschlusses besteht in der Abschirmwirkung gegen ionisierende Strahlung der letzten eingelagerten Abfallbehälter während der Betriebszeit des Endlagers. Langfristig soll der Bohrlochverschluss eine Dichtfunktion übernehmen und zusammen mit dem Steinsalz den sicheren Einschluss der Endlagerbehälter gewährleisten. Als Material wurde Salzgrus ohne Zusatzstoffe untersucht und in einem in-situ-Versuch (DEBORA) auf seine Wirksamkeit geprüft. Im Endlagerbetrieb erfolgt der Einbau unmittelbar nach Einlagerung der letzten Kokille in einem Bohrloch. Das Einbringen kann mittels Einlagerungsvorrichtung/Sondergefäß durch die Bohrlochschleuse hindurch erfolgen. Diese Technologie ist jedoch noch nicht erprobt. Als alternative Materialien kommen Verschlusselemente in Frage, die aus Salz oder ähnlichem Material passgenau für den Bohrlochdurchmesser hergestellt werden (z. B. Salzbohrkerne). Diese Techniken sind noch nicht erprobt und Gegenstand von FuE-Vorhaben. Der Bohrkeller, der sich oberhalb der Einlagerungsbohrung und damit auch oberhalb des Bohrlochverschlusses befindet, wird abschließend verfüllt. Dies kann mit einem im Salzbergbau erprobten Baustoff (z. B. Salzbeton) erfolgen. Damit wäre eine Überfahrung während des weiteren Einlagerungsbetriebes möglich. Es ist jedoch zu prüfen, ob die Zugänglichkeit zum Bohrlochverschluss über die gesamte Endlagerbetriebszeit zu gewährleisten ist. In einem solchen Fall wäre eine Sonderkonstruktionen oberhalb des Bohrlochverschlusses erforderlich. Die Abbildung 5-3 zeigt das Konzept des oberen Bereichs einer Einlagerungsbohrung mit einem Bohrlochverschluss aus Salzgrus.

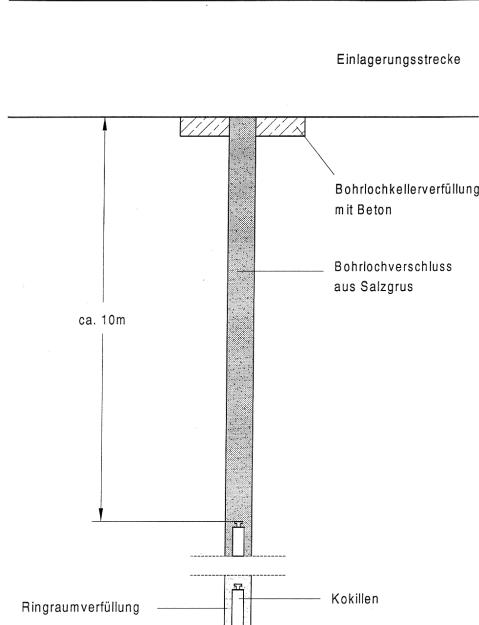


Abbildung 5-3: Konzept eines Bohrlochverschlusses aus Salzgrus

5.5 Streckenverschluss

5.5.1 Funktionale Anforderungen

Streckenverschlüsse sind Bestandteil des Gesamtverschlusskonzeptes des Endlagers und haben die Funktion, im Störfall über den Schachtverschluss eintretende Fluide vor einem Zutritt ins Grubengebäude zu ver- oder behindern. Die Festlegung der Positionen im Grubengebäude richtet sich nach dem Zuschnitt des Streckensystems und der vorgefundenen geologischen Situation. Die Baustoffe müssen unter den im Endlager herrschenden Bedingungen langfristig beständig sein.

Im Einzelnen lassen sich folgende grundsätzliche funktionale Anforderungen an den Streckenverschluss herleiten:

In der Betriebsphase nur herstellungsspezifische Anforderungen:

- Auswahl des Standortes (abhängig von Endlagerkonzept/Streckensystem des Grubengebäudes + ortsspezifischen Erkundungsergebnissen)
- Zeitpunkt der Herstellung (Entscheidend ist die Wirksamkeit des Verschlusses zu Beginn der Nachbetriebsphase)
- Herstellung im Rückbau (einseitiger Zugang unterstellt)
- Standsichere und technisch dichte Herstellung (qualitätsgesichertes Verfahren)
- Einfache Wirkprinzipien der Bauteile
- Erprobte Komponenten/Bauteile

In der Nachbetriebsphase funktionale Anforderungen an die Wirkungsweise:

- Mechanisch standsicher gegen Gebirgsdruck und mögliche Störfallmedien (Lösungen)
- Technisch dicht gegenüber Störfallmedien (Lösungen)
- Langzeitbeständigkeit der Baumaterialien gegenüber korrosiven Lösungen und Gasen
- Langfristig immer sicherer Zustand hinsichtlich Dichtigkeit und Standsicherheit (positiv überkritisches Verhalten)

5.5.2 Technisches Konzept

Die Verbindungsstrecken von den Schächten zu den Einlagerungsbereichen des Endlagers sollen durch Streckenverschlüsse abgedichtet werden, um im Störfall den Zutritt von Lauge über den Schacht zu verhindern oder zu behindern. Der Laugenzutritt über den Hauptanhidrit konnte inzwischen für den Standort Gorleben ausgeschlossen werden.

Seit Mitte der 80er Jahre wurden verschiedene technische Konzepte für Streckenverschlüsse /PtWT+E 2003/ entwickelt. Zum Teil wurden diese Konzepte durch in-situ-Versuche auf ihre Wirksamkeit überprüft. Abbildung 5-4 zeigt ein vereinfachtes Prinzip eines Streckenverschlusses, der jedoch die wesentlichen funktionalen Bauteile enthält.

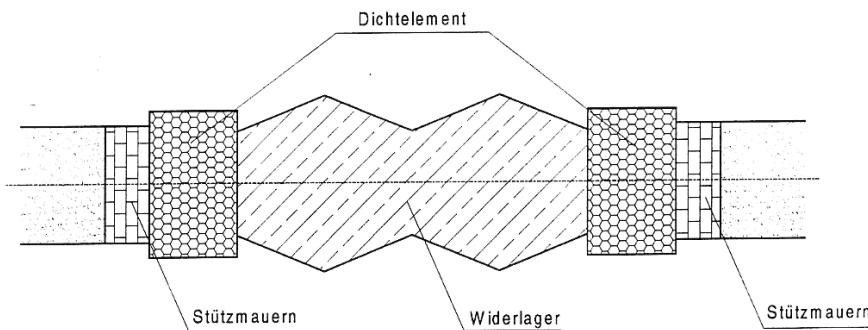


Abbildung 5-4: Prinzipskizze eines Streckenverschlusses

Allen technischen Konzepten gemein ist, dass ein statisches Widerlager zur Aufnahme von horizontalen Drücken und des Gebirgsdruckes vorgesehen ist. Die dazu verwendeten Materialien können Formsteine (Natursteine, Salzformsteine o. ä.) oder Beton sein. Ein weiteres Element, das in allen Konzepten vorkommt, sind ein oder mehrere Dichtelemente. Dafür kommen als Baustoffe Asphalte, Bitumen, Bentonit/Tone oder Injektionsmaterialien in Frage. Das zu bauende Streckenverschlussbauwerk wird sowohl in der Konzeption (Art und Position der einzelnen Elemente) als auch hinsichtlich der Materialauswahl den tatsächlichen am Einbauort angetroffenen Randbedingungen angepasst werden. Dazu zählen Faktoren wie Größe des Streckenquerschnittes, Alter der Strecke, Zustand der Auflockerungszone, Homogenität des Wirtsgesteins, vorhandene Länge der Einbaustrecke.

Im Rahmen der Stilllegung des ERAM wurde das in Abbildung 5-5 dargestellte Konzept des Streckenverschlusses vorgesehen. Der blau gekennzeichnete Bereich stellt die erwartete Auflockerungszone oder Excavation Damaged Zone (EDZ) dar.

Weitere Beispiele für Streckenverschlüsse, auch von solchen, die in Gewinnungsbetrieben erstellt wurden, und an die keine langzeitlichen Anforderungen gestellt wurden, sind im AP5-Bericht /DBE 2008/ zu diesem Vorhaben beschrieben.

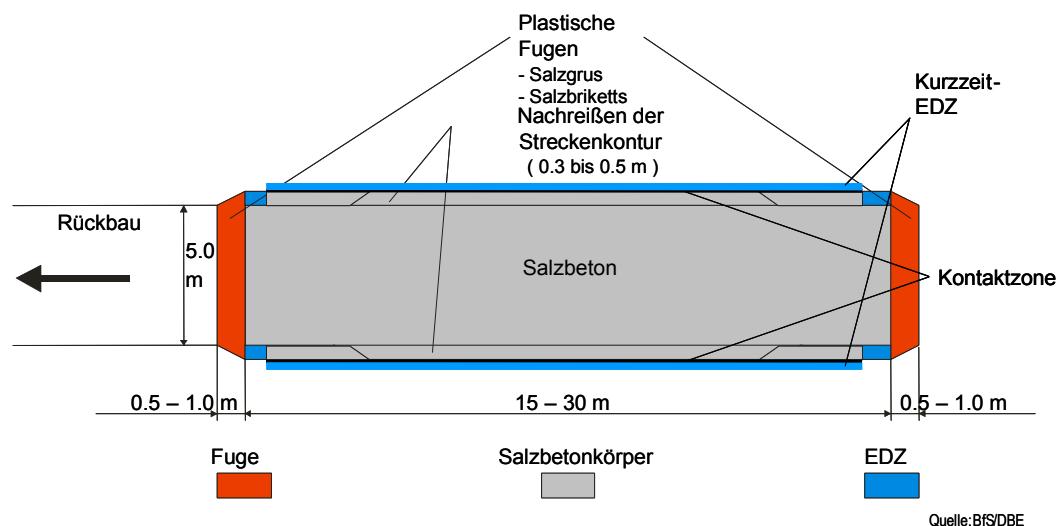


Abbildung 5-5: Konzept eines Streckenverschlusses für das ERAM

5.6 Schachtverschluss

5.6.1 Funktionale Anforderungen

Die Hauptfunktion des Schachtverschlusses besteht darin, einen Wasser-/Laugenzutritt vom Deckgebirge ins Endlager nach dessen Schließung zu verhindern, und für den Fall, dass Radionuklide in der Endlagernachbetriebsphase mobilisiert werden, diese durch entsprechende Dichtfunktion, Rückhaltefunktion im Endlager rückzuhalten. An den Schachtverschluss als technisches Bauwerk, das die einzige Verbindung vom Endlager zur Biosphäre sicher verschließen soll, werden deshalb hohe Anforderungen gestellt. Sowohl ein relevanter Flüssigdurchtritt von über Tage als auch aus dem Endlager muss dauerhaft verhindert werden. Dazu sind zum einen Komponenten zu wählen, die die Dichtfunktion gewährleisten und zum anderen solche, die die Lagesetabilität dieser Dichtelemente im Salzkörper sicherstellen. Die zum Einsatz kommenden Baustoffe müssen über einen langen Zeitraum beständig bleiben, damit die Dichtfunktion erhalten bleibt.

Der AkEnd /AKEnd 2002/ fordert: Ein Endlagerbergwerk, dessen Sicherheitsnachweis im Wesentlichen auf geologischen Barrieren aufbaut, muss in jedem Fall mit einem geotechnischen Bauwerk, dem Schachterschluss, verschlossen werden.

Im Einzelnen lassen sich folgende grundsätzlichen funktionalen Anforderungen für die Nachbetriebsphase an den Schachtverschluss herleiten, die zum Teil mit denen für die Streckenverschlüsse gleich sind:

- Beidseitige Dichtwirkung (potenzieller Zutritt von Fluiden von über Tage oder aus dem Endlager)
- Standsicherheit gegenüber Gebirgsdruck und mögliche Störfallmedien
- Langzeitbeständigkeit der Baumaterialien gegenüber korrosiven Lösungen und Gasen
- Einfache Wirkprinzipien der Bauteile
- Langfristig immer sicherer Zustand hinsichtlich Dichtigkeit und Standsicherheit (positiv überkritisches Verhalten)
- Setzungssarme Stützsäule
- Wartungsfreiheit
- Erprobte Komponenten/Bauteile

Da der Schachtverschluss oder die Schachtverschlüsse am Ende der Betriebszeit errichtet werden, zielen betriebliche Anforderungen nur auf die Errichtung/Herstellung der Bauwerke ab und werden hier nicht weiter angesprochen.

5.6.2 Technisches Konzept

Nachdem der Störfall "Laugenzutritt über den Hauptanhidrit" aufgrund der nicht vorhandenen durchgehenden Verbindung des Haupanhidrits mit dem Deckgebirge ausgeschlossen werden kann, rückt die Konzeption und die Funktion des Schachtverschlusses als einzige Verbindung zwischen Biosphäre und Bergwerk weiter in den Mittelpunkt. Das Konzept eines Schachtverschlusses beinhaltet ähnlich wie beim Streckenverschluss Abdichtbauteile und stützende/tragende Bauteile.

Abbildung 5-6 zeigt das Prinzip eines solchen Schachtverschlusses. Auf eine Verfüllsäule aus setzungssarmem Material wird im Bereich kurz unterhalb des Salzspiegels ein Abdichtelement vorgesehen. Das setzungssarme Material kann Schotter sein, für die Abdichtung kommen sowohl Asphalt, Bitumen als auch Bentonite in Frage.

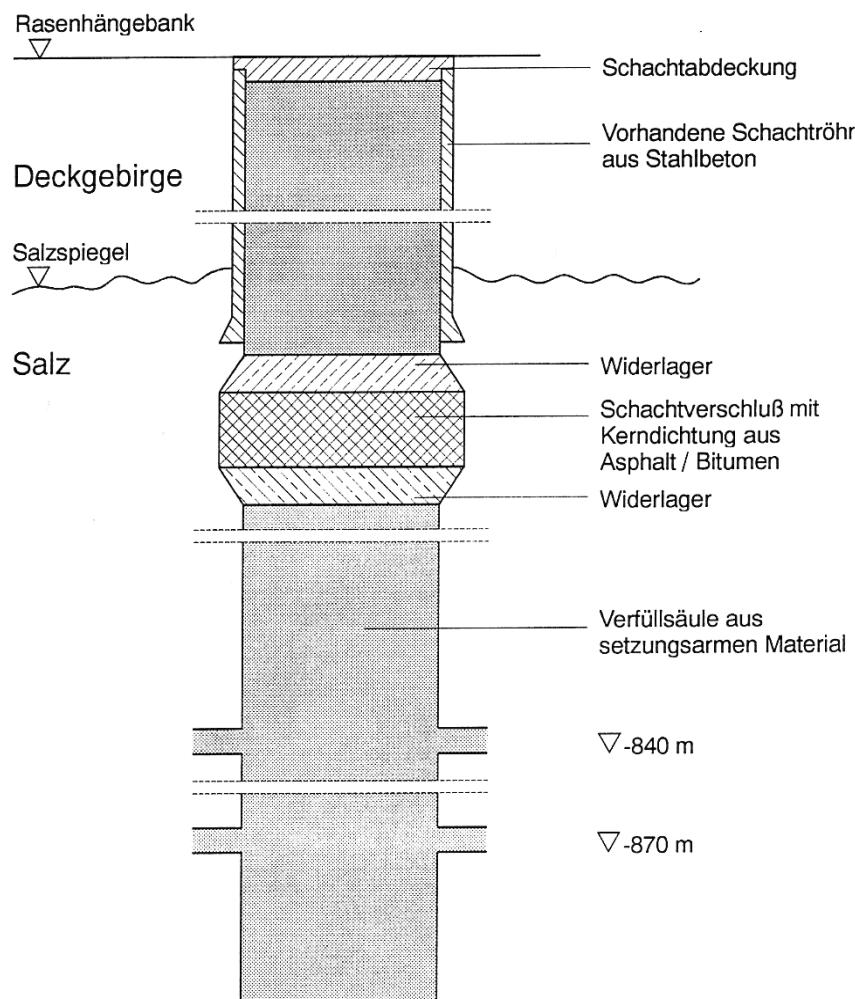


Abbildung 5-6: Prinzip eines Schachtverschlusses für ein HAW-Endlager in Salz

In Abbildung 5-7 ist ein weiteres Beispiel für ein Schachtverschlusskonzept dargestellt. Dabei handelt es sich um einen Schachtverschluss für ein Endlager in Tonstein. Als Dichtelement wurde eine Kerndichtung aus kompaktiertem Bentonit und darüber respektive darunter jeweils unterschiedlich mächtige Staffelungen von Bentonit-Sand-Kies-Gemischen zur gezielten Führung von potenziellen Lösungen vorgesehen. Die Schachtsäule wurde mit Hartgesteinsschotter verfüllt und stellt damit ein setzungsarmes Widerlager dar. Im AP5-Bericht /DBE 2008/ sind weitere Beispiele für Schachtverschlusskonzepte im Detail beschrieben.

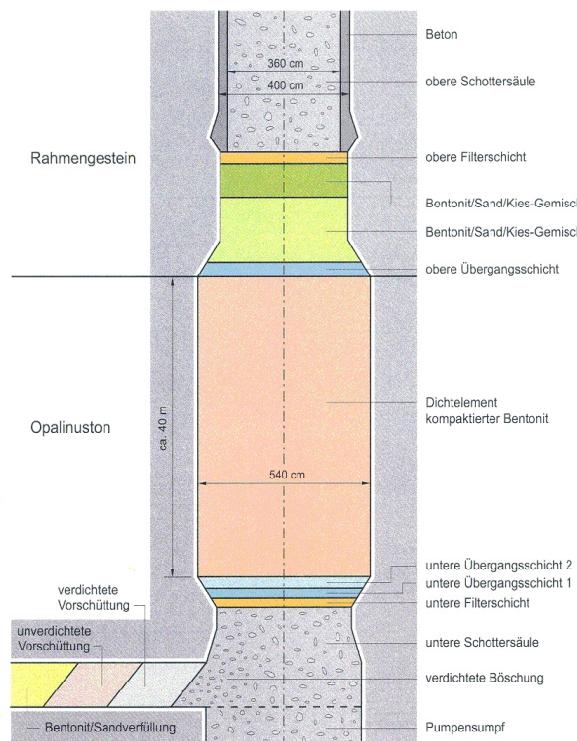


Abbildung 5-7: Schachtverschlusskonzept für ein Endlager in Tonstein

Im Rahmen eines Forschungs- und Entwicklungsvorhabens wurde in einem sogenannten Bohrungsschacht in Salzdetfurth /K+S 2002/ im Maßstab 1:1 die Wirksamkeit eines Schachtverschlusses untersucht. Auf eine setzungsarme Schottersäule wurden zwei Bentonit-Dichtelemente aufgesetzt. In deren Mitte befand sich zu Versuchszwecken eine sogenannte Druckkammer. Während der Erprobung wurde die Druckkammer mit Lauge gefüllt und nach einem vorher definierten Regime unter Druck gesetzt. Durch den Laugenzufluss wurden die Bentonitdichtungen (Gemisch aus Pellets und Körnung) zum Quellen gebracht. Die beim in-situ-Versuch gesammelten Daten zum Quellverhalten des Bentonits, zu den Drücken und zu Verschiebungen zeigten, dass sowohl das Widerlager aus Hartgesteinsschotter seine Funktion als Tragelement erfüllte - nur wenige Millimeter Verschiebung - und dass die Bentonitdichtungen letztendlich einem Laugendruck bis zu 7 MPa standhielten. Über die langfristige Wirkungsweise eines solchen Dichtelementes gibt es keine Daten aus veröffentlichten FuE-Vorhaben. Dies wäre in weiterführenden Untersuchungen zu belegen.

5.7 Zusammenfassende Bewertung des Kenntnisstandes

Für die technischen und geotechnischen Barrieren liegen umfangreiche Kenntnisse aus dem Bereich der Forschung aber auch aus bergbaubetrieblichen Anwendungen vor, wie die Ausführungen in diesem Bericht und auch in dem AP5-Bericht /DBE 2008/ belegen. Eine systematische Auswertung und Zusammenstellung der funktionalen Anforderungen an die einzelnen Barrieren eines HAW-Endlagers und die dafür entwickelten Konzepte und technischen Lösungen wird mit den vorliegenden Arbeiten erstmals erstellt.

Dabei werden insbesondere die Defizite bei der zielgerichteten Weiterentwicklung von geotechnischen Barrieren für ein HAW-Endlager deutlich, wenngleich auch auf einzelne veröffentlichte jüngere Untersuchungen und Planungen für Strecken- und Schachtverschlussbauwerke für Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle im Salz verwiesen werden kann.

Insbesondere fehlen Erkenntnisse zur langfristigen Barrierefunktion von Salzgrus als Versatzmaterial. Dazu wurden bereits neue FuE-Arbeiten initiiert. Ähnliches gilt für die Konzeption und die Wirkungsweise von Bohrlochverschlüssen. Auch dort bedarf es zielgerichteter FuE-Arbeiten.

Hinsichtlich der Streckenverschlüsse liegen dank der Zugänglichkeit zu Daten von betrieblich notwendigen Streckenverschlüssen Informationen zu der Wirkungsweise bestimmter Konstruktionen vor. Ein auf die Anforderungen für ein HAW-Endlager ausgerichteter Streckenverschluss wurde bisher nicht realisiert. Insbesondere wären Kenntnisse über dessen Anbindung an die Streckenkontur in einem Bergwerk von Interesse, um die inzwischen bekannte Schwächezone der Auflockerungszone hinreichend genau untersuchen zu können.

Dank der Ergebnisse des FuE-Vorhabens zum Schachtverschluss Bohrschacht Salzdetfurth liegt eine Reihe von praktischen Ergebnissen zur Konstruktion und zur Wirkungsweise von Schachtverschlüssen im Salinar bei Laugendrücken bis 7 MPa vor. Daraus lassen sich Rückschlüsse ziehen für die Konzeption von Schachtverschlüssen für ein HAW-Endlager. Hier wäre jedoch eine Überprüfung der Übertragbarkeit in Hinsicht auf die Maßstäbe notwendig und ggf. eine Überarbeitung des Konzeptes erforderlich.

Eine weiterführende umfangreiche Bewertung des Kenntnisstandes zu den technischen und geotechnischen Barrieren eines HAW-Endlagers sowie zum erforderlichen Entwicklungs- und Erprobungsbedarf ist auch im AP5-Bericht /DBE 2008/ zusammengefasst.

6 Zusammenfassung

Das Referenzkonzept für die Endlagerung von Wiederaufarbeitungsabfällen (HAW) und ausgedienten Brennelementen sollte weiterentwickelt werden. Zu berücksichtigen waren dabei der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik, das Sicherheitskonzept für ein geologisches Endlager in Salzformationen und das geologische Standortmodell. Ziel war es, gegebenenfalls notwendige Untersuchungen zu sicherheitstechnisch relevanten Themen zu identifizieren. Im Rahmen der Konzeptweiterentwicklung wurden dazu vier wesentliche Bereiche betrachtet: das endzulagernde Inventar an hochradioaktiven, wärmenentwickelnden Abfällen, eine darauf ausgerichtete Grubengebäudeplanung, die Transport- und Einlagerungstechnik und die technischen und geotechnischen Barrieren.

Die in diesem Vorhaben neu ermittelte endzulagernde Menge an hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen basiert auf dem Mengengerüst des Entwurfs des Nationalen Entsorgungsplans /BMU 2003/. Dieses Mengengerüst wurde durch Anfragen bei den Hauptablieferungspflichtigen aktualisiert.

Zu den Abfällen aus der Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente zählen HAW-Kokillen (CSD-V) mit verglasten hochradioaktiven Spaltprodukten und Feedklärschlämmen, verglaste mittelradioaktive Deko- und Spülwässer (CSD-B) und kompaktierte mittelradioaktive Brennelementhülsen, Strukturteile und Technologieabfälle (CSD-C). Das Mengengerüst berücksichtigt die bei der Verglasungseinrichtung des Forschungszentrums Karlsruhe (VEK) anfallenden HAW-Kokillen und die aus England und Frankreich zurückzuführenden Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (WA-Abfälle). Von BN-GS (British Nuclear Group Sellafield, ehemals BNFL British Nuclear Fuels) werden ausschließlich WA-Abfälle in Form von HAW-Kokillen zurückgeführt. Von AREVA-NC (ehemals COGEMA, La Hague) sind neben HAW-Kokillen (CSD-V) auch mittelradioaktive WA-Abfälle (CSD-C und CSD-B) zurückzuführen. In diesem Vorhaben wird von einer Menge endzulagernder Brennelemente mit insgesamt 10.678 tSM aus DWR, SWR und aus DWR russischer Bauart (WWER-DWR) ausgegangen. Es ist vorgesehen, die WA-Abfälle ohne zusätzliche Verpackung in Bohrlöchern endzulagern. Für die Brennelemente aus Leistungsreaktoren (DWR, SWR, WWER-DWR) wird einerseits die Streckenlagerung in POLLUX-Behältern und alternativ die Bohrlochlagerung in Brennstabkokillen (BSK) betrachtet. Für die CASTOR-Behälter der Typen AVR/THTR, MTR 2 und KNK mit Brennelementen aus Forschungsreaktoren wird vorrangig die Streckenlagerung betrachtet; eine Umkonditionierung zur Endlagerung in vertikale Bohrlöcher wäre zu prüfen.

Bei einer Endlagerung der gezogenen Brennstäbe ausgedienter Brennelemente aus Leistungsreaktoren in POLLUX-Behältern liegt die Anzahl der Endlagergebinde bei insgesamt 13.795 Stück; kämen alternativ dazu BSK zum Einsatz, würde die Anzahl der Endlagergebinde bei insgesamt 18.567 Stück liegen. Bei Verwendung von POLLUX-Behältern wird die Gesamtmasse der Endlagergebinde mit insgesamt 153.990 Mg und das Gesamtvolumen mit 25.674 m³ abgeschätzt; mit BSK würde die Gesamtmasse der Endlagergebinde bei insgesamt 57.195 Mg mit einem Gesamtvolumen von 9.008 m³ liegen. Das Inventar der Gesamtaktivitäten wird insgesamt mit ca. 6,2E+20 Bq abgeschätzt. Die wesentlichen Aktivi-

tätsanteile befinden sich in den ausgedienten Brennelementen aus Leistungsreaktoren und den HAW-Kokillen.

Mit Blick auf die Auslegung des Grubengebäudes wurde der Stand der Entwicklung der erforderlichen Transport- und Einlagerungstechnik für POLLUX-Behälter sowie BSK 3, HAW-Kokillen, CSD-B und CSD-C untersucht und beschrieben.

Für das Konzept der Streckenlagerung von POLLUX- Behältern ist gemäß /DBE 1998/ ein gleisgebundener Transport des Endlagerbehälters vorgesehen. Der Transport nach unter Tage erfolgt über eine dafür ausgelegte Schachtförderanlage, die Nutzlasten bis 85 t fördern kann. Für den Transport unter Tage wird eine batteriebetriebene Grubenlokomotive und ein für den POLLUX-Behälter entwickelter Plateauwagen eingesetzt. In der Einlagerungsstrecke wird der Behälter von einer Einlagerungsvorrichtung vom Plateauwagen gehoben und anschließend sicher auf dem Streckenboden abgelegt. Die für diesen Transport und die Einlagerung erforderlichen Komponenten wurden im Rahmen von zwei FuE-Vorhaben (Simulation des Schachttransports, Handhabungsversuche zur Streckenlagerung) in den 90er-Jahren bis zur Genehmigungsreife entwickelt und erprobt und stehen zur Anwendung zur Verfügung.

Für den Transport und die Einlagerung von HAW-Kokillen wurden im Rahmen von FuE-Vorhaben bereits in den 80er-Jahren vom Institut für Tieflagerung der GSF Komponenten entwickelt und im Forschungsbergwerk Asse erprobt. Dabei handelte es sich zum einen um einen Einzelabschirmbehälter für den sicheren Transport der Kokillen von über Tage bis zum Einlagerungsort und zum anderen um ein Einlagerungsfahrzeug zur Entladung der HAW-Kokille aus dem Einzelabschirmbehälter und zur Einlagerung in ein Bohrloch. Ein gleisgebundener Transport war damals nicht vorgesehen. Im Zuge der Neuentwicklung und Erprobung einer Transport- und Einlagerungstechnik für POLLUX-Behälter wurde aus sicherheitstechnischen Überlegungen die grundsätzliche Entscheidung für einen gleisgebundenen Transport getroffen.

Im Rahmen des FuE-Vorhabens „Optimierung der Direkten Endlagerung durch Kokillenlagerung in Bohrlöcher“ (Kurzform: DENKMAL) wird die Einlagerungstechnik für Brennstabkokillen entwickelt und erprobt. Dort ist ebenfalls ein gleisgebundener Transport zum Einlagerungsbohrloch vorgesehen. Mit dem Abschluss dieses Vorhabens im Januar 2009 liegt auch dafür eine genehmigungsreife Technik vor. Diese Technik, die für den Transport der Brennstabkokille einen wiederverwendbaren Transferbehälter vorsieht, kann mit gewissen Modifikationen auch für HAW-Kokillen sowie-CSD-C und CSD-B genutzt werden, weil alle Behälter ähnliche Geometrien aufweisen (gleiche Behälterdurchmesser, gleiche Greifvorrichtung (Pilzkopf) für die Handhabung). Durch ergänzende Untersuchungen und Demonstrationsversuche wäre dies zu überprüfen und nachzuweisen.

Falls keine Umkonditionierung in Betracht gezogen wird, muss die für die Endlagerung der CASTOR-Behälter mit Forschungsreaktorbrennelementen notwendige Transport- und Einlagerungstechnik noch entwickelt und erprobt werden.

Das Sicherheitskonzept des Endlagers beruht hinsichtlich der Auslegung des Grubengebäudes darauf, dass der Integritätsnachweis für die geologische Barriere geführt werden kann. Das bedeutet, dass der Zuschnitt und die Anordnung der für die vorgegebene Abfallmenge benötigten Grubenräume so geplant werden müssen, dass stets die Dilatanz- und Hydrofract-Kriterien eingehalten werden. Das betrifft sowohl die Einlagerungsstrecken und -bohrlöcher als auch alle Grubenräume für die Infrastruktur wie Transportstrecken, Werkstätten und Lagerräume. Für all diese Hohlräume müssen hinreichend große Sicherheitsabstände zu potentiellen Störungszonen und relevanten Schichtgrenzen eingehalten werden.

Die wesentliche Auslegungsrandbedingung für das Grubengebäude ist das Temperaturkriterium von 200 °C, das zu keiner Zeit im gesamten Endlager überschritten werden darf. Dieses erfordert eine systematische Planung der Anordnung von Einlagerungsstrecken und -bohrlöchern und deren Belegung mit Endlagerbehältern. Mittels vorlaufender thermischer Berechnungen werden dazu deshalb entsprechende Strecken- und Bohrlochabstände ermittelt. Qualifizierte Berechnungsmodelle dafür sind vorhanden.

Da es nicht Ziel war, ein vollständig neues Endlagerkonzept zu entwickeln, sondern unter Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik und des reduzierten Mengengerüstes durch Analogieschlüsse ein technischen Endlagerkonzept zu beschreiben, wurde folgende Vorgehensweise gewählt.

Auf Basis einer bereits vorliegenden Endlagerkonzeption für den Standort Gorleben /DBE 1998/ wurde mit dem vorgenannten Mengengerüst an Endlagerbehältern eine Grubengebäudeauslegung für zwei Varianten durchgeführt. Einerseits wurde die gemeinsame Einlagerung von POLLUX-Endlagerbehältern in horizontalen Strecken und HAW-Kokillen und CSD-C in vertikalen Bohrlöchern geplant. Als Alternative dazu wurde andererseits die Endlagerung aller Endlagerbehälter in vertikalen Bohrlöchern (ausgediente Brennstäbe in Brennstabkokillen (BSK 3)sowie HAW-Kokillen und CSD-C) vorgesehen. Die Ergebnisse dieser Planungen wurden für die Langzeitsicherheitsuntersuchungen bereitgestellt, um dort mit aktuellem Mengengerüst und angepasstem Grubengebäude einige Freisetzungsberechnungen für gestörte Entwicklungen des Endlagers durchführen zu können.

Das Endlager, das in einer Teufe von 870 m angelegt ist, wird über zwei Schächte betrieben, von denen der eine für die Einförderung der Endlagerbehälter und gleichzeitig für die Abfuhr der Wetter dient. Der zweite, über den die Frischwetter einziehen, wird für Mannschafts- und Materialtransport genutzt. Das an die Schächte angeschlossene Grubengebäude ist mit getrennten Wetterführungen für den kerntechnischen Bereich (Endlagerbehältertransport und -einlagerung) und den bergmännischen Bereich (Streckenauffahrung und Versatztransport) auszulegen.

Neben der bereits genannten thermischen Randbedingung sind auch bergbauliche Randbedingungen (z. B. Mindestpfilerbreiten, Schachtsicherheitspfiler) einzuhalten. Die betrieblichen und thermischen Randbedingungen führen dazu, dass die Endlagerbehälter im Rückbau eingelagert werden, d. h. zunächst werden die vom Schacht entferntesten Felder belegt und die entsprechenden Strecken und Bohrlöcher verfüllt und verschlossen.

Für die detaillierten Grubengebäudeplanungen sind maximale Längen für Einlagerungsstrecken (250 m), Mindestlängen für Streckenverschlüsse (15 m) und Behälterabstände (1 m) angenommen worden. Bei genauer Kenntnis der geologischen Verhältnisse im Einlagerungsbereich sind diese Annahmen bei weitergehenden Planungen zu konkretisieren. Als Einlagerungshorizont für die Streckenlagerung von POLLUX-Behälter wurde die 870 m-Sohle gewählt; die HAW-Kokillen und CSD-C sowie die BSK 3 werden von dieser Sohle in 300 m tiefe vertikale Bohrlöcher eingelagert. Nicht berücksichtigt wurden bei den Planungen der Grubengebäude die Brennelemente aus Forschungsreaktoren, die in Castor-Behältern lagern sowie die CSD-B.

Das Sicherheitskonzept für ein geologisches Endlager in Salzformationen stützt sich auf ein Mehrbarrierensystem, das nach /GRS 2003/ als Gesamtheit von geologischen, geotechnischen und technischen Barrieren verstanden wird. Die Barrierefirksamkeit basiert auf den verschiedenen physikalischen und chemischen Mechanismen einzelner Barrieren sowie auf einer partiellen Redundanz und einer relativen funktionalen Unabhängigkeit. In einem HAW-Endlager wird der Endlagerbehälter als technische Barriere betrachtet; die Gesamtheit weiterer ingenieurtechnischer Maßnahmen, die eine Schadstoffausbreitung ver- oder behindern, als geotechnische Barrieren. Für die im Kapitel 4 beschriebenen Endlagerkonzepte zählen dazu Schachtverschlüsse, Streckenverschlüsse, Salzgrusversatz, und Bohrlochverschlüsse.

Die Funktion der Endlagerbehälter besteht primär darin, die in ihnen verpackten radioaktiven Stoffe während des Transportes und der Einlagerung sicher und dicht zu umschließen. Für die Betriebsphase des Endlagers ergeben sich die Auslegungsanforderungen an die Endlagerbehälter im wesentlichen aus dem technischen Endlagerkonzept. Die Anforderungen für die Nachbetriebsphase stehen in unmittelbarem Zusammenhang mit der Art und Weise der Nachweisführung für die Langzeitsicherheit. Gewährleisten beispielsweise andere geotechnische und geologische Barrieren (Versatz, Bohrloch-, Strecken- und Schachtverschluss sowie Wirtsgestein) bereits die Endlagersicherheit, braucht darüber hinaus von den Barriereeigenschaften der Endlagerbehälter kein Kredit mehr genommen zu werden. Bis dahin ist der sichere Einschluss durch die technische Barriere zu gewährleisten. Zu den sicherheitstechnischen Anforderungen, die an Endlagerbehälter während der Betriebs- und Nachbetriebsphase des Endlagers gestellt werden, zählt der Nachweis der Unterkritikalität, die Begrenzung der Dosisleistung und Wärmeleistung der Endlagerbehälter und der Nachweis der Integrität (Dichtheit) der Endlagerbehälter.

Die primäre Funktion des Salzgrusversatzes besteht in der Verringerung des Hohlraumvolumens der Strecken im Endlagergrubengebäude. Darüber hinaus soll er die geologische Barriere mechanisch stabilisieren und so zum Erhalt ihrer Integrität beitragen. In den Einlagerungsstrecken und -bohrlöchern übernimmt der Versatz auch die Ableitung der Wärme der eingelagerten Endlagerbehälter auf das Gebirge. All diese Funktionen sind von der Porosität des Versatzes abhängig.

Als abschließendes Element einer Einlagerungsbohrung kommt dem Bohrlochverschluss die Funktion einer radiologischen Abschirmung in der Betriebsphase zu. Langfristig soll der Bohrlochverschluss die eingelagerten Endlagerbehälter dicht einschließen, so dass in der

Nachbetriebsphase keine Fluide zu den Abfällen gelangen können. Als Baustoff kommt art-eigenes Material in Betracht (Salzgrus, passgenaue Salzformsteine).

Streckenverschlüsse sind Bestandteil des Gesamtverschlusskonzeptes des Endlagers und haben die Funktion, im Störfall über den Schachtverschluss eintretende Fluide vor einem Zutritt ins Grubengebäude zu ver- oder behindern. Die Festlegung der Positionen im Grubengebäude richtet sich nach dem Zuschnitt des Streckensystems und der vorgefundenen geologischen Situation. Die Baustoffe müssen unter den im Endlager herrschenden Bedingungen langfristig beständig sein.

An den Schachtverschluss als technisches Bauwerk, das die einzige Verbindung vom Endlager zur Biosphäre sicher verschließen soll, werden hohe Anforderungen gestellt. Sowohl ein relevanter Fluiddurchtritt von über Tage als auch aus dem Endlager muss dauerhaft verhindert werden. Dazu sind Komponenten zu wählen, die die Dichtfunktion gewährleisten als auch solche, die die Lagestabilität dieser Dichtelemente im Salzkörper sicherstellen. Die zum Einsatz kommenden Baustoffe müssen über einen langen Zeitraum beständig bleiben, damit die Dichtfunktion erhalten bleibt.

Tabellenverzeichnis

	Seite
Tabelle 2-1: Mengengerüst der hochradioaktiven und wärmeentwickelnden Wiederaufarbeitungsabfälle	11
Tabelle 2-2: Mengengerüst der ausgedienten Brennelemente	12
Tabelle 2-3: Vergleich der Geometrie von Brennstäben zur Abschätzung der Anzahl an WWER-BE je POLLUX-Behälter und BSK	13
Tabelle 2-4: Typische Transport- und Lagerbehälter sowie Endlagerbehälter für Wiederaufarbeitungsabfälle und ausgediente Brennelemente	14
Tabelle 2-5: Daten typischer Endlagerbehälter	15
Tabelle 2-6: Werkstoffe und Massen einer HAW-Kokille, CSD-B (unbeladen)	16
Tabelle 2-7: Werkstoffe und Massen eines POLLUX-Behälters (unbeladen)	19
Tabelle 2-8: Werkstoffe und Massen einer Brennstabkokille (unbeladen)	20
Tabelle 2-9: Werkstoffe und Massen eines CASTOR AVR/THTR (unbeladen)	23
Tabelle 2-10: Werkstoffe und Massen eines CASTOR MTR 2 (unbeladen)	24
Tabelle 2-11: Chemische Zusammensetzung je HAW-Kokille aus AREVA-NC, BN GS und VEK	26
Tabelle 2-12: Radiologische und thermische Basisdaten je HAW-Kokille aus AREVA-NC	27
Tabelle 2-13: Radiologische und thermische Basisdaten je HAW-Kokille aus BN-GS	28
Tabelle 2-14: Radiologische und thermische Basisdaten je HAW-Kokille aus VEK	29
Tabelle 2-15: Wärmeleistung (zeitlicher Verlauf) je HAW-Kokille aus AREVA-NC	29
Tabelle 2-16: Radiologische und thermische Basisdaten je CSD-B aus AREVA-NC	31
Tabelle 2-17: Werkstoffe und Massen der Hülsen und Strukturteile eines DWR-BE	32
Tabelle 2-18: Radiologische und thermische Basisdaten je CSD-C aus AREVA-NC	33
Tabelle 2-19: Wärmeleistung (zeitlicher Verlauf) je CSD-C aus AREVA-NC	33
Tabelle 2-20: Geometrische und thermische Daten der Referenzbrennelemente für die Auslegung der POLLUX-Behälter	34
Tabelle 2-21: Randbedingungen (Lastfälle) für die Berechnung von Wärmeleistungen von Uran- und MOX-BE aus DWR und SWR	35
Tabelle 2-22: Zusammensetzung des Plutoniumvektors bei MOX-Brennelementen	35
Tabelle 2-23: Werkstoffe und Massen der Brennstäbe eines DWR-BE	36
Tabelle 2-24: Werkstoffe und Massen einer BE-Kugel des THTR	37
Tabelle 2-25: Brennelementdaten des THTR	37

Tabelle 2-26:	Wärmeleistung (zeitlicher Verlauf) von ausgedienten Brennelementen des THTR	38
Tabelle 2-27:	Werkstoffe und Massen eines Brennelementes des FRM II	39
Tabelle 2-28:	Spezifikationswerte für Brennelemente des FRM II für CASTOR MTR 2	39
Tabelle 2-29:	Werkstoffe und Massen der Brennstäbe des KNK II – mittleres Inventar eines CASTOR KNK	40
Tabelle 2-30:	radiologische und thermische Daten je CASTOR KNK	41
Tabelle 2-31:	Gesamtaktivitäten der Endlagergebinde	42
Tabelle 2-32:	Massen und Volumina der Endlagergebinde	43
Tabelle 2-33:	Sicherheitstechnische Anforderungen an Endlagergebinde für die Betriebs- und Nachbetriebsphase im Endlager	56
Tabelle 2-34:	Übersicht der endlagerrelevanten Eigenschaften und Kenngrößen für verschiedene Endlagergebinde	59
Tabelle 2-35:	Gesamtaktivitäten je Endlagergebinde	70
Tabelle 2-36:	Gesamtaktivitäten je POLLUX-Behälter und BSK, beladen mit Brennstäben von DWR-BE, SWR-BE und WWER-BE	71
Tabelle 2-37:	Vergleich der Dosisleistung je Endlagergebinde	78
Tabelle 2-38:	Gebindemasse je Endlagergebinde	82
Tabelle 3-1:	Übersicht über die erforderlichen Transport- und Handhabungseinrichtungen	87
Tabelle 3-2:	Grunddaten des Transferbehälters für HAW-Kokille und CSD-C	90
Tabelle 3-3:	Daten der Hauptseilfahrtanlage	95
Tabelle 3-4:	Übersicht über die erforderlichen Transport- und Handhabungseinrichtungen	103
Tabelle 4-1:	Mengengerüst der endzlagernden hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle für die Grubengebäudeauslegung	119
Tabelle 4-2:	Zeitlicher Verlauf der Wärmeleistung von POLLUX-8 und BSK 3, Beladung mit Brennstäben des Refenz-BE (Uran-BE aus GKN-2, 50 GWd/tSM, 4 % U235 Anreicherung)	120
Tabelle 4-3:	Zeitlicher Verlauf der Wärmeleistung einer HAW-Kokille aus AREVA-NC	121
Tabelle 4-4:	Bohrlochabstand und abgeleitete Größen für HAW-Kokillen als Einzelkokillen in 300 m Bohrlöcher bei 15 Jahren Zwischenlagerzeit	126
Tabelle 4-5:	Einfluss der Zwischenlagerzeit bei 300 m langen Bohrlöchern unter der Voraussetzung einer maximal zulässigen Feldabmessung von 305 m x 305 m, BSK 3	131

Abbildungsverzeichnis

	Seite
Abbildung 2-1: HAW-Kokille	16
Abbildung 2-2: CSD-C	17
Abbildung 2-3: POLLUX-Behälter, mit gezogenen Brennstäben aus 10 DWR-BE (POLLUX-10)	18
Abbildung 2-4: Brennstabkokille (BSK)	21
Abbildung 2-5: CASTOR AVR/THTR	22
Abbildung 2-6: CASTOR MTR 2	24
Abbildung 3-1: Umladeanlage für Variante1: Gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung	86
Abbildung 3-2: Plateauwagen mit POLLUX-Behälter	91
Abbildung 3-3: Plateauwagen für Transferbehälter HAW-Kokillen und CSD-C	91
Abbildung 3-4: Schachtscheibe Schacht 2	93
Abbildung 3-5: Füllort und schachtnaher Bereich	96
Abbildung 3-6: Batterie-Lokomotive	97
Abbildung 3-7: Einlagerungsvorrichtung für POLLUX-Behälter	98
Abbildung 3-8: Einlagerungsvorrichtung für HAW-Kokillen und CSD-C	99
Abbildung 3-9: Umladeanlage für Variante 2 - Reine Bohrlochlagerung	102
Abbildung 3-10: Einlagerungsvorrichtung für die BSK 3	106
Abbildung 4-1: Zeitlicher Verlauf der Wärmeleistung des Referenz-BE (Uran-BE aus GKN-2, 50 GWd/tSM, 4 % U ₂₃₅ Anreicherung) bezogen auf tSM	120
Abbildung 4-2: Querschnitt durch die POLLUX-Einlagerungsstrecke	123
Abbildung 4-3: Querschnitt der nördlichen Richtstrecke	123
Abbildung 4-4: Querschnitt der Querschläge zur POLLUX-Einlagerungsstrecke	124
Abbildung 4-5: Querschnitt der südlichen Richtstrecke	124
Abbildung 4-6: Entwurf eines Einlagerungsfeldes für POLLUX-Behälter	125
Abbildung 4-7: Querschnitt durch die HAW-Kokillen-Einlagerungsstecke	127
Abbildung 4-8: Querschnitt der nördlichen Richtstrecke und Querschläge	127
Abbildung 4-9: Entwurf eines Einlagerungsfeldes - Bohrlochlagerung HAW-Kokillen	128
Abbildung 4-10: Entwurf eines Einlagerungsfeldes - Bohrlochlagerung CSD-C	129
Abbildung 4-11: Grubengebäude für gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung	130
Abbildung 4-12: Entwurf eines Einlagerungsfeldes - Bohrlochlagerung BSK 3	132

Abbildung 4-13: Zuschnitt eines vollständigen Grubengebäudes (BSK 3, HAW-Kokillen und CSD-C)	132
Abbildung 4-14: Verlauf von Temperatur und Porosität von Salzgrus	134
Abbildung 4-15: Temperaturentwicklung an verschiedenen Punkten im Einlagerungsfeld in -1050 m Tiefe, insgesamt 111 Bohrungen	135
Abbildung 5-1: POLLUX-Behälter (Längs- und Querschnittsdarstellung)	139
Abbildung 5-2: Grafische Darstellung einer BSK 3, HAW-Kokille und einer CSD-C	140
Abbildung 5-3: Konzept eines Bohrlochverschlusses aus Salzgrus	143
Abbildung 5-4: Prinzipskizze eines Streckenverschlusses	144
Abbildung 5-5: Konzept eines Streckenverschlusses für das ERAM	145
Abbildung 5-6: Prinzip eines Schachtverschlusses für ein HAW-Endlager in Salz	147
Abbildung 5-7: Schachtverschlusskonzept für ein Endlager in Tonstein	148

Abkürzungsverzeichnis

°C	Grad Celsius
a	Jahr
ACC-Anlage	Atelier de Compactage des Coques
ADR	Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse
ANDRA	Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs
AtG	Atomgesetz
AVR	Atomversuchsreaktor, Jülich
BE	Brennelement
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMU	Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BMWA	Bundesministeriums für Wirtschaft und Arbeit
BNFL	British Nuclear Fuels
BN-GS	British Nuclear Group Sellafield
Bq	Becquerel
BS	Brennstab
BSK	Brennstabkokille
BSK 3	Brennstabkokille, beladen mit Brennstäben von 3 DWR-BE
CCM	Cold Cruble Melter
COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires
CSD-B	Colis de déchets ...
CSD-C	Colis de déchets compactés
CSD-V	Colis de déchets vitrifiés
d	Durchmesser
Deko-Glas	Verglaste Dekontaminationswässer
DWR	Druckwasserreaktor
DWR-MOX-BE	Mischoxid-Brennelement eines DWR
DWR-U-BE	Uran-Brennelement eines DWR
ERAM	Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben
EVU	Energieversorgungsunternehmen
fima	Fissions per initial metallic atom (%)
FP	Fission products (Spaltprodukte)
FRM II	Forschungsreaktor München 2
g	Gramm
GKN II	Kernkraftwerk Neckarwestheim, Block 2
GNS	Gesellschaft für Nuklear-Service
GWd	Gigawattage
Gy/h	Gray pro Stunde
HAW	High Active Waste
HAWC	High Active Waste Concentrate
HEU	High Enriched Uranium
HLR	Hüllrohr
HTR	Hochtemperaturreaktor

K _{eff}	Neutronenmultiplikationsfaktor
Kg	Kilogramm
KKW	Kernkraftwerk
KNK	kompakte natriumgekühlte Kernreaktoranlage
kW	Kilowatt
l	Länge
l/h	Liter pro Stunde
LF	Lastfall
LWR	Leichtwasserreaktoren
m	Meter
m/min	Meter pro Minute
m/s	Meter pro Sekunde
MAW	Medium Active Waste
MAW-Q	Medium Active Waste, wärmeentwickelnd
mbar/s	Millibar pro Sekunde
mm	Millimeter
MPa	Megapascal
mSv/h	Millisievert pro Stunde
MTR	Material Test Reactor
n	Neutron
nom.	Nominal
POLLUX-10	POLLUX-Behälter, beladen mit Brennstäben von 10 DWR-BE
POLLUX-8	POLLUX-Behälter, beladen mit Brennstäben von 8 DWR-BE
ppmv	parts per million, bezogen auf das Volumen
RFR	Rossendorfer Forschungsreaktor der VKTA
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SM	Schwermetall
Sv/h	Sievert pro Stunde
SWR	Siedewasserreaktor
t	Dicke/Wandstärke
T _{1/2}	Halbwertszeit
TBq	Terabequerel
THTR	Thorium-Hochtemperaturreaktor, Hamm-Uentrop
tSM	Tonnen Schwermetall
UMo-Glas	Verglaste Betriebsabwässer mit Uran-Molybdän
VEK	Verglasungseinrichtung des Forschungszentrums Karlsruhe
vgl.	vergleiche
VKTA	Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik, Rossendorf
W	Watt
WAK	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe
WWER	Water Water Energy Reactor (DWR russischer Bauart)
µm/a	Micrometer pro Jahr
α	alpha
β/γ	beta/gamma

Literaturverzeichnis

- ADR 2002 Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse (ADR-Übereinkommen) vom 30. September 1957, zuletzt geändert durch die 16. Änderungsverordnung vom 14.12.2002 (BGBI. 2002 II S. 2922 Anlagenband)
- ADR 2004 Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR-Übereinkommen) vom 30. September 1957, zuletzt geändert durch 17. ADR-Änderungsverordnung vom 27. August 2004
- AK HAW 1993 Arbeitskreis HAW-Produkte, Endlagerrelevante Eigenschaften und Kenngrößen für HAW-Glasprodukte, Stellungnahme Nr. 6, September 1993, veröffentlicht in FZKA 6651, September 2001
- AK HAW 1998 Arbeitskreis HAW-Produkte, Endlagerrelevante Eigenschaften und Kenngrößen für kompaktierte, wärmeentwickelnde Festabfälle (CSD-C), Stellungnahme Nr. 7, Mai 1998, veröffentlicht in FZKA 6651, September 2001
- AK HAW 2001 Arbeitskreis HAW-Produkte, Endlagerrelevante Eigenschaften und Kenngrößen für konditionierte LWR-Brennelemente in Endlagergebinden (POLLUX-Behälter und Brennstabkokille), Stellungnahme Nr. 8, März 1999, veröffentlicht in FZKA 6651, September 2001
- AK HAW 2006 Arbeitskreis HAW-Produkte, Kritikalitätssicherheit in einem Endlager im Steinsalz, Stellungnahme
(Literatur noch nicht veröffentlicht)
- AKEnd 2002 AKEnd - Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte, Auswahlverfahren für Endlagerstandorte, Empfehlungen des AkEnd, Dezember 2002 (S. 16)
- ANSI 1997 American National Standard for Radioactive Materials, - Leackage Tests on Packages for Shipment – ANSI N14.5-1997
- BfS 1995a Bundesamt für Strahlenschutz, Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport, Produktkontrolle radioaktiver Abfälle – Schachtanlage Konrad, Stand: Dezember 1995, ET-IB-45-Rev-3 (S. 2-5)
- BfS 1995b Bundesamt für Strahlenschutz, Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport, Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 1995) - Schachtanlage Konrad, ET-IB-79, Dezember 1995

- BfS 1996 Bundesamt für Strahlenschutz, Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport, Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle und Maßnahmen zur Produktkontrolle radioaktiver Abfälle, Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM), Teil I: Endlagerungsbedingungen, Stand: August 1996, ET-IB-85, August 1996
- BfS 2003a Bundesamt für Strahlenschutz, Genehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Biblis der RWE Power AG und der RWE Rheinbraun AG, Az.: GZ-V3 – 8531 510 vom 22. September 2003 (S. 2, 41, 91, 101, 119, 120) veröffentlicht unter:
http://www.bfs.de/de/transport/gv/dezentrale_zl/standort/kwb.html
- BfS 2003b Bundesamt für Strahlenschutz, Genehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Gundremmingen der RWE Power AG, der E.ON Kernkraft GmbH und der Kernkraftwerk Gundremmingen GmbH, Az.: GZ-V3 – 85345 10 vom 19. Dezember 2003 (S. 23)
veröffentlicht unter:
http://www.bfs.de/de/transport/gv/dezentrale_zl/standort/krb.html
- BfS 2005a Bundesamt für Strahlenschutz, Zulassungsschein D/4214/B(U)F-85 (Rev. 9) für ein Versandstückmuster des Typs B(U) für spaltbare radioaktive Stoffe (Transport- und Lagerbehälter CASTOR THTR/AVR), 24. März 2005
- BfS 2005b Bundesamt für Strahlenschutz, Zulassungsschein D/4315/B(U)F-85 (Rev. 6) für ein Versandstückmuster des Typs B(U) für spaltbare radioaktive Stoffe (Transport- und Lagerbehälter CASTOR MTR 2), 18. Oktober 2005 (Blatt 3, Anlage 1, Anlage 4)
- BfS 2005c Bundesamt für Strahlenschutz, Zulassungsschein D/4311/B(U)F-85 (Rev. 8) für ein Versandstückmuster des Typs B(U) für spaltbare radioaktive Stoffe (Transport- und Lagerbehälter CASTOR 440/84), 06. Oktober 2005 (Blatt 3)
- BMI 1983 Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk, RdSchr. d. BMI v. 20.4.1983 - RS - AGK 3 – 515 – 790/2
- BMU 2003 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Projektgruppe Nationaler Entsorgungsplan, RS III 2-13200/1, Arbeitsgrundlage Nationaler Entsorgungsplan für radioaktive Reststoffe, November 2003 (S. 50, 56, 105)

- BMU 2006 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Kernbrennstoffe und die Sicherheit über die Behandlung radioaktiver Abfälle; Bericht der Bundesrepublik Deutschland für die zweite Überprüfungstagung im Mai 2006; Stand Sept. 2005
- COGEMA 1986 COGEMA, 300AQ016, Specification of Vitrified Residues Produced from Reprocessing at UP2 or UP3-A La Hague Plants, Second Series, July 1986 (S. 9-11, 13, 13, 14)
- COGEMA 2001 COGEMA, 300AQ051, Specification for Compacted Waste Standard Residue (CSD-C), from Light Water Reactor Fuel, July 2001, 3rd.
- COLENCO 2005 COLENCO, Untersuchung der Gasbildungsmechanismen in einem Endlager für radioaktive Abfälle und der damit verbundenen Auswirkungen auf die Führung des Nachweises der Endlagersicherheit, Abschlussbericht, Colenco Bericht 3161/28, Stand: Januar 2005, Version Mai 2005 (S. 42)
- Come 1984 Come, B.; Venet, P.: Thermal loading effects on geological disposal“, Radioactive Waste Management (Proc. Symp. Seattle, 1984) Rep. IAEA-CN-43/430, Vol. 3, IAEA, Vienna 81984) 375.
- DBE 1989 DBE-Schreiben T-E/Dr.Schr/He, DM/81300/BA/AE/0010 vom 27.01.1989
- DBE 1995 Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe, Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente, Handhabungsversuche zur Streckenlagerung, Abschlussbericht, Hauptband, September 1995 (S. 4, 5)
- DBE 1998 Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE), Aktualisierung des Konzepts „Endlager Gorleben“, Abschlussbericht, 13.03.1998, unveröffentlicht
- DBE 1999 Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE), Übersichts-Statusbericht, Zulässige Wärmeleistungen von Abfallgebinden für das Endlager Gorleben, DBE, Januar 1999 (S. 3, 5)
- DBE 2005a DBE-Notiz zur Besprechung bei GNS am 22.11.2005, F1-3-01, Colis de déchets vitrifiés CSD-V (COGEMA/La Hague)
- DBE 2005b DBE-Notiz zur Besprechung bei GNS am 22.11.2005, F1-3-02, Solutions molybdiques de produits de fission devant être vitrifiées (COGEMA/La Hague)

- DBE 2005c DBE-Notiz zur Besprechung bei GNS am 22.11.2005, F2-3-02, Colis de déchets compactés CSD-C (COGEMA/La Hague)
- DBE 2005d DBE-Notiz zum Telefonat mit Dr. Gauthier (VEK) am 28.11.2005
- DBE 2005e DBE-Notiz zur Besprechung bei GNS am 22.11.2005, Daten der CO-GEMA-HAW-Kokillen für die Beladung VG 63 zum 19.07.2005
- DBE 2005f DBE-Notiz zur Besprechung mit Hr. Steyer (BfS) am 14.12.2005
- DBE 2005g DBE-Notiz zur Besprechung bei GNS am 22.11.2005, Daten zur CSD-C-Spezification 300 AQ 055, BT/WK/050430, 23.03.2005
- DBE 2006 DBE-Reisebericht vom 12.05.2006, Besprechung am 11.05.2006 bei GNS Essen, Datenblatt mit Angaben zu Werkstoffen und Massen eines DWR-BE
- DBE 2007 Bollingerfehr, W.; Filbert, W.: Optimierung der Direkten Endlagerung durch Kokillenlagerung in Bohrlöchern, atw, März 2007
- DBE 2008 Abschlußbericht für das Vorhaben „Überprüfung und Bewertung des Instrumentariums für eine sicherheitstechnische Bewertung von Endlagern für HAW“ ISIBEL, AP 5 Nachweiskonzept zur Integrität der einschlusswirksamen technischen Barrieren, DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, April 2008
- DEAB T8 Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE), Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (KWA 36022), Auswahl eines Versatzverfahrens für die Streckenlagerung von POLLUX-Behältern, Peine, Oktober 1987
- DEAB T37 Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE), Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (KWA36022), Thermische Simulation der Streckenlagerung, Abschlussbericht Phase II, Peine, Juli 1991
- DEAB T41 Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE), Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (02 E 8221), Simulation des Schachttransports, Hauptband, Peine, März 1994
- DEAB T60 Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE), Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (02 E 8191), Handhabungsversuche zur Streckenlagerung, Hauptband, Peine, September 1995

DIN 25478	DIN 25478, Einsatz von Berechnungsprogrammen beim Nachweis der Kritikalitätssicherheit, Juli 1994
DisTec 1998	DisTec'98, H. Spilker, Status of the Development of Final Disposal Casks and Prospects in Germany (S. 300, 301)
Donnerstag 1989	Donnerstag, H.; Harnack, K.; Thomaske, B.; Wosnik, G.; Endlager für radioaktive Abfälle Gorleben - Vorstudie zum Konzept - Braunschweig, Juli 1989, PTB-SE-IB-24
DWK 1985	DWK, Direkte Endlagerung, Endlager-Behältersystem POLLUX-3 DWR-BE, Bericht SB-DE 03/85, Hannover, im März 1985 (S. 3-11, 5-12, 5-14)
DWK 1986	DWK, Planvorgaben zum POLLUX-Behälter, DWK - TL 3, 31.01.1986 (S. 6-3, 9-2, 9-3, 9-5, 10-1, 10-3, 10-4, 12-1)
EWN 2006	Energiewerke Nord, Schreiben p1uk-dr.fö-060111 vom 11. Januar 2006, FuE-Vorhaben „Überprüfung und Bewertung des Instrumentariums für eine sicherheitstechnische Bewertung von Endlagern für HAW“
FZK 2005	Forschungszentrum Karlsruhe, Schreiben PH-YG/se/05/2475 vom 13. Dezember 2005, Verglasungseinrichtung Karlsruhe (VEK), „Überprüfung und Bewertung des Instrumentariums für eine sicherheitstechnische Bewertung von Endlagern für HAW“
GNB 1998d	Kritikalitätssicherheitsnachweise für den Transport-, Lager- und Endlagerbehälter POLLUX 10 DWR- / 30 SWR-BE, GNB B 084/95, Revision 2, November 1998 (S. 7)
GNB 1998e	Gesellschaft für Nuklear-Behälter, Thermische Auslegung des Transport-, Lager- und Endlagerbehälters POLLUX 10 DWR- / 30 SWR-BE für den bestimmungsgemäßen Betrieb im Lager, GNB B 010/96, Juli 1996, Revision 1, Mai 1998 (S. 6, 12)
GNB 1998a	Gesellschaft für Nuklear-Behälter, Beschreibung der Brennstabkokille BSK 3, GNB B 043/98, September 1998, Revision 0 (S. 8)
GNB 1998b	Gesellschaft für Nuklear-Behälter, Gesellschaft für Nuklear-Behälter, Radioaktives Inventar des Transport- Lager- und Endlagerbehälters POLLUX 10 DWR/30 SWR-BE, GNB B 056/96, Revision 1, September 1998 (S. 9-10, 15-16)

- GNB 1998c Gesellschaft für Nuklear-Behälter, Antragswerte für den Transport-, Lager- und Endlagerbehälters POLLUX 10 DWR/30 SWR-BE im Genehmigungsverfahren nach § 6 AtG für das Transportbehälterlager Gorleben, GNB B 055/96, Revision 1, September 1998 (S. 10, 14)
- GNB 1997 Gesellschaft für Nuklear-Behälter, Dichtsystem und Aktivitätsrückhaltung des Transport-, Lager- und Endlagerbehälters POLLUX 10 DWR- / 30 SWR-BE, GNB B 075/96, Mai 1996, Revision 2, Oktober 1997 (S. 6)
- GNS 1996 Gesellschaft für Nuklear-Service, GNS B 135/96, Rev. 0
(weitere Angaben unbekannt, Literatur liegt nur auszugsweise vor)
- GNS 2000a Gesellschaft für Nuklear-Service, Datenzusammenstellung zu Nachfallsleistung und Aktivitätsinventar von bestrahitem LWR-Brennstoff, GNS B 084/2000, Rev. 0, Juni 2000 (S. 9-11, Anhang A1 S. 1)
- GNS 2000b Gesellschaft für Nuklear-Service, Datenzusammenstellung zu Nachfallsleistung und Aktivitätsinventar von bestrahitem LWR-Brennstoff – Ergänzungen zu GNS B 084/2000, Rev. 0, Technische Notiz der GNS, 26. Oktober 2000 (S. 1-2, Anhang A1 S. 1)
- GNS 2004 Gesellschaft für Nuklear-Service, CASTOR MTR 2-Behälter,
<http://www.gns-nuklearservice.de/generator.aspx?templateId=renderPrint/doc=17470/lang=de/id=10650.html>, 16.02.2004
- GNS 2005a Gesellschaft für Nuklear-Service, Zusammenstellung von Angaben zur Entsorgung abgebrannter Brennelemente aus Kernkraftwerken der deutschen Energieversorgungsunternehmen, Stand 31.12.2004, GNS B 104/2005, Revision 0, Dezember 2005 (Anhang 1, Tabelle 26 und 27)
- GNS 2005b GNS-e-mail, 6. Dezember 2005 16:51, Daten über verglasten HAW der BNFL/BNGS 051971
- GNS 2006 Gesellschaft für Nuklear-Service, Darstellung der getroffenen Entsorgungsmaßnahmen, GNS B 008/2006, Revision 0, 20.03.2006 (S. 3-4, 7)
- GNS 2007 GNS-e-mail vom 20.07.2007 08:14, Antwort: Temperaturbegrenzung bei der Zwischenlagerung von TLB (und POLLUX)
- GRS 1979 W. Heinicke et al., Handbuch zur Kritikalität, Teil I: Kritikalität und nukleare Sicherheit, GRS München, 1979
- GRS 1997 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH „Realistische Abschätzung der Strahlenschädigung von Steinsalz bei Einlagerung von HAW in Bohrlöchern“, GRS – 142, Juni 1997 (S. I)

- GRS 1998 W. Heinicke et al., Handbuch zur Kritikalität, Teil I: Kritikalität und nukleare Sicherheit, GRS München, Dezember 1998
- GRS 2003 Baltes, B.; Kindt, A.; Röhlig, K.-J.: Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk - Vorschlag der GRS; Juli 2003, GRS-A-3110
- GRS 2004 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Untersuchungen zur Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase eines Endlagers für ausgediente Kernbrennstoffe in unterschiedlichen Wirtschaftsformationen; GRS-A-3240, Dezember 2004 (S. 8, 37, 39-43, 43-53, 54-58, 72, 77)
- GRS 2006 GRS-e-mail, 20. April 2006 10:26, Antwort: Tabelle mit Endlagerrelevanten Eigenschaften
- GRS 2003 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk, Vorschlag der GRS, GRS-A-3110, Juli 2003 (S. 10, 11, 29, 30)
- GSF 1994 GSF – Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit, GmbH, Institut für Tieflagerung, Radiation Effects in Rock Salt – A Status Report, 1994 (S. 61)
- GSF-Bericht 12/94 Müller, K., Rothfuchs, T. (1994): Das HAW-Projekt: Versuchseinlagerung hochradioaktiver Strahlenquellen im Salzbergwerk Asse, Dokumentation und Bewertung des Einlagerungssystems, GSF-Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit mbH München, GSF-Bericht 12/94
- IAEA 1973 IAEA Safety Series No. 6, IAEA Safety Standards, Regulations for the safe Transport of Radioactive Material, 1973 Revised Edition (As Amended)
- IAEA 1990a IAEA Safety Series No. 37, Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (1985 Edition), Third Edition (As Amended 1990), IAEA, Vienna, 1990
- IAEA 1990b IAEA Safety Series No. 6, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 1985 Edition (As Amended 1990), IAEA, Vienna, 1990
- IAEA 1997 Technical committee meeting on technologies for gas cooled reactor decommissioning, fuel storage and waste disposal. Juelich (Germany) 8-10 Sep 1997, International Atomic Energy Agency, Vienna (Austria), CASTOR THTR Transport/Storage Casks, R. W. Laug, H. Spilker (Gesellschaft für Nuklearbehälter), M. Sappok (Siempelkamp Giesserei), IAEA-TECDOC-1043 (pp:171-177)

- IAEA 2002 IAEA Safety Guide TS-GF-1.1 (ST-2), Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, IAEA, Vienna, 2002
- INTERATOM 1986 INTERATOM Technischer Bericht, KNK II, 3. Kern: Auslegungsbericht für Treiberzonenelemente NU 401 bis 407 (ohne Moderator) und NW 401 bis 421 (mit Moderator), Oktober 1986, S. 22, 24
- JK 2006 Jahrestagung Kerntechnik 2006, Rückholung und Zwischenlagerung der Kernbrennstoffe aus der kompakten natriumgekühlten Kernreaktoranlage KNK II (Karlsruhe), I. Graffunder et. al (Forschungszentrum Karlsruhe) (S. 637-640)
- K+S 2002 Breidung, K.P.: Forschungsprojekt Schachtverschluss Salzdetfurth II (Kurzfassung), Bas Salzdetfurth, 2002
- KfK 1988 Kernforschungszentrum Karlsruhe, Projektgruppe Andere Entsorgungstechniken, Datensammlung zur Systemanalyse Mischkonzept, Stand: 05.07.1988, Rev. 1 (S. V, 2-2)
- KTA 3602 KTA 3602, Lagerung und Handhabung von Brennelementen, Steuer-elementen und Neutronenquellen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Fassung 6/90
- Müller-Hoeppe 1999 Müller-Hoeppe, N.; Krone, J.: Ein neuer Ansatz zur Bewertung der Wirksamkeit von Barrieren im Endlager, Abschlussbericht, Hauptband, Peine, Juni 1999
- PtWT+E 2003 Fachgespräch "Verschlussbauwerke für untertägige Hohlräume - Kenntnisstand und offene Fragen", Vortragsunterlagen und Materialien, Freiburg, März 2003
- RSK 2001 Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission, Sicherheitstechnische Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern, 05.04.2001 (S. 8, 11)
- RSK 2005a Reaktor-Sicherheitskommission, Stellungnahme, Spezifikation der Fa. Areva/Cogema zu hochdruckkompaktierten Abfällen (CSD-C) aus der Wiederaufarbeitung von deutschen LWR-Brennelementen, 08.09.2005 (386. Sitzung) (S. 4, 5, 16, 18)
- RSK 2005b Reaktor-Sicherheitskommission, Stellungnahme, Gase im Endlager, 27.01.2005, 379. Sitzung, (S. 1, 4, 16)

- RSK 2006 Reaktor-Sicherheitskommission, Stellungnahme, Strahlenschäden im Steinsalz, 09.03.2006, 391. Sitzung, (S. 1-6)
- SAE 1984 NUKEM GmbH, DWK mbH, Systemstudie Andere Entsorgungstechniken, technische Beschreibung der Endlagerbehälter für abgebrannte Brennelemente, Technischer Anhang 1, Dezember 1984 (S. 2-4, 5-25, 5-26)
- SAM 1989a Systemanalyse Mischkonzept, Hauptband, Zusammengestellt von der Projektgruppe Andere Entsorgungstechniken, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Dezember 1989
- SAM 1989b Systemanalyse Mischkonzept, TA 3, Einlagerung von Abfallgebinden, DBE, Oktober 1989
- SAM 1989c Systemanalyse Mischkonzept, Übertragung der Planungsergebnisse auf das Arbeitsmodell zum strukturellen Aufbau des Salzstock Gorleben, Technischer Anhang 10, DBE, Oktober 1989
- StrlSchV 1989 Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) vom 13. Oktober 1976 (BGBl. I S. 2905, 1977 S. 184, 269) in der Fassung und Bekanntmachung vom 30. Juni 1989 (BGBl. I S. 1321, ber. S. 1926) (BGBl. III 751-1-1) zuletzt geändert durch das Medizinproduktgesetz vom 2. August 1994 (BGBl. I S. 1963, 1981)
- StrlSchV 2001 Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl. S. 1714, Jahrgang 2001 Teil I Nr. 38, ausgegeben zu Bonn am 26. Juli 2001)
- Uhlig 2007 Numerische Berechnungen zur Bohrlochlagerung der BSK 3; Arbeitsbericht im Rahmen des Vorhabens ISIBEL-Überprüfung und Bewertung des bereits verfügbaren Instrumentariums für eine sicherheitliche Bewertung von Endlagern für HLW, Peine, Dezember 2007 (unveröffentlicht)
- WTI 2006 Wissenschaftlich Technische Ingenieurberatung, CASTOR KNK, Zusammenfassende Darstellung der Behälterinventare, WTI/98/05, Revision 1, Januar 2006 (S. 4, 5, 7, Anhang 1-4)
- WTI 2007a Wissenschaftlich Technische Ingenieurberatung GmbH, POLLUX-Behälter, Inventar- und Bauteiltemperaturen bei der Endlagerung in Salzformationen, WTI/69/07 (Rev. 0), November 2007

- WTI 2007b Wissenschaftlich Technische Ingenieurberatung, Technische Notiz
Dr.Ti/gia/7910/07, Ermittlung der Oberflächendosisleistung an der
BSK 3, 20.09.2007
- WTI 2008 Wissenschaftlich Technische Ingenieurberatung GmbH, Brennstabkokille
BSK 3, Inventar- und Bauteiltemperaturen bei derendlagerung in Salz-
formationen, WTI/77/07 (Rev. 0), Januar 2008

Anhang 1: Überblick des Entwicklungs-/Erprobungsbedarfs für Transport- und Einlagerungstechnik

Komponenten	Stand der Technik (erprobt)	Entwicklungsbedarf/ Erprobungsbedarf		
		inaktiv	aktiv	
1.Umladung über Tage				
Behälter				
POLLUX	ja (vorhanden)	nicht erforderlich	nicht erforderlich	
HAW-Kokille	ja (vorhanden)	nicht erforderlich	nicht erforderlich	
CSD-C	ja (vorhanden)	nicht erforderlich	nicht erforderlich	
BSK 3	nein	erforderlich (Nachweis der Integrität des Behälters)	erforderlich (Nachweis der Gasdichtigkeit)	
Transferbehälter (TB) HAW-Kokille	nein	erforderlich (Nachweis der Integrität des Behälters und Zusammenspiel mit ELV, BLS und Plateauwagen)	erforderlich (Nachweis der Abschirmung auch im Zusammenwirken mit ELV, BLS und Kokille)	
Transferbehälter (TB) CSD-C	nein	erforderlich (Nachweis der Integrität des Behälters und Zusammenspiel mit ELV, BLS und Plateauwagen)	erforderlich (Nachweis der Abschirmung auch im Zusammenwirken mit ELV, BLS und Kokille)	
Transferbehälter (TB) BSK 3	nein	erforderlich (Nachweis der Integrität des Behälters und Zusammenspiel mit ELV, BLS und Plateauwagen (i. Rahmen FuE-Vorhaben DENKMAL))	erforderlich (Nachweis der Abschirmung auch im Zusammenwirken mit ELV, BLS und Kokille)	

Komponenten	Stand der Technik (erprobt)	Entwicklungsbedarf/ Erprobungsbedarf	
		inaktiv	aktiv
Umladeanlagen			
Transport- und Handhabungstechnik POLLUX	ja Nachweis der technischen Machbarkeit abgedeckt durch Handhabung CASTOR	nicht erforderlich	nicht erforderlich
Transport- und Handhabungstechnik HAW-Kokillen, CSD-C	ja Nachweis der technischen Machbarkeit abgedeckt durch PKA	nicht erforderlich	nicht erforderlich
Transport- und Handhabungstechnik BSK 3	ja Nachweis der technischen Machbarkeit abgedeckt durch HAW-Kokillen, CSD-C PKA	nicht erforderlich	nicht erforderlich
2. Flurtransport über Tage			
Querverschübe/Gleis/Gleisfördereinrichtung/Plateauwagen	ja	nicht erforderlich	nicht erforderlich
3. Transport Schacht			
Schachtförderanlage POLLUX auf Plateauwagen (Nutzlast ca. 75 t)	ja Nachweis der technischen Machbarkeit in /DEAB T41/	nicht erforderlich (bereits erfolgt)	nicht erforderlich

Komponenten	Stand der Technik (erprobt)	Entwicklungsbedarf/ Erprobungsbedarf	
		inaktiv	aktiv
Schachtförderanlage HAW-Kokillen, CSD-C in Transferbehälter auf Plateauwagen (Nutzlast ca. 25 t)	ja Nachweis der technischen Machbarkeit abgedeckt durch /DEAB T41/	nicht erforderlich	nicht erforderlich
Schachtförderanlage BSK 3 in Transferbehälter auf Plateauwagen (Nutzlast ca. 55 t)	ja Nachweis der technischen Machbarkeit abgedeckt durch /DEAB T41/	nicht erforderlich	nicht erforderlich
4. Flurtransport unter Tage (Lokomotiven/Plateauwagen/Gleis)			
Batterielok/Plateauwagen mit POL-LUX, Normalspur 1435 mm	ja Nachweis der technischen Machbarkeit in /DEAB T60/	nicht erforderlich (bereits erfolgt)	nicht erforderlich
Batterielok/Plateauwagen mit HAW-Kokille oder CSD-C in Transferbehälter, Normalspur 1435 mm oder Breitspur ca. 2000 mm	ja Nachweis der technischen Machbarkeit abgedeckt durch /DEAB T60/	nicht erforderlich	nicht erforderlich

Komponenten	Stand der Technik (erprobt)	Entwicklungsbedarf/ Erprobungsbedarf	
		inaktiv	aktiv
Batterielok/Plateauwagen mit BSK 3 in Transferbehälter, Breitspur ca. 2000 mm	ja Nachweis der technischen Machbarkeit abgedeckt durch /DEAB T60/	nicht erforderlich	nicht erforderlich
5. Einlagerung			
Einlagerungsvorrichtungen			
Einlagerungsvorrichtung (ELV) POLLUX	ja Nachweis der technischen Machbarkeit in /DEAB T60/	nicht erforderlich (bereits erfolgt) (ggf. in situ-Erprobung)	nicht erforderlich
Einlagerungsvorrichtung (ELV) HAW-Kokillen, CSD-C	ja zum Teil durch Asse-HAW-Versuch	erforderlich (Nachweis Zusammenspiel mit Plateauwagen, TB, Kokille und BLS)	erforderlich (Nachweis der Abschirmung im Zusammenwirken mit TB, Kokille und BLS)
Einlagerungsvorrichtung (ELV) BSK 3	nein	erforderlich (Nachweis Zusammenspiel mit Plateauwagen, TB, Kokille und BLS (i. Rahmen FuE-Vorhaben DENKMAL))	erforderlich (Nachweis der Abschirmung im Zusammenwirken mit TB, Kokille und BLS)

Komponenten	Stand der Technik (erprobt)	Entwicklungsbedarf/ Erprobungsbedarf	
		inaktiv	aktiv
Bohrlochschleuse (BLS)			
BLS für HAW-Kokillen, CSD-C	ja Nachweis der technischen Machbarkeit abgedeckt durch GSF-Bericht 12/94	erforderlich (Nachweis Zusammenspiel mit ELV und TB)	erforderlich (Nachweis der Abschirmung im Zusammenwirken mit TB und Kokille)
BLS für BSK 3	ja Nachweis der technischen Machbarkeit abgedeckt durch /GSF-Bericht 12/94/	erforderlich (Nachweis Zusammenspiel mit ELV und TB (i. Rahmen FuE-Vorhaben DENKMAL))	erforderlich Nachweis der Abschirmung (Zusammenwirken mit TB und Kokille)
Aufnahmerohr für Bohrlochschleuse	nein	erforderlich (Nachweis der fehlerfreien Adaption zwischen Gebirge und Bohrlochschleuse)	erforderlich (Nachweis der Abschirmung im Zusammenwirken mit Gebirge, Bohrlochschleuse und Kokille)
6. Versetzen Gebinde			
Versatzfahrzeug/- maschine			
POLLUX (Versatzfahrzeug (Schleudertruck))	ja Nachweis der technischen Machbarkeit in /DEAB T37/	nicht erforderlich (bereits erfolgt)	nicht erforderlich

Komponenten	Stand der Technik (erprobt)	Entwicklungsbedarf/ Erprobungsbedarf	
		inaktiv	aktiv
HAW-Kokillen, CSD-C (Versatzmaschine)	nein	erforderlich (Nachweis Zu- sammenspiel mit BLS)	erforderlich (Nachweis der Abschirmung im Zusammenwirken mit BLS und Kokille)
BSK 3 (Versatzmaschine)	nein	erforderlich (Nachweis Zu- sammenspiel mit BLS)	erforderlich (Nachweis der Abschirmung im Zusammenwirken mit BLS und Kokille)
Bohrlochentlüftungsanlage der Bohrlochschleuse (nur Bohrloch- lagerung)			
HAW-Kokillen, CSD-C	nein	erforderlich (Nachweis der Verhinderung von Staubablagerungen im Bereich des Schiebers)	nicht erforderlich
BSK 3	nein	erforderlich (Nachweis der Verhinderung von Staubablagerungen im Bereich des Schiebers)	nicht erforderlich
7. Einlagerungsgrubenbaue Herstellung			
Einlagerungsstrecke (POLLUX)	ja	nicht erforderlich	-/-
Bohrlochkeller (HAW-Kokillen, CSD-C, BSK 3)	ja	nicht erforderlich	-/-
Bohrloch 300 m (HAW-Kokillen, CSD-C, BSK 3)	ja aber nicht unter End- lager- bedingungen	erforderlich (Nachweis Einhaltung zul. radialer Abwei- chung von lotrechter Bohr- lochachse)	-/-