

Abfallspezifikation und Mengengerüst

Basis Ausstieg aus
der Kernenergienutzung
(Juli 2011)

Bericht zum Arbeitspaket 3

Vorläufige Sicherheitsanalyse
für den Standort Gorleben

Erstellt von:



Anmerkung:

Der Bericht **GRS - 278** wurde auf Basis des **Ausstiegsbeschlusses** vom Juli 2011 erstellt. Das Arbeitspaket „Abfallspezifikation und Mengengerüst“ wurde zuvor bereits auf Grundlage der im September 2010 beschlossenen Laufzeitverlängerung berechnet. Diese Ergebnisse sind im Bericht GRS-274 dargestellt.

Abfallspezifikation und Mengengerüst

**Basis Ausstieg aus
der Kernenergienutzung
(Juli 2011)**

Bericht zum Arbeitspaket 3

Vorläufige Sicherheitsanalyse
für den Standort Gorleben

Frank Peiffer (GRS)
Brigitta McStocker (GRS)
Detlef Gründler (ISTec)
Falk Ewig (ISTec)
Bruno Thomauske (nse)
Andreas Havenith (nse)
John Kettler (nse)

September 2011

Corrigendum und geänderte
Vorbemerkung Dezember 2012

Auf beiliegender CD-ROM:

- GRS - 278
- Anhang Tabellarische Daten

Anmerkung:

Das FuE-Vorhaben UM10A03200 „Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben“ wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei dem Auftragnehmer. Die hierin geäußerten Meinungen müssen nicht der Meinung des Auftraggebers entsprechen.

Vorbemerkung – veränderte Zielsetzungen des Projekts VSG (Stand: Dezember 2012)

Die Vorläufige Sicherheitsanalyse Gorleben (VSG) ist ein Forschungsvorhaben der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS). Sie übernimmt die wissenschaftliche und organisatorische Leitung des vom Bundesministerium geförderten Projektes und bearbeitet selbst den Hauptteil der Arbeitspakete.

Ursprüngliche Zielsetzung

In seiner ursprünglichen Konzeption wurden mit dem Projekt VSG im Wesentlichen drei Ziele verfolgt. Das erste Ziel bestand in der Erarbeitung einer systematischen Zusammenfassung des Kenntnissstands zu Gorleben. Darauf aufbauend sollte als zweites Ziel eine vorläufige Eignungsprognose erarbeitet werden. Diese Prognose sollte die Frage beantworten, ob und ggf. unter welchen Voraussetzungen am Standort Gorleben ein Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle betrieben werden könnte. Die Vorläufigkeit einer solchen Prognose ergibt sich dabei unter anderem zwangsläufig aus dem Umstand, dass eine endgültige Eignungsaussage nur nach einer vollständigen untertägigen Erkundung möglich ist, die in Gorleben nicht gegeben ist. Die dritte Zielsetzung der VSG bestand schließlich in der Identifizierung des noch bestehenden Bedarfs an Forschung und Entwicklung, also der standortspezifischen und standortunabhängigen Fragestellungen, die noch geklärt werden müssen.

Aktualisierte Zielsetzung

Nach Beginn des Projekts wurde im politischen Raum ein breiter Konsens darüber erzielt, dass der Standort eines zukünftigen Endlagers für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle durch einen Vergleich verschiedener Standorte im Rahmen eines mehrstufigen Auswahlverfahrens gefunden werden soll. Aus dieser grundsätzlichen Entscheidung ergibt sich, dass die Frage der Eignung eines Standorts zukünftig nur noch im Vergleich mit anderen beantwortet werden kann. „Geeignet“ in diesem Sinn wird damit der Standort sein, der verschiedene grundsätzliche und vergleichsspezifische Kriterien erfüllt und sich damit als der im Hinblick auf die Sicherheit vergleichsweise beste Standort darstellt. Da diese Kriterien heute noch nicht feststehen, kann eine vorläufige Prognose einer so verstandenen Eignung für den Standort Gorleben im Rahmen der VSG nicht erarbeitet werden.

Vor diesem Hintergrund hat die GRS im Einvernehmen mit dem Bundesumweltministerium (BMU) als dem Zuwendungsgeber der VSG die Projektziele den veränderten Rahmenbedingungen angepasst. Danach bleiben die systematische Zusammenfassung des bisherigen Kenntnisstands zu Gorleben und die Identifizierung des zukünftigen Forschungs- und Entwicklungsbedarfs weiterhin Ziele der VSG. Die Änderungen betreffen die nachfolgenden Punkte:

- Die ursprünglich angestrebte vorläufige Eignungsprognose für den Standort Gorleben wird nicht erarbeitet. Es wird geprüft, ob die im Vorhaben VSG entwickelten Endlagerkonzepte im Verbund mit der geologischen Barriere am Standort Gorleben oder einem hinsichtlich der geologischen Situation vergleichbaren Salzstandort aus heutiger Sicht geeignet erscheinen, die Sicherheitsanforderungen des BMU zu erfüllen.
- Ergänzt werden die bisherigen Projektziele um eine Untersuchung der Frage, welche methodischen Ansätze der VSG in einem zukünftigen Standortauswahlverfahren sinnvoll zum Vergleich von Endlagerstandorten eingesetzt werden können. Unabhängig von der konkreten Ausgestaltung des zukünftigen Standortauswahlverfahrens ist bereits heute absehbar, dass es im Verlauf eines solchen Verfahrens immer wieder erforderlich sein wird, den bis zu einem bestimmten Verfahrensschritt erreichten Wissensstand zu den einzelnen Standorten systematisch zusammenzufassen und zu bewerten.

- Außerdem soll über die ursprünglichen Zielsetzungen hinaus untersucht werden, welche der in der VSG entwickelten technischen Konzepte zur Einlagerung der radioaktiven Abfälle und zum Verschluss des Endlagerbergwerks übertragbar auf Endlagersysteme an Standorten mit anderen geologischen Gegebenheiten sind.

Aktualisierte Projektplanung

Durch den Ausstiegsbeschluss vom Mai 2011 hat sich die Prognose der zu erwartenden Gesamtmenge an wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen gegenüber jener, die zu Beginn des Projekts im Sommer 2010 anzunehmen war, erheblich verändert. Dies führte dazu, dass ein wesentlicher Teil der bis Mai 2011 durchgeführten Konzeptentwicklungen und Modellrechnungen mit den neuen Daten erneut durchgeführt und teilweise bereits fertiggestellte Teilberichte entsprechend durch aktualisierte Fassungen ergänzt werden mussten. Dieser zusätzliche Aufwand und die oben erwähnten Ergänzungen in der Zielsetzung der VSG führen dazu, dass das Projekt nicht – wie ursprünglich vorgesehen – Ende 2012 sondern Ende März 2013 abgeschlossen werden kann.

Projektpartner

Da für die Bearbeitung der VSG spezialisiertes Fachwissen unterschiedlicher Disziplinen notwendig ist, sind neben der GRS verschiedene Partner in das Projekt eingebunden. Dazu zählen: Dr. Bruno Baltes, die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), die DBE TECHNOLOGY GmbH (DBE TEC), das Institut für Aufbereitung, Deponietechnik und Geomechanik der TU Clausthal (TUC), das Institut für Endlagerforschung der TU Clausthal (TUC), das Institut für Gebirgsmechanik GmbH (IfG), das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec), das Karlsruher Institut für Technologie/Institut für Nukleare Entsorgung (KIT/INE), die international nuclear safety engineering GmbH (nse; mehrere Institute der RWTH Aachen) sowie das Institut für Atmosphäre und Umwelt (IAU) der Universität Frankfurt.

Arbeitspakete

Die Übersicht der Arbeitspakete (AP) der vorläufigen Sicherheitsanalyse Gorleben (VSG) umfasst:

- AP 1: Projektkoordination
- AP 2: Geowissenschaftliche Standortbeschreibung und Langzeitprognose
- AP 3: Abfallspezifikation und Mengengerüst
- AP 4: Sicherheits- und Nachweiskonzept
- AP 5: Endlagerkonzept
- AP 6: Endlagerauslegung und -optimierung
- AP 7: FEP-Katalog
- AP 8: Szenarienentwicklung
- AP 9: Integritätsanalysen
- AP 10: Analyse Freisetzungsszenarien
- AP 11: Bewertung Human Intrusion
- AP 12: Bewertung der Betriebssicherheit
- AP 13: Bewertung der Ergebnisse
- AP 14: Empfehlungen

Corrigendum:

Gegenüber der Version vom Juli 2011 wurden folgende Korrekturen vorgenommen:

Auf Seite 87 wurde die Bezeichnung „Isotopenmassen CSD-C [.xlsx / .pdf]“ durch „Isotopenmassen CSD-C-Rev.01 [.xlsx / .pdf]“ ersetzt.

Auf der beiliegenden CD unter Verzeichnispfad: 1 Abfälle aus der Nutzung von Leistungsreaktoren -> Wiederaufarbeitung -> CSD-C wurden die Dateien „Isotopenmassen CSD-C.xlsx/.pdf“ durch die Dateien „Isotopenmassen CSD-C-Rev.01.xlsx/.pdf“ ersetzt.

Deskriptoren:

Abbrandrechnungen, Abfallmengen, Abfallspezifikation, bestrahlte Brennelemente, Forschungsreaktoren, Gorleben, Leistungsreaktoren, Wiederaufarbeitung

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung und Zielsetzung	1
2	Randbedingungen und Vorgehensweise	5
3	Wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle aus der Nutzung von Leistungsreaktoren	7
3.1	Bestrahlte Brennelemente aus Leistungsreaktoren.....	7
3.1.1	Mengenbetrachtung.....	7
3.1.2	Radiologische Charakterisierung der bestrahlten Brennelemente.....	11
3.1.3	Stoffliche Charakterisierung der Endlagerbehälter für bestrahlte Brennelemente	20
3.1.4	Qualitative Einschätzung der Ergebnisse.....	23
3.2	Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung	26
3.2.1	Mengenbilanzierung	26
3.2.2	Radiologische Charakterisierung der Kokillen.....	28
3.2.3	Stoffliche Charakterisierung der Kokillen	34
3.2.4	Qualitative Einschätzung der Ergebnisse.....	35
4	Wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle aus der Nutzung von Forschungs- und Prototypreaktoren.....	39
4.1	Bestrahlte Brennelemente aus dem AVR.....	42
4.2	Bestrahlte Brennelemente aus dem THTR 300.....	43
4.3	Bestrahlte Brennelemente aus dem KNK II und der NS Otto Hahn.....	44
4.4	Forschungsreaktor BER II.....	45
4.5	Forschungsreaktor FRM II	46
5	Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.....	47
5.1	Graphithaltige Abfälle	47
5.1.1	Abfallgebinde mit Graphit bzw. graphithaltigen Abfällen.....	48

5.1.2	Stoffliche Charakterisierung von Graphit bzw. graphithaltigen Abfällen ..	49
5.1.3	Radiologische Charakterisierung der graphithaltigen Abfälle	50
5.2	Verpresste Strukturteile aus der Brennelementkonditionierung	51
5.2.1	Abfallgebinde mit Brennelement-Strukturteilen	51
5.2.2	Stoffliche Charakterisierung der Abfallgebinde mit Brennelement- Strukturteilen	52
5.2.3	Radiologische Charakterisierung der Brennelement-Strukturteile	54
5.3	Urantails aus der Brennelementherstellung	57
5.3.1	Behälter der Urantails	59
5.3.2	Stoffliche Charakterisierung der Urantails	60
5.3.3	Radiologische Eigenschaften der Urantails	60
5.4	Sonstige vernachlässigbar wärmeentwickelnde radioaktive Mischabfälle	61
5.4.1	Endlagerverpackung der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Mischabfälle	62
5.4.2	Stoffliche Charakterisierung der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Mischabfälle	64
5.4.3	Radiologische Charakterisierung der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Mischabfälle	66
6	Zusammenfassung	69
	Literaturverzeichnis	75
	Abbildungsverzeichnis	81
	Tabellenverzeichnis	83
A	Verzeichnisstruktur der CD im Anhang	87

1 Einleitung und Zielsetzung

Im Rahmen eines Forschungsvorhabens, gefördert durch das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, erarbeitet die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH eine vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (VSG). Eine der wesentlichen Grundlagen für die Durchführung der VSG ist die Feststellung der Art und Menge der in einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle endzulagernden Abfälle sowie deren Charakterisierung hinsichtlich ihrer radiologischen und stofflichen Eigenschaften. Die Bereitstellung der notwendigen Informationen zu den Abfällen ist Aufgabe und Ziel des vorliegenden Berichts.

Zu den radioaktiven Abfällen, die in einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle zu berücksichtigen sind, gehören:

- bestrahlte Brennelemente aus Leistungsreaktoren (direkte Endlagerung)
- radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung im Ausland sowie aus der Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe
- bestrahlte Brennelemente aus Prototyp- und Forschungsreaktoren

Grundsätzlich kann aus heutiger Sicht nicht ausgeschlossen werden, dass zukünftig zusätzlich radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung endgelagert werden müssen. Daher werden zwecks einer optionalen Betrachtung – zusätzlich zu den wärmeentwickelnden Abfällen – Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in die Betrachtung einbezogen.

Zu den Leistungsreaktoren gehören alle Kernkraftwerke, die zum Zweck der Erzeugung elektrischer Energie in Deutschland betrieben wurden und werden. Im Rahmen des 11. Gesetzes zur Änderung des Atomgesetzes vom 08.12.2010 /ATG 10/ wurden die Laufzeiten der deutschen Kernkraftwerke um durchschnittlich 12 Jahre verlängert. Durch das als Folge des Reaktorunfalls in Fukushima verabschiedete 13. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes /ATG 11/ wurden diese Verlängerungen wieder rückgängig gemacht, indem die bis dahin in Anlage 3 Spalte 2 AtG aufgeführten Elektrizitätsmengen als Höchstgrenzen für die Stromerzeugung wieder Gültigkeit erlangen.

Mit dem 13. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes wurde darüber hinaus festgelegt, dass die Kernkraftwerke:

- Biblis A,
- Neckarwestheim 1,
- Biblis B,
- Brunsbüttel,
- Isar 1,
- Unterweser,
- Philippsburg 1 und
- Krümmel

ab März 2011 dauerhaft abgeschaltet bleiben. Für die weiteren Kraftwerke erlischt die Berechtigung zum Leistungsbetrieb zu folgenden Zeitpunkten:

- Kernkraftwerk Grafenrheinfeld: 31.12.2015,
- Gundremmingen B: 31.12.2017,
- Kernkraftwerk Philippsburg 2: 31.12.2019,
- Kernkraftwerke Grohnde, Gundremmingen C und Brokdorf: 31.12.2021,
- Kernkraftwerke Isar 2, Emsland und Neckarwestheim 2: 31.12.2022.

Die Energieversorgungsunternehmen (EVU) in Deutschland haben über viele Jahre bestrahlte Brennelemente zur Wiederaufarbeitung nach Großbritannien und Frankreich geliefert. Die Verträge mit den Anlagenbetreibern sehen die Rücklieferung von abgetrenntem Uran und Plutonium sowie von Prozessabfällen aus der Wiederaufarbeitung in Form von verglasten Spaltproduktlösungen, kompaktierte Hüll- und Strukturmaterialien und weiteren sekundären Prozessabfällen an die deutschen Energieversorgungsunternehmen (EVU) vor. Aufgrund regulatorischer Vorgaben gemäß §9a, Absatz 1, AtG wurden nach dem 30.06.2005 keine bestrahlten Brennelemente mehr zur Wiederaufarbeitung ins Ausland transportiert. Nach diesem Zeitpunkt erfolgt nur noch die Rückführung der radioaktiven Prozessabfälle aus den Anlagen im Ausland an die EVU.

In Deutschland wurden so genannte Prototypreaktoren entwickelt, gebaut und in Betrieb genommen. Hierzu gehören z. B. der Thorium-Hoch-Temperatur-Reaktor (THTR) und die Kompakte Natrium gekühlte Kernreaktoranlage (KNK). Der bestrahlte Brennstoff aus diesen Anlagen wird zurzeit zwischengelagert und später in einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle endzulagern sein. In Deutschland werden bzw. wurden darüber hinaus Forschungsreaktoren betrieben. Aus dem Betrieb dieser Anlagen resultieren bestrahlte Brennelemente mit unterschiedlicher Startanreicherung und Abbrand-

geschichte. Diese Brennelemente sind, sofern z. B. keine Rücknahmevereinbarungen mit dem Ausland bestehen, hinsichtlich einer Endlagerung in Deutschland zu berücksichtigen.

Aus dem Betrieb der unterschiedlichen kerntechnischen Anlagen fallen radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung an. Es kann nicht ausgeschlossen werden, dass diese Abfälle in einem gewissen Umfang in dem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle eingelagert werden sollen. Zu diesen Abfällen gehören z. B. graphithaltige Abfälle und verpresste Strukturteile aus der endlagergerechten Konditionierung bestrahlter Brennelemente zur direkten Endlagerung. Weiterhin wird in diesem Zusammenhang auch betrachtet, dass zukünftig ggf. gewisse Mengen an Urantails (abgereichertes Uran) aus der Brennelementherstellung zur Endlagerung anstehen könnten.

Im Rahmen des Vorhabens VSG werden in einem ersten Schritt für die genannten Abfallströme die Daten bereitgestellt, die für die Erarbeitung eines Endlagerkonzeptes benötigt werden. Das betrifft insbesondere die maßgeblichen Abfallvolumina bzw. Stückzahlen sowie die Wärmeleistung der Abfälle. Darüber hinaus werden die stofflichen Eigenschaften einiger Endlagerbehälter charakterisiert.

Für die im Vorhaben VSG durchzuführenden Sicherheitsanalysen sind die endzulagernden radioaktiven Abfälle in einem zweiten Schritt zu charakterisieren. Hierzu gehört die Ableitung nuklidspezifischer Inventarangaben sowie relevanter nicht radioaktiver Stoffinventare, die z. B. zur Gasbildung beitragen und die Mobilisierung von Radionukliden in der Nachbetriebsphase beeinflussen.

Die Ergebnisdarstellung im vorliegenden Bericht zum AP 3 orientiert sich an den Abfallströmen „bestrahlte Brennelemente aus Leistungsreaktoren sowie radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung“, „bestrahlte Brennelemente aus Prototyp- bzw. Forschungsreaktoren“ und „radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung“. In den jeweiligen Kapiteln werden die Punkte „Mengenbilanzierung“ und „Charakterisierung“ betrachtet. Die vollständigen Datensätze befinden sich aufgrund ihres Umfangs auf der CD im Anhang.

2 Randbedingungen und Vorgehensweise

Aufgrund des Ausstiegs aus der Kernenergie /ATG 11/, den der Bundestag als Konsequenz aus den Ereignissen in Fukushima beschlossen hat, reduziert sich das Aufkommen an bestrahlten Brennelementen gegenüber dem Aufkommen, das unter den ursprünglichen Vorgaben der Laufzeitverlängerung berechnet wurde. Im vorliegenden Bericht wird diese Entwicklung berücksichtigt. Auf Basis der regulativen Vorgaben zur Kernenergienutzung ist es möglich, die für die Endlagerung zu berücksichtigenden bestrahlten Brennelemente (direkte Endlagerung) mit einer für die Endlagerplanung ausreichenden Sicherheit zu bestimmen.

Vergleichbare Randbedingungen treffen auch auf die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente zu. Der Zugang zu den Wiederaufarbeitungsanlagen in Großbritannien und Frankreich wurde mit der Einstellung der Transporte von bestrahlten Brennelementen ins Ausland Mitte 2005 beendet.

Die endzulagernden radioaktiven Abfälle aus Forschungs- und Prototypreaktoren lassen sich ebenfalls gut quantifizieren, wobei über die Betriebszeiten der Forschungsreaktoren noch keine abschließenden Aussagen möglich sind. Die Abfallmengen aus diesem Bereich sind im Vergleich zu den Leistungsreaktoren allerdings eher gering.

Grundsätzlich kann aus heutiger Sicht nicht ausgeschlossen werden, dass es zukünftig radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung geben wird, deren Endlagerung zusätzlich zu den wärmeentwickelnden Abfällen vorgesehen ist. Für die Ableitung der Menge und Qualität der Abfälle können nur aus heutiger Sicht realistische Annahmen getroffen werden. Die abgeleiteten Daten müssen insofern nachvollziehbar sein, keineswegs können sie als gesichert oder konservativ bezeichnet werden.

Die genannten Randbedingungen machen deutlich, dass die in diesem Bericht aufgeführten Zahlen zu den Abfallmengen, nur eine Prognose aus heutiger Sicht sein kann. Für die Belastbarkeit der Sicherheitsaussagen im Vorhaben VSG ist entscheidend, dass alle Abfallarten in einer realistischen Menge und mit repräsentativen Stoffzusammensetzungen berücksichtigt werden.

Die Aussagen zur Abfallspezifikation und zum Mengengerüst werden als repräsentativ bezeichnet, wenn sie von den endzulagernden Abfällen ein umfassendes und realitäts-

nahes Bild wiedergeben sowie der Detaillierungsgrad der Angaben eine solide Grundlage für die durchzuführenden Sicherheitsanalysen im Vorhaben VSG darstellt. Aussagen zur qualitativen Einschätzung der abgeleiteten Ergebnisse erfolgen nachfolgend in separaten Kapiteln.

3 Wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle aus der Nutzung von Leistungsreaktoren

3.1 Bestrahlte Brennelemente aus Leistungsreaktoren

3.1.1 Mengenbetrachtung

Die Anzahl der bestrahlten Brennelemente, die für eine direkte Endlagerung anstehen werden, ergibt sich aus der Summe der zu einem Stichtag faktisch existierenden Brennelemente und der Prognose bzgl. der Brennelemente, die bis zum Erreichen der im Atomgesetz /ATG 11/ festgelegten Betriebszeitbegrenzungen für die Kernkraftwerke anfallen werden. Für das Vorhaben VSG wurde der angesprochene Stichtag auf den 31.12.2009 festgelegt. Für dieses Datum wurde der Bestand an bestrahlten Brennelementen auf Basis des Berichts /BMU 11/, Angaben des BfS /BFS 09/ sowie eigener Recherchen ermittelt. Tabelle 3.1 enthält die Zahl der Ende 2009 vorhandenen Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren, die im Hinblick auf eine direkte Endlagerung im Vorhaben VSG zu berücksichtigen sind. Die in Tabelle 3.1 dargestellte Anzahl wurde gegenüber den recherchierten Zahlen aufgerundet.

Tab. 3.1 Anzahl der bestrahlten Brennelemente Ende 2009, die für eine direkte Endlagerung zu berücksichtigen sind

Anlage	Brennelementtyp	
	UO ₂	MOX
SWR	9.650	800
DWR	7.500	1.200
WWER ¹	5.050	-

Das Aufkommen an bestrahlten Brennelementen, das ab dem Jahr 2010 bis zum Ende der festgelegten Laufzeiten der Kernkraftwerke /ATG 11/ zu erwarten ist, ist in Tabelle 3.2 dargestellt.

¹ Druckwasserreaktor russischer Bauart (KGR: Greifswald, KKR: Rheinsberg).

Das Aufkommen wurde unter Berücksichtigung der kraftwerksspezifischen Entlademengen /BTD 00/ und den vorgegebenen Begrenzungen der Betriebszeiten /ATG 11/ berechnet.

Tab. 3.2 Prognose des Aufkommens bestrahlter Brennelemente ab 01/2010 unter Berücksichtigung der Randbedingungen des AtG /ATG 11/

Anlage	Brennelementtyp	
	UO ₂	MOX
SWR	4.700	450
DWR	4.950	330

Aus der Summe der bestrahlten Brennelemente (Tabellen 3.1 und 3.2) ergibt sich die Anzahl der bestrahlten Brennelemente, die im Vorhaben VSG im Hinblick auf eine direkte Endlagerung zu berücksichtigen sind. Diese Zahlen sind in Tabelle 3.3 dargestellt. Die abschließende bzw. letzte Beladung des Reaktorkerns ist bereits in der Tabelle 3.2 enthalten.

Tab. 3.3 Prognose der für die direkte Endlagerung zu berücksichtigenden bestrahlten Brennelemente

Anlage	Brennelementtyp	
	UO ₂	MOX
SWR	14.350	1.250
DWR	12.450	1.530
WVER	5.050	-

Die in Tabelle 3.3 angegebene Anzahl an bestrahlten Brennelementen erlaubt noch keine dezidierte Konzeptplanung für ein Endlager, da die Brennelemente zum Zeitpunkt der Inbetriebnahme des Endlagers unterschiedliche Abklingzeiten aufweisen, die den Bereich von Jahrzehnten überstreichen und die jeweilige Wärmeleistung der bestrahlten Brennelemente bestimmen.

Gemäß dem Sicherheits- und Nachweiskonzept für das Vorhaben VSG /MÖN 11/ sind die maximalen Temperaturen im Hauptsalz, in dem die wärmeentwickelnden hochradioaktiven Abfälle eingelagert werden, durch entsprechende Beladung der Abfallbehälter und angepasste Einlagerungsgeometrien auf 200 °C zu begrenzen. Um die Abklingzeit der Brennelemente und damit ihre Wärmeleistung zum Zeitpunkt der Endlagerung

spezifizieren zu können, wurde zunächst der hypothetische Inbetriebnahmezeitpunkt für das Endlager im Vorhaben VSG auf den 01.01.2035 festgelegt. Bezogen auf diesen Zeitpunkt wurde die jeweilige Abklingzeit der Brennelemente in Tabelle 3.3 rekonstruiert. Der Ansatz für diese Recherche erfolgte kraftwerksspezifisch. Die Altersbestimmung der Brennelemente, bezogen auf den Zeitpunkt 2035 erfolgte nicht jahresscharf, sondern bezogen auf Zeitintervalle von 5 Jahren (Altersklassen). Das Ergebnis dieser Untersuchung ist in Tabelle 3.4 dargestellt. Neben der Anzahl der Brennelemente enthält diese Tabelle auch die zur Anzahl der Brennelemente korrespondierende Angabe der Schwermetallmasse in tSM.

Tab. 3.4 Abklingzeit der Brennelemente sowie ihre korrespondierende Schwermetallmasse bezogen auf eine Inbetriebnahme des Endlagers im Jahr 2035

Abfallart	Anzahl BE oder tSM	in Zukunft anfallende Brennelemente	Anzahl der BE bzw. Schwermetallmasse pro Altersklasse [a] bezogen auf die Inbetriebnahme des Endlagers im Jahr 2035									
			0 - 4	5 - 9	10 - 14	15 - 19	20 - 24	25-29	30 -34	35-39	40-45	45-50
	Anzahl											
DWR UO2	BE				1.220	1.580	2.150	3.200	2.550	1.600	150	
DWR MOX	BE				60	110	160	700	450	50		
SWR UO2	BE				780	1.730	2.190	5.450	3.550	450	200	
SWR MOX	BE				110		340	350	450			
WWER-DWR	BE										5.050	
	Masse											
DWR UO2	tSM				635	820	1.120	1.680	1.300	800	60	
DWR MOX	tSM				30	60	85	360	210	20		
SWR UO2	tSM				135	295	370	950	610	75	30	
SWR MOX	tSM				20		60	60	80			
WWER-DWR	tSM										580	

3.1.2 Radiologische Charakterisierung der bestrahlten Brennelemente

Wenn ein Brennelement nach einem Abbrandzyklus aus dem Reaktorkern entnommen wird, weist es im Hinblick auf das nuklidspezifische Aktivitätsinventar und die Wärmeleistung spezifische Eigenschaften auf. Diese werden durch

- den Reaktortyp,
- die Charakteristika der frischen Brennelemente und
- die Fahrweise des Reaktors

bestimmt. Wesentliche Merkmale des frischen Brennstoffs sind beispielsweise die Anreicherung mit ^{235}U , die Zusammensetzung (ausschließlich UO_2 oder Mischoxid), die eingesetzte Schwermetallmasse sowie vorhandene Verunreinigungen im Brennstoff. Die spezifischen Eigenschaften werden ferner durch die Fahrweise des Reaktors, wie z. B. den Grad des Abbrands, sowie im Detail durch die Positionen des Brennelements im Reaktorkern bestimmt. Während des Reaktorbetriebs ist der Neutronenfluss, insbesondere der thermischen Neutronen, weder in radialer noch in axialer Richtung des Reaktorkerns homogen, so dass sich über die Länge eines Brennelements keine einheitliche Verteilung bezüglich des nuklidspezifischen Aktivitätsinventars und der Wärmeleistung ergibt.

Vor diesem Hintergrund war zu entscheiden, wie die hohe Zahl der abgebrannten Brennelemente im Hinblick auf die Erfordernisse im Vorhaben VSG sinnvoll charakterisiert werden kann. Eine Einzelfallbetrachtung der bestrahlten Brennelemente ist weder möglich, noch im Hinblick auf die Erfordernisse einer Endlagerplanung sowie die Durchführung von Sicherheitsanalysen erforderlich. Stattdessen wurden für die verschiedenen Reaktortypen und Brennstoffe Modellbrennelemente definiert, denen hinsichtlich ihrer Zusammensetzung und des Abbrands im Reaktor abdeckende Eigenschaften zugewiesen werden.

Folgende Randbedingungen wurden bezüglich dieser Modellbrennelemente festgelegt:

- Zusammensetzung des frischen Brennstoffs
- Verunreinigungen im Brennstoff
- Festlegung der Bestandteile der Hüllrohre und Strukturbauteile
- Verunreinigungen der Hüllrohre und Strukturbauteile
- Abbrand der Brennelemente

Bezüglich der Modellbrennelemente erfolgte eine Unterscheidung für die Reaktortypen DWR, SWR und WWER. Aufgrund der unterschiedlichen Reaktorphysik dieser Reaktortypen und den grundlegend unterschiedlichen Brennelementen, die in diesen Reaktoren zum Einsatz kommen, ergeben sich wesentliche Unterschiede bei der Charakterisierung der bestrahlten Brennelemente. Für die Modellbrennelemente wurden die in Tabelle 3.5 dargestellten Spezifikationen angesetzt. Die Anreicherung wurde so gewählt, dass mit dem Brennstoff der vorgegebene Abbrand erreicht werden kann.

Tab. 3.5 Spezifikation der Modellbrennelemente

Brennstoffart	Reaktortyp	Anteil/Anreicherung		Abbrand
		Element/Nuklid	[%]	GWd/tSM
UO ₂	DWR	U-235	4,4	55
MOX ²	DWR	Pu-tot	8,6	55
		Natururan	91,4	
UO ₂	SWR	U-235	3,5	50
MOX ²	SWR	Pu-tot	6,3	50
		Natururan	93,6	
UO ₂	WWER (KGR)	U-235	3,6	30
UO ₂	WWER (KKR)	U-235	2,0	20

Ferner wurde für die Modellbrennelemente ein einheitlicher Stoffvektor der potenziellen Verunreinigungen des Brennstoffs angesetzt. Die Verunreinigungen im Brennstoff hängen weitestgehend vom Herstellungsverfahren ab. Für die durchzuführenden Analysen im Vorhaben VSG wurde die Spezifikation für UO₂-Brennstoff aus /HUM 01/ verwendet. Eine wesentliche Größe im Zusammenhang mit den Verunreinigungen ist der Stickstoffanteil, der hier mit 30 ppm angesetzt wurde. Die für das Vorhaben VSG berücksichtigten Verunreinigungen sind in Tabelle 3.6 dargestellt. Die Angaben beziehen sich auf den Schwermetallanteil im Brennstoff. Insgesamt betragen die Verunreinigungen weniger als 200 ppm.

² Plutoniumvektor: Pu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242: 2,03/54,4/25,6/11,3/6,7 Gew.-%.

Tab. 3.6 Stoffvektor für potentielle Verunreinigungen im Brennstoff /HUM 01/

Element	F	H ₂ O	B	Fe	Si	Ni	N	C	Cl	Ca	Ag	Bi	Co	Cu	Mg	Mo
Anteil [ppm]	4	2	0,5	15	6	3,5	30	4	4,5	10	5	5	5	5	5	5

Element	Na	Pb	Sn	V	Zn	Ti	Th	Ta	P	W	Li	Al	K	Cr	Mn	
Anteil [ppm]	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	1	21	10	3	1	

Ein Brennelement umfasst neben dem Kernbrennstoff, der in tSM angegeben wird, die Hüllrohre, die den Brennstoff in den Brennstäben einschließen, und die Strukturteile, die die Brennstäbe zu einem Brennelement verbinden. Die Hüllrohre und die Strukturteile sind dem intensiven Neutronenfluss im Reaktorkern ausgesetzt. Durch den Neutronenfluss werden die genannten Materialien aktiviert. Neben kurzlebigen Radionukliden werden durch diesen Prozess auch langlebige Radionuklide erzeugt, die für die Sicherheitsanalysen eines Endlagers von Relevanz sein können. Um diesen Effekt in den Analysen zu berücksichtigen wurden Modellzusammensetzungen für die Hüll- und Strukturmaterialien angenommen. Diese Modellzusammensetzungen, die in den Tabellen 3.7 und 3.8 dargestellt sind, basieren auf der Unterlage /HUM 01/.

Tab. 3.7 Modell-Materialzusammensetzung des Hüllrohrs (Zircaloy 4)

Element	Anteil	Element	Anteil	Element	Anteil
Zirkon	~97 Gew.-%	Kupfer	50 ppm	Natrium	20 ppm
Zinn	1,50 Gew.-%	Titan	50 ppm	Nickel	70 ppm
Eisen	0,22 Gew.-%	Uran	3,5 ppm	Phosphor	25 ppm
Chrom	0,10 Gew.-%	Vanadium	50 ppm	Blei	130 ppm
Kobalt	20 ppm	Wasserstoff	25 ppm	Silizium	120 ppm
Aluminium	75 ppm	Hafnium	100 ppm	Wolfram	100 ppm
Bor	0,5 ppm	Lithium	0,5 ppm	Zink	30 ppm
Kohlenstoff	270 ppm	Magnesium	20 ppm	Niob	1 Gew.-%
Calcium	20 ppm	Mangan	50 ppm		
Cadmium	0.5 ppm	Molybdän	50 ppm		
Chlor	20 ppm	Stickstoff	70 ppm		

Tab. 3.8 Werkstoffzusammensetzungen (Mittelwert aus Bandbreiten) der Strukturteile nach /WEG 74/ (in Gewichtsprozenten)

Element	Inc 718	Inc X 750	1,4541	1,4568	1,4571
Kohlenstoff	0,05	0,04	0,1	0,09	0,1
Silizium	-	-	1	1	1
Chrom	18,5	15,5	18	17	17,5
Molybdän	3	-	-	-	2,25
Nickel	53,25	72,953	10,25	7,13	12
Aluminium	0,5	0,8	-	1,5	-
Niob	5,5	1	-	-	-
Titan	1	2,5	0,5	-	0,5
Eisen	18	7	67,875	72,005	64,375
Mangan	-	-	2	1	2
Phosphor	-	-	0,045	0,045	0,045
Schwefel	-	0,007	0,03	0,03	0,03
Kobalt ³	0,2	0,2	0,2	0,2	0,2

Mit den genannten Spezifikationen wurden für alle Brennelementtypen Abbrandrechnungen mit dem OREST-Code in der Version 2006 /HES 06/ durchgeführt. Die Wirkungsquerschnitte entsprechen dem Bibliotheksstand ENDF/B VI.

Für die Abbrandrechnung eines Druckwasserreaktors wurde ein Brennelement vom Typ 16x16-20 betrachtet. Dieser Typ entspricht einem Großteil der bisher angefallenen DWR-Brennelemente. Mittlerweile sind auch andere DWR-Brennelementtypen wie 18x18 Anordnungen im Einsatz, die sich im Abbrandergebnis und damit im Nuklidvektor jedoch nur unwesentlich von dem Modellbrennelement unterscheiden.

Für die Siedewasserreaktoren wurde für das Modellbrennelement eine Brennelementkonfiguration 10x10 Typ Atrium unterstellt. Die Abbrandrechnung wurde mit einem mittleren Dampfblasengehalt von 40 % gerechnet.

Die Bestimmung der Nuklidinventare durch den Abbrand des Brennstoffs im Reaktor erfolgte mit dem Rechencode OREST /HUM 01/. Dabei wird der Abbrand von LWR-

³ Bei allen Stahlsorten wurden 2000 ppm Kobalt berücksichtigt.

Brennstoffen im Modell einer Brennstabzelle zeitdynamisch simuliert. Die neutronenphysikalischen Berechnungen innerhalb der Stabzelle wurden mit dem Spektralcode HAMMER /HES 06/ durchgeführt, der an den Abbrand- und Aktivierungscode ORIGEN /HES 06/ gekoppelt ist, um nach der Bestimmung des Neutronenspektrums und der Wirkungsquerschnitte eine Berechnung der Reaktionsraten und damit des Nuklidinventars im Brennstoff zu ermöglichen.

Entsprechende Rechnungen wurden für die in Tabelle 3.5 genannten Modellbrennelemente durchgeführt. Die Ergebnisse der Abbrandrechnungen sind bzgl. der Gesamtktivität und der Wärmeleistung des Brennstoffs der Brennelemente pro tSM für einige der berechneten Zeitpunkte in Tabelle 3.9 dargestellt. Die hier aus Gründen der Übersichtlichkeit nicht dargestellten Daten zu weiteren Zeitpunkten, wie auch die nuklidspezifischen Aktivitäten, sind auf der CD im Anhang⁴ dokumentiert. Dort befinden sich darüber hinaus die Angaben zu den in den bestrahlten Brennelementen vorhandenen Isotopen- und Elementmassen.

⁴ Die Daten finden sich im Anhang unter „Abfälle aus der Nutzung von Leistungsreaktoren\Bestrahlte Brennelemente\Kernbrennstoff“.

Tab. 3.9 Gesamtaktivitäten und Wärmeleistung des Brennstoffs für verschiedene Brennelementtypen in Abhängigkeit von der Abklingzeit

Abbrand [GWd/tSM]	Anlage/ Brennstoff	Abklingzeit [a] nach Entnahme aus dem Reaktor (0 a)																			
		0	5	10	15	20	30	40	50	60	70	80	90	100	500	5.000	10.000	50.000	100.000	500.000	1.000.000
55		DWR UO₂																			
	Bq/tSM	1,0E+19	3,4E+16	2,4E+16	2,0E+16	1,7E+16	1,3E+16	9,9E+15	7,7E+15	6,1E+15	4,8E+15	3,8E+15	3,1E+15	2,5E+15	1,6E+14	3,2E+13	2,3E+13	5,7E+12	3,0E+12	1,7E+12	1,1E+12
	W/tSM	2,8E+06	3,4E+03	2,2E+03	1,8E+03	1,7E+03	1,4E+03	1,2E+03	9,8E+02	8,4E+02	7,3E+02	6,4E+02	5,7E+02	5,1E+02	1,4E+02	2,5E+01	1,8E+01	3,8E+00	1,6E+00	8,3E-01	5,9E-01
55		DWR MOX																			
	Bq/tSM	9,7E+18	6,3E+16	4,6E+16	3,7E+16	3,1E+16	2,2E+16	1,6E+16	1,2E+16	9,3E+15	7,4E+15	6,0E+15	5,0E+15	4,3E+15	9,7E+14	1,7E+14	1,2E+14	2,0E+13	9,5E+12	5,5E+12	3,6E+12
	W/tSM	2,8E+06	7,1E+03	5,5E+03	5,0E+03	4,6E+03	3,9E+03	3,5E+03	3,1E+03	2,8E+03	2,6E+03	2,4E+03	2,2E+03	2,1E+03	8,5E+02	1,3E+02	9,2E+01	1,5E+01	6,2E+00	3,3E+00	2,2E+00
50		SWR UO₂																			
	Bq/tSM	7,4E+18	2,9E+16	2,0E+16	1,7E+16	1,5E+16	1,1E+16	8,7E+15	6,8E+15	5,3E+15	4,2E+15	3,3E+15	2,7E+15	2,1E+15	1,3E+14	2,8E+13	2,0E+13	4,8E+12	2,6E+12	1,5E+12	9,5E+11
	W/tSM	2,0E+06	2,9E+03	1,9E+03	1,6E+03	1,4E+03	1,2E+03	9,9E+02	8,3E+02	7,1E+02	6,1E+02	5,4E+02	4,7E+02	4,2E+02	1,2E+02	2,2E+01	1,5E+01	3,1E+00	1,3E+00	7,1E-01	4,9E-01
50		SWR MOX																			
	Bq/tSM	7,0E+18	4,8E+16	3,5E+16	2,8E+16	2,4E+16	1,7E+16	1,3E+16	9,6E+15	7,7E+15	6,1E+15	5,0E+15	4,1E+15	3,4E+15	6,5E+14	1,1E+14	7,7E+13	1,3E+13	6,8E+12	4,1E+12	2,6E+12
	W/tSM	2,0E+06	5,7E+03	4,4E+03	3,9E+03	3,6E+03	3,0E+03	2,6E+03	2,3E+03	2,1E+03	1,9E+03	1,8E+03	1,6E+03	1,5E+03	5,6E+02	8,8E+01	5,9E+01	9,5E+00	4,2E+00	2,4E+00	1,6E+00
20		KKR																			
	Bq/tSM	5,0E+18	1,4E+16	9,4E+15	7,8E+15	6,6E+15	5,0E+15	3,8E+15	2,9E+15	2,3E+15	1,8E+15	1,4E+15	1,2E+15	9,4E+14	8,8E+13	2,0E+13	1,5E+13	3,6E+12	1,5E+12	7,4E+11	5,6E+11
	W/tSM	1,4E+06	1,0E+03	6,8E+02	6,0E+02	5,5E+02	4,7E+02	4,0E+02	3,5E+02	3,1E+02	2,7E+02	2,4E+02	2,2E+02	2,0E+02	7,7E+01	1,6E+01	1,2E+01	2,6E+00	8,7E-01	3,7E-01	3,0E-01
30		KGR																			
	Bq/tSM	5,5E+18	1,9E+16	1,4E+16	1,1E+16	9,8E+15	7,4E+15	5,7E+15	4,4E+15	3,4E+15	2,7E+15	2,2E+15	1,7E+15	1,4E+15	1,1E+14	2,4E+13	1,8E+13	4,6E+12	2,0E+12	1,0E+12	7,4E+11
	W/tSM	1,6E+06	1,6E+03	1,1E+03	9,2E+02	8,4E+02	7,1E+02	6,0E+02	5,2E+02	4,5E+02	4,0E+02	3,5E+02	3,2E+02	2,9E+02	9,8E+01	1,9E+01	1,4E+01	3,2E+00	1,1E+00	4,9E-01	3,9E-01

Die Ergebnisse aus den OREST-Rechnungen beziehen sich ausschließlich auf den Abbrand des Brennstoffs. Die Aktivierung der Brennelementhüllrohre sowie des Strukturmaterials wurde durch die OREST-Rechnungen nicht erfasst. Die Aktivierung dieser Bauteile im Neutronenfluss des Reaktorkerns wurde mit dem Rechencode GRSAKTIV II /HES 95/ bestimmt. Hierbei werden modellmäßig die Bauteile den Neutronenflüssen aus der Abbrandrechnung (OREST-Code) im aktiven Bereich ausgesetzt. Materialien, die sich weiter weg befinden, wie Kopf- und Fußstücke, werden mit einem verringerten Fluss bestrahlt. Im Hinblick auf die Aktivierungsrechnungen der Brennelementstrukturmaterialien werden drei Bereiche unterschieden

- Hüllrohre und Abstandshalter,
- Plenum sowie
- Kopf- und Fußstücke

Die Neutronenflüsse und Spektralindizes wurden mit dem Rechenprogramm ANISN /HES 87/ aus den durchgeführten Abbrandrechnungen generiert und den Aktivierungsrechnungen zur Verfügung gestellt, siehe Tabelle 3.10. Die Spektralindizes „THERM“, „RES“ und „FAST“ sind Wichtungsfaktoren für das Neutronenspektrum in den jeweiligen Energiebereichen (thermisch, epithermisch und schnell).

Tab. 3.10 Neutronenflüsse und Spektralindizes im Kernbereich als Ergebnis der Abbrandrechnungen für DWR Brennstoff

Neutronenfluss	Brennstofftyp	
	UO ₂	MOX
Totaler Neutronenfluss	3,858E+14 n/cm ² s	3,656E+14 n/cm ² s
Thermischer Neutronenfluss	4,103E+13 n/cm ² s	9,869E+12 n/cm ² s
Epithermischer Neutronenfluss	2,529E+14 n/cm ² s	2,564E+14 n/cm ² s
Schneller Neutronenfluss	9,187E+13 n/cm ² s	9,931E+13 n/cm ² s
	Spektralindizes	
THERM	0,531	0,501
RES	0,425	1,791
FAST	3,246	14,59

Die Durchführung von Aktivierungsrechnungen in der beschriebenen Weise ist derzeit nur für DWR möglich. Aufgrund der in SWR bestehenden Dampfblasen, die in axialer Richtung des Reaktorkerns eine sehr unterschiedliche Dichte haben, ist die Ableitung von Neutronenflüssen im Sinne der Tabelle 3.10 für SWR mit den bestehenden Tools

nicht möglich. Um für SWR zu vergleichbaren Ergebnissen zu kommen, ist noch ein Entwicklungsaufwand zu leisten, der nicht im Vorhaben VSG geleistet werden kann.

Eine Übertragung der Ergebnisse aus den Aktivierungsrechnungen für DWR-Reaktoren auf SWR-Reaktoren führt zu einer Überschätzung der so gewonnenen SWR-Daten. Die Gründe hierfür sind, dass sich die Strukturmaterialien zwischen SWR-Brennelementen und DWR-Brennelementen deutlich unterscheiden und dass die axialen Neutronenflussverhältnisse beim SWR völlig anders sind als beim DWR. Eine pauschale Übertragung der Ergebnisse aus den DWR-Aktivierungsrechnungen ist insofern nicht zu begründen und erfolgt im Vorhaben VSG auch nicht. Vor dem Hintergrund einer konservativen Vorgehensweise ist es allerdings zu rechtfertigen, Werte für einzelne Nuklide hilfsweise heranzuziehen. Diese Vorgehensweise bietet sich auch für die bestrahlten Brennelemente der WWER-Reaktoren an, für die ebenfalls keine Aktivierungsrechnungen durchgeführt wurden.

Eine zusammenfassende Darstellung der Ergebnisse aus den Aktivierungsrechnungen für die Hüllrohre und das Strukturmaterial der DWR-Brennelemente ergibt sich aus Tabelle 3.11. Analog zur Tabelle 3.9 sind hier die Gesamtaktivität sowie die resultierende Wärmeleistung in Abhängigkeit von der Abklingzeit nach der Entnahme der Brennelemente aus dem Reaktorkern dargestellt. Eine nuklidspezifische Darstellung der Aktivität der Hüllrohre bezogen auf das Zeitfenster vom Zeitpunkt der Entladung aus dem Reaktor bis zu 10^6 Jahren findet sich auf der CD im Anhang⁵.

⁵ Die Daten finden sich dort unter „Abfälle aus der Nutzung von Leistungsreaktoren\Bestrahlte Brennelemente\Aktivierung Hüllrohre“.

Tab. 3.11 Gesamtaktivität und Wärmeleistung aus der Aktivierung der Hüllrohre und Strukturmaterialien von DWR-Brennelementen in Abhängigkeit von der Abklingzeit

Material		Abklingzeit [a] nach Entladung aus dem Reaktor (0a)																				
		0	5	10	15	20	30	40	50	60	70	80	90	100	500	1000	5000	10000	50000	100000	500000	1000000
UO₂-Brennelemente																						
Hüllrohre + Strukturteile	Bq/tSM	2,3E+16	5,0E+14	2,3E+14	1,2E+14	7,5E+13	4,1E+13	3,0E+13	2,6E+13	2,4E+13	2,2E+13	2,1E+13	1,9E+13	1,8E+13	1,6E+12	6,2E+11	5,4E+11	4,8E+11	2,3E+11	1,2E+11	1,2E+10	7,2E+09
	W/tSM	3,8E+03	1,2E+02	6,2E+01	3,2E+01	1,7E+01	4,6E+00	1,4E+00	4,8E-01	2,4E-01	1,8E-01	1,6E-01	1,5E-01	1,4E-01	9,3E-02	8,9E-02	7,7E-02	6,5E-02	1,7E-02	3,2E-03	7,1E-05	5,0E-05
Strukturteile	Bq/tSM	1,6E+15	7,8E+13	3,4E+13	1,8E+13	1,0E+13	5,3E+12	3,9E+12	3,4E+12	3,1E+12	2,8E+12	2,6E+12	2,4E+12	2,3E+12	1,7E+11	4,7E+10	4,1E+10	3,8E+10	2,4E+10	1,5E+10	5,6E+08	1,7E+08
	W/tSM	3,3E+02	1,7E+01	8,8E+00	4,6E+00	2,4E+00	6,5E-01	1,8E-01	5,7E-02	2,3E-02	1,3E-02	1,0E-02	9,1E-03	8,4E-03	2,6E-03	2,2E-03	1,9E-03	1,6E-03	4,3E-04	9,1E-05	2,0E-06	1,2E-06
Hüllrohre	Bq/tSM	2,2E+16	4,2E+14	2,0E+14	1,1E+14	6,5E+13	3,5E+13	2,7E+13	2,3E+13	2,1E+13	1,9E+13	1,8E+13	1,7E+13	1,6E+13	1,4E+12	5,8E+11	5,0E+11	4,4E+11	2,0E+11	1,1E+11	1,1E+10	7,0E+09
	W/tSM	3,4E+03	1,0E+02	5,3E+01	2,8E+01	1,4E+01	4,0E+00	1,2E+00	4,3E-01	2,2E-01	1,6E-01	1,4E-01	1,4E-01	1,3E-01	9,1E-02	8,6E-02	7,5E-02	6,3E-02	1,6E-02	3,1E-03	6,9E-05	4,9E-05
MOX-Brennelemente																						
Hüllrohre + Strukturteile	Bq/tSM	1,9E+16	2,8E+14	1,3E+14	6,8E+13	4,0E+13	1,9E+13	1,3E+13	1,1E+13	9,7E+12	8,9E+12	8,3E+12	7,8E+12	7,2E+12	7,9E+11	4,2E+11	3,6E+11	3,1E+11	1,3E+11	5,9E+10	7,6E+09	5,1E+09
	W/tSM	2,9E+03	7,8E+01	4,0E+01	2,1E+01	1,1E+01	3,0E+00	8,7E-01	3,2E-01	1,6E-01	1,2E-01	1,1E-01	1,0E-01	1,0E-01	8,2E-02	7,9E-02	6,8E-02	5,7E-02	1,5E-02	2,8E-03	5,0E-05	3,8E-05
Strukturteile	Bq/tSM	7,2E+14	3,0E+13	1,3E+13	6,9E+12	3,9E+12	1,8E+12	1,2E+12	1,0E+12	9,2E+11	8,5E+11	7,9E+11	7,4E+11	6,9E+11	5,4E+10	1,8E+10	1,6E+10	1,4E+10	8,0E+09	4,6E+09	2,2E+08	9,0E+07
	W/tSM	1,4E+02	7,5E+00	3,9E+00	2,0E+00	1,0E+00	2,8E-01	8,0E-02	2,4E-02	9,5E-03	5,4E-03	4,1E-03	3,7E-03	3,5E-03	1,7E-03	1,6E-03	1,4E-03	1,2E-03	3,0E-04	5,9E-05	9,6E-07	6,1E-07
Hüllrohre	Bq/tSM	1,8E+16	2,5E+14	1,2E+14	6,2E+13	3,6E+13	1,7E+13	1,2E+13	9,7E+12	8,8E+12	8,1E+12	7,5E+12	7,0E+12	6,6E+12	7,4E+11	4,0E+11	3,4E+11	3,0E+11	1,2E+11	5,4E+10	7,3E+09	5,1E+09
	W/tSM	2,8E+03	7,0E+01	3,6E+01	1,9E+01	9,6E+00	2,7E+00	8,0E-01	2,9E-01	1,5E-01	1,2E-01	1,1E-01	1,0E-01	9,9E-02	8,0E-02	7,7E-02	6,7E-02	5,6E-02	1,4E-02	2,7E-03	4,9E-05	3,7E-05

3.1.3 Stoffliche Charakterisierung der Endlagerbehälter für bestrahlte Brennelemente

Die nachfolgend spezifizierten Behälter sind Vorschläge für eine endlagergerechte Konditionierung. Sie stellen keine Vorgaben für das zu entwickelnde Endlagerkonzept dar. Aus konzeptionellen Gründen können ggf. auch andere Endlagerbehälter zum Einsatz kommen.

Im Endlagerkonzept des Vorhabens VSG ist im Rahmen der Variante Streckenlagerung geplant, die bestrahlten Brennstäbe in POLLUX-10 Behältern endzulagern. Diese bestehen aus einem Abschirmbehältergrundkörper mit einer Wanddicke von ca. 25 cm, in den Moderatorstäbe eingelassen sind. In dem inneren Behälter mit einer Wanddicke von ca. 18 cm sind 5 Büchsen für die Aufnahme von Brennstäben aus Leichtwasserreaktoren enthalten. Eine Büchse kann entweder Brennstäbe von 2 DWR-Brennelementen oder 6 SWR-Brennelementen aufnehmen. Weitere Maße (in mm) können der Abbildung 3.1 entnommen werden.

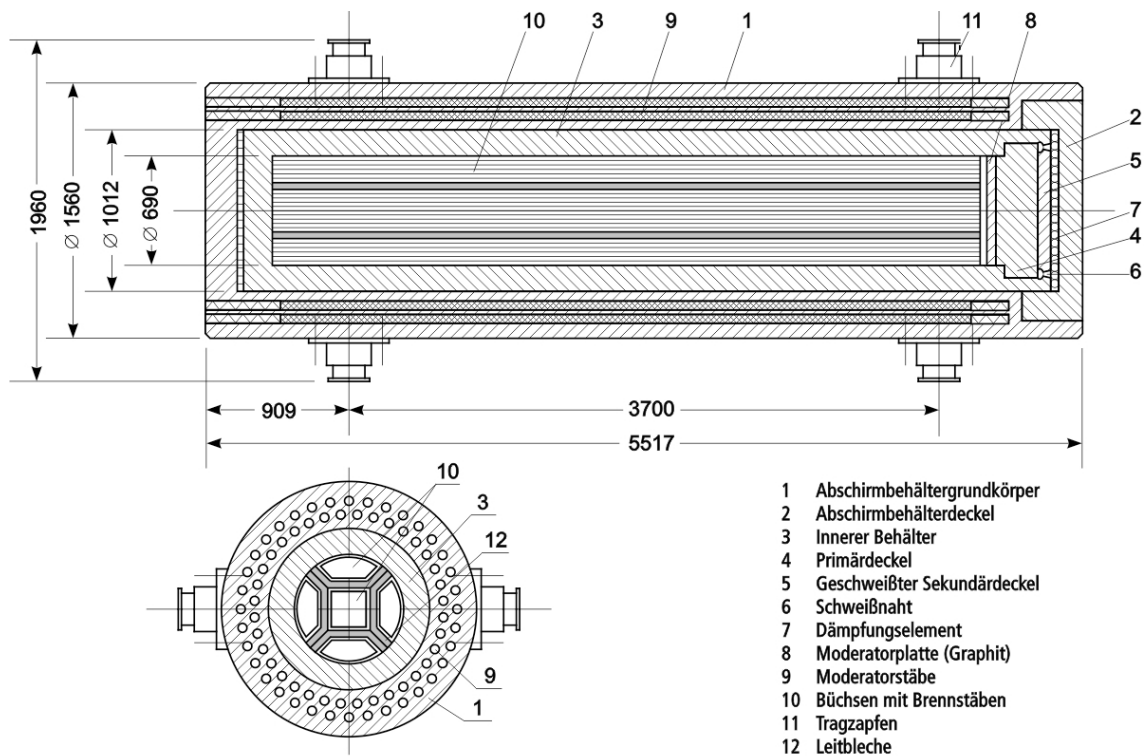


Abb. 3.1 Darstellung eines POLLUX-10 Behälters /THO 09/

Der Tabelle 3.12 kann die Materialzusammensetzung eines POLLUX-Behälters entnommen werden.

Tab. 3.12 Zusammensetzung eines POLLUX-Behälters /THO 09/

Bauteil	Werkstoff	Masse [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		

Die als Neutronenmoderator genannten Stoffe Hostalen oder Lupolen sind eine Herstellerbezeichnung für Polyethylen $(C_2H_5)_n$. Informationen, die die metallischen Werkstoffe im Detail beschreiben, sind in der nachfolgenden Tabelle 3.13 dargestellt.

Tab. 3.13 Beschreibung der Materialzusammensetzungen

Werkstoff Nr. 1.6210 /STA 10/							
C	0,12 - 0,18 %	Si	0,15 - 0,35 %	Mn	1,20 - 1,65 %	P	≤ 0,015%
S	≤ 0,005 %	Ni	0,5 - 0,85 %	Al gesamt	0,020 - 0,055 %	As	≤ 0,015 %
Cr	≤ 0,15%	Cu	≤ 0,06 %	Mo	≤ 0,05 %	N	≤ 0,015 %
Nb	≤ 0,004 %	Sn	≤ 0,010 %	Ti	≤ 0,02 %	V	≤ 0,02 %
Fe	Rest						
Werkstoff Nr. 1.4541 /STA 10/							
C	≤ 0,08 %	Si	≤ 1,00 %	Mn	≤ 2,0 %	Ni	9,0 - 12,0 %
P	≤ 0,045 %	S	≤ 0,015 %	Cr	17,0 - 19,0 %	Ti	≤ 0,7 %
Fe	Rest						
Werkstoff Nr. 1.4313 /STA 10/							
C	≤ 0,05 %	Si	≤ 0,70 %	Mn	≤ 1,5 %	P	≈ 0,04 %
S	≤ 0,015 %	Cr	12,0 - 14,0 %	Mo	0,3 - 0,7 %	Ni	3,5 - 4,5 %
N	≥ 0,02 %	Fe	Rest				
Werkstoff Nr. 1.4833 /STA 10/							
C	≤ 0,15 %	Si	≤ 1,00 %	Mn	≤ 2,0 %	P	≤ 0,045 %
S	≤ 0,015 %	Cr	22,0 - 24,0 %	Ni	12,0 - 14,0 %	N	≤ 0,11 %
Fe	Rest						
Sphäroguss GGG40 (Werkstoff Nr. EN-JS1030) /WDM 72/							
C	3,45 - 3,80 %	Si	2,6 - 2,9 %	Mn	0,25 - 0,5 %	P	»0,04 %
S	0,005 - 0,01 %	Fe	Rest				
Al 99,5 (Werkstoff Nr. 3.0255) /WDM 72/							
Cu	≤ 0,05%	Fe	≤ 0,4 %	Si	≤ 0,3 %	Ti	≤ 0,05
Zn	≤ 0,07%	Al	Rest				

Als weitere Variante im Endlagerkonzept ist die Bohrlochlagerung vorgesehen. Sie setzt die Verpackung der Brennstäbe in Brennstabkokillen (BSK) voraus. Die Brennstabkokille ist ein zylindrischer Behälter aus Feinkornstahl mit einer Wanddicke von 40 mm und einer Länge von knapp 5 m. Sie hat im Innenraum Innenbüchsen, die je-weils die Brennstäbe von 3 DWR-Brennelementen, 9 SWR-Brennelementen oder 7,5 WWER-Brennelemente aufnehmen können. Ihre Maße (in mm) können der Abbildung 3.2 entnommen werden, ihre Bauteile und Massen sind in Tabelle 3.14 beschrieben, die Werkstoffe sind in Tabelle 3.13 erläutert.



Abb. 3.2 Darstellung einer BSK /THO 09/

Tab. 3.14 Zusammensetzung einer BSK /THO 09/

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

3.1.4 Qualitative Einschätzung der Ergebnisse

Mengenangaben

Das Aufkommen an bestrahlten Brennelementen für die direkte Endlagerung wurde mit 34.630 abgeleitet (Tab. 3.3). Wie in Kapitel 3.1.1 beschrieben, basiert die Zahl auf einem zählbaren Bestand Ende 2009 und einer Abschätzung des weiteren Aufkommens gemäß der festgelegten Restlaufzeiten /ATG 11/). Im Zuge der Aufteilung der bestrahlten Brennelemente in Altersklassen gemäß Tabelle 3.4 wurde pro Jahresscheibe die Anzahl der Brennelemente aufgerundet.

Charakterisierung der bestrahlten Brennelemente

Wie einleitend zu Kapitel 3.1.1 ausgeführt, weisen die bestrahlten Brennelemente, die direkt endzulagern sein werden, aufgrund ihrer ursprünglichen Zusammensetzung und der Betriebsweise des Reaktors, in den sie eingesetzt wurden, unterschiedliche radio-logische und auch chemische Eigenschaften auf.

Die vergangenen Jahrzehnte der Kernenergienutzung wurden auch durch einen Anstieg der Ausnutzung des Rohstoffs „Uran“ geprägt. Die Reaktoren der letzten Baugeneration erlauben eine Betriebsweise mit höheren Abbränden, was mit höheren Anreicherungen (< 5 %) für den frischen Brennstoff einhergeht. Die Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente in den ausländischen Wiederaufarbeitungsanlagen führte dazu, den zurückgewonnenen Brennstoff Plutonium in Form von MOX-Brennelementen wieder dem Brennstoffkreislauf zuzuführen.

Die zum Ende der Kernenergienutzung vorliegenden bestrahlten Brennelemente werden aufgrund der Entwicklung der Kernenergie über die Jahrzehnte in ihren Eigenschaften uneinheitlich sein. Bis Mitte 2005 wurde ein nicht unerheblicher Teil des bestrahlten Brennstoffs der Wiederaufarbeitung zugeführt. Aus den Abschätzungen zum Aufkommen an bestrahlten Brennelementen ergibt sich, dass bis Ende 2009 insgesamt etwa 48.000 bestrahlte Brennelemente angefallen sind, davon wurden allerdings ca. 25.000 Brennelemente zur Wiederaufarbeitung abgegeben. Dieser Sachverhalt ist insofern relevant, als dass die Brennelemente aus der Zeit, in der Reaktoren mit vergleichsweise geringem Abbrand z. B. 30 GWd/tSM betrieben wurden, zu einem erheblichen Anteil wiederaufgearbeitet wurden und somit nicht für die direkte Endlagerung anstehen.

Die im Herbst 2010 eingeführte Brennelementsteuer könnte die Bestrebungen aus wirtschaftlicher Sicht erhöhen, die Energieausbeute aus einem Brennelement weiter zu verbessern. Grenzen für den erzielbaren Abbrand ergeben sich durch die Begrenzung der Anreicherung von < 5 % für ^{235}U /BMU 97/. Begrenzende Reglementierungen bestehen zumindest derzeit auch durch die zugelassene maximale Wärmeleistung der Transport- und Lagerbehälter, in denen die bestrahlten Brennelemente trocken zwischengelagert werden. Vor dem Hintergrund dieser Begrenzungen sind Spitzenabbrände von 60°-°65 GWd/tSM möglich.

Für die Ableitung der Modellinventare im Kapitel 3.1.2 wurde für alle DWR-Brennelemente ein Abbrand von 55 GWd/tSM und für alle SWR-Brennelemente ein Abbrand von 50 GWd/tSM unterstellt. Mit dieser Annahme wird die Vergangenheit der Kernenergienutzung abdeckend und der weitere Betrieb der Kernkraftwerke aus heutiger Sicht eher realistisch beschrieben.

Im Rahmen des Vorhabens VSG wurden auch Vergleichsrechnungen mit Abbränden von 50 und 60 GWd/tSM für DWR-Brennelemente und mit 45 und 55 GWd/tSM für

SWR-Brennelemente durchgeführt. Diese Rechnungen haben ergeben, dass die Wärmeleistung und Gesamtaktivität dieser Brennelemente etwa 10 % unter bzw. über den Werten lagen, die sich für die Modellbrennelemente ergeben haben.

Die für die Modellbrennelemente angenommenen Zusammensetzungen (Tab. 3.5) entsprechen Brennelementen, wie sie seit Jahren zum Einsatz kommen. Die gewählte Anreicherung wurde auch im Hinblick auf die unterstellten Abbrände festgelegt.

Für die Abbrandrechnung wurden ein Brennelement vom Typ 16x16-20 für die DWR-Brennelemente und die 10x10-Brennelementkonfigurationen vom Typ Atrium für SWR-Brennelemente verwendet. Für die Abbrandrechnung der SWR-Brennelemente ist mit einem mittleren Dampfblasengehalt von 40 % gerechnet worden. Bei der Berechnung aller MOX-Brennelemente wird davon ausgegangen, dass sie von UO₂-Brennelementen umgeben sind.

Für die Abbrandrechnungen ist der Abbrandcode OREST in der Version 2006 zur Anwendung gekommen /HES 06/. Die Zerfallsdaten entsprechen dem Bibliotheksstand ENDF/B-VI.

Verunreinigungen im Brennstoff im ppm-Maßstab sind Begleiterscheinungen der Brennstofferzeugung. Durch Neutronenaktivierung werden aus den Verunreinigungen Radionuklide produziert, die für die durchzuführenden Langzeitsicherheitsanalysen eine relevante Bedeutung haben. Zu nennen sind beispielsweise ¹⁴C, ³⁶Cl und ⁷⁹Se. Wie alle anderen bisher genannten Parameter, die die Ergebnisse der Abbrandrechnungen beeinflussen, sind auch die Verunreinigungen in den 34.630 bestrahlten Brennelementen, die direkt endzulagern sind, unterschiedlich. Analog zu den „Modell“-Brennelementen wurde insofern ein Modellvektor für die Verunreinigungen des Brennstoffs angenommen (Tab. 3.6).

Die rechnerische Bestimmung der Aktivierungsprodukte in den Hüllrohren und Strukturmaterialien anhand der eingesetzten Materialien und der Neutronenflüsse, die den Abbrandrechnungen entnommen wurden, führt zu einem realistischen und plausiblen Satz an Aktivierungsprodukten, die dem Modellinventar zu Grunde gelegt werden können. Es ist evident, dass die tatsächlichen Werte in den vorliegenden und in den DWR-Brennelementen, die noch erzeugt werden, Abweichungen zu dem errechneten Wert aufweisen werden. In der Betrachtung über alle Brennelemente werden die Werte jedoch als abdeckend eingeschätzt. Im Vorhaben VSG konnten für die SWR-

Brennelemente keine Aktivierungsrechnungen der Hüllrohre und Strukturteile durchgeführt werden. Die Annahme, dass die Ergebnisse aus DWR-Aktivierungsrechnungen auf Strukturmaterial von SWR-Brennelementen übertragen werden können, führt zu einer Überschätzung der Inventare in den Strukturmaterialien der SWR-Brennelemente. Gleichwohl wird es für das Vorhaben VSG für vertretbar gehalten, dass für die Radionuklide, die für die durchzuführenden Sicherheitsanalysen erforderlich sind, konservativ die entsprechenden Daten für DWR-Brennelemente herangezogen werden.

Die Daten, die bzgl. der endzulagernden bestrahlten Brennelemente generiert wurden, werden als umfassend und realistisch eingestuft. Sie repräsentieren mit den angegebenen Einschränkungen das Inventar für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle und bilden eine fundierte Basis für die Durchführung der vorläufigen Sicherheitsanalyse Gorleben.

3.2 Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

3.2.1 Mengenzbilanzierung

Ca. 25.000 bestrahlte Brennelemente aus deutschen Leistungsreaktoren wurden zur Wiederaufarbeitung an die Wiederaufarbeitungsanlagen in Großbritannien und Frankreich abgegeben. Ein vergleichsweise geringer Anteil wurde in der Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe aufgearbeitet.

Das im Vorhaben VSG zu entwickelnde Endlagerkonzept sieht die Endlagerung folgender Abfallströme aus der Wiederaufarbeitung, die an die Abfallverursacher zurückgeliefert werden, in dem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle vor:

- Kokillen mit verglasten Spaltproduktlösungen und Feedklärschlämmen, so genannte CSD-V
- Kokillen mit verpressten Hüllrohrstücken, Strukturteilen und Technologieabfällen, nachfolgend als CSD C bezeichnet
- Kokillen mit verglasten Deko- und Spülwässern, nachfolgend als CSD-B bezeichnet

Seit Mitte des Jahres 2005 werden keine bestrahlten Brennelemente mehr zur Wiederaufarbeitung in das Ausland geliefert. Insofern liegen für die Mengenzbilanzierung der aus der Wiederaufarbeitung zurück zu liefernden radioaktiven Abfälle grundsätzlich

kalkulierbare Randbedingungen vor. Die in der nachfolgenden Tabelle 3.15 dargestellten Mengenangaben wurden auf Basis des Joint Convention Berichts /BMU 11/, Angaben des BfS /BFS 09/ sowie weiterer Recherchen, z. B. /GNS 10/, abgeleitet. Die Mengen sind eine Auslegungsgröße für die Ableitung eines Endlagerkonzeptes im Vorhaben VSG.

Tab. 3.15 Abfallmengen aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente

Abfallart	Anzahl
CSD-V	3.735
CSD-B	308
CSD-C	4.104

Im Hinblick auf das nuklidspezifische Aktivitätsinventar und die Wärmeleistung der Kokillen ist das Alter der Kokillen bei Inbetriebnahme des Endlagers relevant. Bei den Kokillen sind hier zwei Zeitpunkte zu unterscheiden. Der erste Zeitpunkt (t_0) ist der Entladezeitpunkt, der angibt, wann die Brennelemente, die zur Wiederaufarbeitung bestimmt sind, aus dem Reaktor entnommen wurden. Der zweite Zeitpunkt (t_1) gibt den Produktionszeitpunkt der Kokille an. Die durchschnittliche Zeitdifferenz von Entladezeitpunkt (t_0) und Produktionszeitpunkt (t_1) der Kokille wird von der französischen COGEMA mit vier Jahren angegeben /COG 86/. Die Erfahrungen haben gezeigt, dass diese Zeitspanne in der Regel höher ist. Legt man die Angabe von COGEMA im Vorhaben VSG zu Grunde, wird dies zu einer Überschätzung der Aktivität in den Kokillen führen und stützt die konservative Vorgehensweise bei der Ableitung des Radionuklidinventars. Analog zu den Angaben für die bestrahlten Brennelemente in Tabelle 3.4 sind die Angaben für die Kokillen aus der Wiederaufarbeitung der Tabelle 3.16 zu entnehmen. Der Abbrand des Kernbrennstoffs, der in Karlsruhe wiederaufgearbeitet wurde, erfolgte vor mehr als 20 Jahren. Dies wurde in der Verteilung der Kokillen in Altersbereiche (Tab. 3.16) entsprechend berücksichtigt.

Tab. 3.16 Anzahl der Kokillen pro Altersklasse bezogen auf die Inbetriebnahme des Endlagers im Jahr 2035

Abfallart	Abklingzeit [a]									
	0-4	5-9	10-14	15-19	20-24	25-29	30-34	35-39	40-45	45-50
CSD-V							500	360	1.310	1.565
CSD-B							41	30	109	128
CSD-C							550	395	1.445	1.1714

3.2.2 Radiologische Charakterisierung der Kokillen

CSD-V

Die verglasten Spaltproduktlösungen gehören zu den hochradioaktiven, wärmeentwickelnden Abfällen. Bedingt durch den Prozess der Wiederaufarbeitung werden sich in der Glasmatrix keine radioaktiven Edelgase mehr befinden und der Anteil der spaltbaren Actiniden wird gegenüber dem ursprünglichen bestrahlten Brennstoff reduziert. Grundsätzlich gehen durch den Prozess der Wiederaufarbeitung auch Teile der leicht flüchtigen Radionuklide wie ^{14}C und ^{129}I aus dem Abfallstrom verloren, d. h. der Anteil dieser Radionuklide ist im ursprünglichen Brennstoff höher als in der entsprechenden verglasten Spaltproduktlösung. Analog zur Charakterisierung der bestrahlten Brennelemente weisen auch die verglasten Spaltproduktlösungen im Hinblick auf die Wärmeleistung und das Radionuklidinventar kokillenabhängige Eigenschaften auf, die letztlich durch den jeweils wiederaufgearbeiteten Brennstoff bestimmt werden. Da die Festlegung der Eigenschaften nicht für jede einzelne der 3.735 CSD-V erfolgen kann, wird im Vorhaben VSG ein Modellinventar für diese Kokillen festgelegt.

Ausgangspunkt für die Bestimmung des nuklidspezifischen Aktivitätsinventars und der Wärmeleistung einer HAW-Kokille sind Abbrandrechnungen mit dem OREST-Code. Für die Berechnung des Modellinventars wurde ein DWR-Brennelement mit einer Anfangsanreicherung von 3,5 % ^{235}U und einem Abbrand von 33 GWd/tSM angesetzt. Im Wiederaufarbeitungsprozess wird nicht zwischen den verschiedenen Leichtwasserreaktor-Brennelementen unterschieden. Insofern erfolgt auch keine Unterscheidung bei der Produktion der CSD-V bzgl. SWR und DWR. Für die Ableitung des Modellinventars im Vorhaben VSG wurde ausschließlich die Wiederaufarbeitung von DWR-Brennelementen unterstellt. Da aufgrund der Reaktorphysik das Modellinventar der DWR-Brennelemente das Modellinventar der SWR-Brennelemente abdeckt, wird diese Vorgehensweise als abdeckend eingestuft. Durch den Aufschluss des Brennstoffs bei der Wiederaufarbeitung können die im Brennstoff enthaltenen Edelgase vollständig ent-

weichen. Leicht flüchtige Radionuklide wie z. B. ^{14}C entweichen teilweise. Für die radiologische Charakterisierung der Kokillen wurden die Edelgase insofern vollständig ausgeblendet. Die leichtflüchtigen Radionuklide wurden aus Gründen der Konservativität ohne Abschlag aus den Abbrandrechnungen übernommen.

In /COG 86/ wird der durchschnittliche Abbrand der wiederaufgearbeiteten Brennelemente mit 33 GWd/tSM angegeben. Auf Basis dieses Abbrandes wurden z. B. auch die Garantiewerte für die Gesamtaktivität und die Wärmeleistung der Kokillen abgeleitet. Bei der Berechnung des Radionuklidinventars der Kokillen wurde dieser Abbrand angesetzt. Für die Rechnungen wurde der Vektor an Verunreinigungen verwendet, der auch für die Berechnung der bestrahlten Brennelemente berücksichtigt wurde (Tab. 3.6). Die Rechnungen berücksichtigen eine Zeit von 4 Jahren zwischen der Entladung (t_0) der Brennelemente aus dem Reaktor und dem Abgießen der Kokille (t_1) in der Wiederaufarbeitungsanlage. Der in Ansatz gebrachte Abtrennfaktor für Uran beträgt 0,99848 und der für Plutonium 0,99369. Die Ergebnisse der Rechnungen sind für die Gesamtaktivität sowie die Wärmeleistung pro HAW-Kokille für ausgewählte Zeitschritte in Tabelle 3.17 zusammengefasst. Der Zeitpunkt $t_1 = 0$ Jahre in Tabelle 3.17 bezieht sich auf den Herstellungszeitpunkt (t_1) der Kokille. Eine vollständige Darstellung der gerechneten Zeitschritte mit den jeweiligen nuklidspezifischen Aktivitätsinventaren und den Wärmeleistungen findet sich auf der CD im Anhang⁶.

Tab. 3.17 Berechnete Gesamtaktivität und Wärmeleistung der Modell CSD-V in Abhängigkeit von der Abklingzeit

Verglaste Spaltproduktlösung	Abklingzeit in Jahren nach Abfüllung											
	$t_1 = 0$	10	20	30	40	50	100	500	1.000	10.000	100.000	1.000.000
Bq/Kokille	2,9E+16	1,3E+16	1,0E+16	8,1E+15	6,4E+15	5,1E+15	1,6E+15	2,5E+13	1,3E+13	2,1E+12	8,8E+11	3,7E+11
W/Kokille	3,1E+03	1,2E+03	9,2E+02	7,3E+02	5,8E+02	4,6E+02	1,6E+02	2,1E+01	1,0E+01	7,1E-01	1,1E-01	1,4E-01

Werden die Aussagen in Tabelle 3.17 mit denen aus Tabelle 3.16 korreliert, wird klar, dass die durchschnittliche Wärmeleistung für den überwiegenden Anteil der CSD-V zum Zeitpunkt der Endlagerung etwa bei 550 W und die durchschnittliche Aktivität pro Kokille bei $6,0\text{E}+15$ Bq liegen wird.

⁶ Die Daten finden sich dort unter „Abfälle aus der Nutzung von Leistungsreaktoren\Wiederaufarbeitung\CSD-V_HAW-Kokillen“.

CSD-C

Bei den CSD-C handelt es sich um Kokillen, in denen die Brennelementbestandteile aus der Wiederaufarbeitung ohne Kernbrennstoff kompaktiert sind. Die Zusammensetzung der Metalle entspricht insofern den Angaben in den Tabellen 3.7 bzw. 3.8. Neben den verpressten Strukturmaterialien können die CSD-C in einem gewissen Umfang weitere verpresste technologische Abfälle, z. B. Metallfilter, enthalten /THO 09/. Da die nuklidspezifische Zusammensetzung der weiteren technologischen Abfälle nicht bekannt ist, wurden diese in den Rechnungen nicht berücksichtigt. Die CSD-C können gemäß /RSK 05/ auch bis zu 10 g Organika pro Kokille enthalten. Dieser Anteil wird von der RSK als nicht nennenswert bezeichnet und für die Modellkokille nicht berücksichtigt. Die Modell CSD-C enthält insofern ausschließlich verpresste Hüllrohre, Strukturteile sowie die Kopf- und Fußstücke der wiederaufgearbeiteten Brennelemente.

Das Radionuklidinventar der CSD-C wurde über Abbrandrechnungen mit dem OREST-Code bzw. Aktivierungsrechnungen der Strukturmaterialien berechnet. Zugrunde gelegt wurde eine Abbrandrechnung mit 33 GWd/tSM für ein DWR-Brennelement, wie es auch zur Charakterisierung des Inventars der CSD-V herangezogen wurde. Die Aktivierungsrechnungen berücksichtigen Verunreinigungen im Strukturmaterial. Die Vorgehensweise zur Bestimmung des Nuklidvektors in den CSD-C orientiert sich an den grundsätzlichen Vorgängen bei der Wiederaufarbeitung. Bei der Auflösung bzw. Auslösung des Brennstoffs aus den Brennelementstücken verbleiben Kontaminationen, u. a. mit Aktiniden, an den Oberflächen der Hüllrohrstücke. Dieser bei der Wiederaufarbeitung real zu erwartende Effekt kann durch die Aktivierungsrechnungen nicht erfasst werden. Über den Umfang und die Art der Beimischung von weiteren technologischen Abfällen zu den verpressten Strukturteilen liegen keine konkreten Informationen vor. Für die Ableitung der Aktivitätsinventare wurden diese technologischen Abfälle nicht berücksichtigt. Ferner wurde hinsichtlich der Aktivierung von DWR und SWR Brennelementstrukturteilen keine Unterscheidung getroffen. Die vorliegenden Annahmen lassen erwarten, dass das errechnete Aktivitätsinventar das tatsächliche Inventar aufgrund der Vereinheitlichung der Rechnungen überschätzt, siehe hierzu auch Kapitel 3.1.4.

Die Ergebnisse der Modellrechnungen, bezogen auf eine Modell CSD-C, sind in Tabelle 3.18 dargestellt. Hinsichtlich der Konzeptentwicklung des Endlagers und der Betriebsphase des Endlagers ist die Gesamtaktivität und die Wärmeentwicklung der Kokillen für den Zeitraum im Bereich des gesetzten Einlagerungsbeginns ab dem Jahr

2035 relevant. Die entsprechende Verteilung der CSD-C auf Altersklassen [a] in Bezug auf eine Inbetriebnahme des Endlagers im Jahr 2035 ist in Tabelle 3.19 dargestellt.

Tab. 3.18 Aktivität und Wärmeleistung der Modell CSD-C (8 Jahre nach Entnahme der Brennelemente aus dem Reaktor) in Abhängigkeit von der Abklingzeit

	Abklingzeit [a] nach Erzeugung der CSD-C																				
	t1 = 0	5	10	15	20	30	40	50	60	70	80	90	100	500	1.000	5.000	10.000	50.000	100.000	500.000	1.000.000
[Bq]/Kokille	2,6E+14	1,5E+14	8,6E+13	5,6E+13	4,1E+13	2,9E+13	2,4E+13	2,2E+13	2,0E+13	1,8E+13	1,7E+13	1,6E+13	1,5E+13	1,4E+13	5,4E+11	4,7E+11	4,2E+11	2,0E+11	1,1E+11	1,0E+10	6,2E+09
[W]/Kokille	6,8E+01	4,0E+01	2,1E+01	1,1E+01	5,6E+00	1,6E+00	5,4E-01	2,4E-01	1,6E-01	1,3E-01	1,2E-01	1,2E-01	9,8E-02	7,7E-02	7,3E-02	6,4E-02	5,4E-02	1,4E-02	2,7E-03	6,3E-05	4,4E-05

Tab. 3.19 Aktivität und Wärmeleistung der Modell CSD-C bezogen auf die Altersklasse bzw. die Inbetriebnahme des Endlagers

Abfallart	Altersklassen [a] nach Erzeugung der CSD-C									
	0 - 4	5 - 9	10 - 14	15 - 19	20 - 24	25 - 29	30 - 34	35 - 39	40 - 45	45 - 50
Anzahl Kokillen							550	395	1.445	1.714
[Bq]/Kokille							2,9E+13	2,7E+13	2,4E+13	2,3E+13
[W]/Kokille							1,6E+00	1,1E+00	5,4E-01	3,9E-01
[Bq] (Gesamt)							1,6E+16	9,6E+15	3,2E+16	3,4E+16
[W] (Gesamt)							8,9E+02	4,2E+02	7,7E+02	6,7E+02

CSD-B

Bei den CSD-B handelt es sich um Kokillen, in denen Spülwässer aus Anlagenteilen der Wiederaufarbeitung in Frankreich in einer Glasmatrix konditioniert werden. Hinsichtlich der Gesamtaktivität und der Wärmeleistung besitzen die CSD-B im Vergleich zu den CSD-C und insbesondere zu den CSD-V keine Eigenschaften, die die Endlagerauslegung und den späteren Endlagerbetrieb nachhaltig beeinflusst. Auch die Anzahl der Kokillen, die für eine Endlagerung in dem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle zu berücksichtigen ist, ist mit 308 eher gering.

Einen Nuklidvektor für die CSD-B über Modellrechnungen abzuleiten, wie dies für das Modellinventar der CSD-C bzw. CSD-V erfolgte, ist nicht möglich, da der Nuklidvektor der CSD-B über die Betriebsprozesse bei der Wiederaufarbeitung erzeugt wird und insofern nicht über Abbrandrechnungen abgebildet werden kann. Daher wurde zur Charakterisierung der CSD-B auf die Angaben zurückgegriffen, wie sie von der ESK in ihrer Stellungnahme vom Dezember 2010 /ESK 10/ zugrunde gelegt wurden. Diese Angaben sind in der nachfolgenden Tabelle 3.20 zusammengestellt. Die in Tabelle 3.20 genannten Daten beziehen sich auf den Zeitpunkt der Herstellung der CSD-B.

Tab. 3.20 Radiologisches Inventar und Wärmeleistung einer CSD-B

Nuklid/Element	Einheit	CSD-B
α -Aktivität	[Bq]	$(2,5-3,5) \cdot 10^{12}$
β -Aktivität	[Bq]	$(2,0-2,8) \cdot 10^{14}$
Co-60	[Bq]	$1,0 \cdot 10^9$
Sr-90/Y-90	[Bq]	$(3,5-5,0) \cdot 10^{13}$
Ru-106/Rh-106	[Bq]	$5,0 \cdot 10^{10}$
Cs-137	[Bq]	$(1,1-1,8) \cdot 10^{14}$
Ce-144/Pr-144	[Bq]	$2,0 \cdot 10^{11}$
Eu-154	[Bq]	$(6,0-8,0) \cdot 10^{11}$
Pu-241 (β)	[Bq]	$(3,7-5,5) \cdot 10^{12}$
U	[g]	$(1,5-3,0) \cdot 10^3$
Pu-241 (β)	[g]	$(2,0-3,5) \cdot 10^1$
Np-237	[g]	$(5,7-9,5) \cdot 10^2$
Am-241	[g]	$(0,77-1,54) \cdot 10^1$
Cm-244	[g]	$(1,0-2,0) \cdot 10^{-2}$
Wärmeleistung	[W]	$(2,5-3,5) \cdot 10^1$

3.2.3 Stoffliche Charakterisierung der Kokillen

Die Abfallprodukte aus der Wiederaufarbeitung werden in Kokillen verpackt. Diese sind nahezu identisch für die unterschiedlichen Abfallarten wie den verglasten hochradioaktiven Abfall, die komprimierten Strukturteile von Brennelementen und den verglasten Prozessabfall. Sie sind in den Abbildungen 3.3 und 3.4 dargestellt, der Behälterwerkstoff und die Masse können Tabelle 3.21 entnommen werden. Die detaillierte Beschreibung des Werkstoffs ist Tabelle 3.13 zu entnehmen.



Abb. 3.3 Foto einer CSD-V

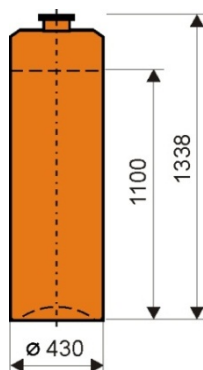


Abb. 3.4 Schematische Darstellung einer HAW-Kokille (CSD-V) /THO 09/.
Maßangaben in mm

Tab. 3.21 Behälterwerkstoff und Masse einer CSD-V

Bauteil	Werkstoff	Masse [kg]
Behälterkörper mit Deckel	Edelstahl Z15CN24.13 (Werkstoff 1.4833)	90

Die CSD-V werden mit ca. 150 l Glasschmelze gefüllt. Das entspricht ungefähr 410 kg. Da für die CSD-B derzeit keine weiteren stofflichen Abfallspezifikationen vorliegen, wird ebenfalls Borsilikatglas, das als Glasschmelze für die CSD-V angenommen wird, auch für die CSD-B herangezogen /THO 09/. Die Zusammensetzung des Borsilikatglases ist in Tabelle 3.22 aufgelistet.

Tab. 3.22 Zusammensetzung des Borsilikatglases

Bestandteil	[kg]	Bestandteil	[kg]
B ₂ O ₃	57	P ₂ O ₅	1
Al ₂ O ₃	20	Li ₂ O	8
Na ₂ O	40	ZnO	10
CaO	16	FP oxides	46
Fe ₂ O ₃	12	Zr oxides	4
NiO	2	Metallic particles	3
Cr ₂ O ₃	2	Actinides oxides	4

3.2.4 Qualitative Einschätzung der Ergebnisse

Mengenbilanz

Die Anzahl der CSD-V bzw. der HAW-Kokillen setzt sich zusammen aus den erwarteten Lieferungen aus den Wiederaufarbeitungsanlagen in Frankreich, Großbritannien und aus der Verglasungseinrichtung Karlsruhe (VEK). Die Abfüllung der Kokillen aus Karlsruhe wurde Ende 2010 abgeschlossen. Es wurden 140 Kokillen produziert. In Frankreich und Großbritannien ist die Produktion noch nicht endgültig abgeschlossen. Daher wurden die angegebenen Rücklieferungsmengen /BFS 10/ aus Frankreich und Großbritannien nach oben gerundet. So ergeben sich für die Konzeptentwicklung im Vorhaben VSG 3025 CSD-V aus Frankreich /BFS 10/, 570 HAW-Kokillen aus Großbritannien /BFS 10/ und 140 Kokillen /WAK 11/ aus der VEK. In der Summe ergeben sich hieraus die in Tabelle 3.15 genannten 3.735 CSD-V. Nach derzeitigem Kenntnisstand

ist nicht erkennbar, dass die tatsächliche Anzahl der CSD-V deutlich kleiner oder größer ausfallen wird.

Die Anzahl der CSD-C wird für das Vorhaben VSG gemäß Tabelle 3.15 mit 4.104 festgelegt. Die nunmehr gesetzte Anzahl geht auf eine Angabe der GNS /GNS 10/ zurück. Die in Tabelle 3.15 genannte Anzahl von 308 CSD-B wurde ebenfalls der Unterlage /GNS 10/ entnommen.

Charakterisierung der Kokillen

Das radiologische Modellinventar der CSD-V wurde durch OREST-Abbrandrechnungen ermittelt. Die durchgeführten Rechnungen basieren auf einem Abbrand von 33 GWd/tSM. Mit dem relativ niedrigen Abbrand im Vergleich zu den Abbrandrechnungen für bestrahlte Brennelemente, die direkt endgelagert werden, wird den Randbedingungen der früheren Kernenergiegewinnung bis 2005 Rechnung getragen.

Edelgase, die durch den Abbrand im Brennstoff gebildet werden, entweichen nahezu vollständig während der Wiederaufarbeitung des Brennstoffs. Leicht flüchtige Radionuklide wie z. B. ^{14}C werden während der Wiederaufarbeitung zu nennenswerten Teilen entweichen. Für die modellmäßige Abbildung des Inventars der HAW-Kokille wurden insofern die Edelgase aus den Ergebnissen der Abbrandrechnung vollständig ausgeblendet. Um den abdeckenden Charakter der Rechnungen zu erhalten, wurden die leicht flüchtigen Radionuklide ohne Abschlag in den Rechenergebnissen belassen.

In Tabelle 3.23 sind die Garantiewerte, die von den Abfallverursachern im Ausland sowie von der VEK angegeben werden, den Werten gegenüber gestellt, die sich rechnerisch für die Modellkokille zum Zeitpunkt der Erstellung ergeben.

Tab. 3.23 Vergleich der Garantiewerte der Wiederaufarbeitungsanlagen für die HAW Kokillen mit den entsprechend errechneten Werten für die Modellkokille

Eigenschaften	Einheit	AREVA La Hague	WVP Sellafield	VEK Karlsruhe	Modell- Kokille
U	[g]	≤ 4.500		< 8.100	2.000
Pu	[g]	≤ 110		< 210	80
Cm	[g]	≤ 90			33
Total β/γ	[Bq]	$\leq 3,8 \cdot 10^{16}$	$4,5 \cdot 10^{16}$		$2,9 \cdot 10^{16}$
Total α	[Bq]		$3,4 \cdot 10^{14}$		
Wärmeleistung	[KW]	2	2,5	0,73	3,1
Masse	[g]	410	400	< 550	410

Die physikalischen Eigenschaften, die für die Modellkokille zum Zeitpunkt der Fertigung errechnet wurden, werden durch die Garantiewerte, die von den Wiederaufarbeitungsanlagen für ihre Abfallprodukte angegeben werden, mit Ausnahme der Wärmeleistung abgedeckt. Die Garantiewerte werden von den Wiederaufarbeitungsanlagen für den Zeitpunkt der Abgabe der Kokillen angegeben. Sie sind insofern zur Absicherung des gerechneten Modellinventars geeignet, können allerdings die OREST-Modellrechnungen, die z. B. auch einen Nuklidvektor ergeben, nicht ersetzen.

Die Wärmeleistung, die sich für die Modellkokille ergibt, übersteigt die Garantiewerte, die für die Kokillen aus dem Ausland angegeben werden, um etwa 50 %. Dieser Unterschied ist darauf zurückzuführen, dass für die Berechnung der Modellkokille eine Wiederaufarbeitung des Brennstoffs bereits nach 4 Jahren Abklingzeit unterstellt wurde. Dieser Zeitraum wird von den Wiederaufarbeitungsanlagen als Untergrenze angegeben. Die tatsächliche Abklingzeit liegt höher, insofern ist der Garantiewert bzw. der Unterschied zur Wärmeleistung der Modellkokille plausibel. Der Unterschied in der Wärmeleistung der VEK-Kokille zur Modellkokille ist auf die gleiche Ursache zurückzuführen. Der Abbrand des Kernbrennstoffs, der in Karlsruhe wiederaufgearbeitet wurde, erfolgte vor mehr als 20 Jahren. Dies wurde in der Verteilung der Kokillen in Altersbereiche (Tab. 3.16) entsprechend berücksichtigt.

Dass für die Inventarbeschreibung im Vorhaben VSG die Modellkokille einheitlich für die 3.735 CSD-V zu Grunde gelegt wird, ist im Hinblick auf die Ableitung eines realistischen Inventars vertretbar. Das errechnete Nuklidinventar und die Wärmeleistung der Modellkokille werden für einen großen Teil der CSD-V abdeckend sein. Das Alter bzw. die Abklingzeit der Kokillen und damit auch ihre zu unterstellende Wärmeleistung zum Zeitpunkt der Endlagerung werden hinsichtlich des Endlagerkonzeptes im Vorhaben VSG durch die Angaben in Tabelle 3.16 berücksichtigt.

Das radioaktive Inventar der CSD-C wurde über OREST-Abbrandrechnungen sowie über Aktivierungsrechnungen der Brennelementhüllrohre sowie des Strukturmaterials für DWR-Brennelemente bestimmt. Die für die Aktivierungsrechnungen notwendigen Neutronenflüsse wurden den OREST-Abbrandrechnungen entnommen, mit denen auch das Aktivitätsinventar in den CSD-V bestimmt wurde. Verunreinigungen in den Strukturmaterialien und Hüllrohren wurden berücksichtigt.

Grundsätzlich müssten auch die betrieblichen Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in der Inventarbeschreibung der Kokille berücksichtigt werden. Zu diesem Anteil liegen

allerdings keine Informationen vor. Für die Inventarbeschreibung im Vorhaben VSG wurde auf Annahmen bezüglich dieses Sachverhaltes verzichtet. Der Nuklidvektor der betrieblichen Abfälle wird durch die wiederaufgearbeiteten Stoffe dominiert. Insofern ist nicht zu unterstellen, dass sich durch die betrieblichen Abfälle aus der Wiederaufarbeitung der Nuklidvektor im Hinblick auf die durchzuführenden Sicherheitsanalysen nachhaltig ändert.

Die unterschiedlichen reaktorphysikalischen Effekte von DWR und SWR führen zu grundlegenden Unterschieden hinsichtlich der Aktivierung der Hüllrohre und Strukturmaterialien der eingesetzten Brennelemente. Da die Aktivierung der Materialien für SWR modellmäßig nicht berechnet wurde, wurde im Vorhaben VSG nicht zwischen der Aktivierung von DWR- und SWR-Brennelementen unterschieden. Diese Vereinfachung führt zu einer Überschätzung der Aktivität der Modell CSD-C.

Bei der Ableitung des Modellinventars einer CSD-C wurden zusammenfassend alle wesentlichen Aspekte berücksichtigt. Die Annahmen, die in diesem Zusammenhang getroffen wurden, lassen erwarten, dass das errechnete Aktivitätsinventar das tatsächliche Inventar übersteigt.

Für die Charakterisierung der CSD-B wurden die Angaben herangezogen, die auch die Grundlage für die Stellungnahme der ESK zu den CSD-B war /ESK 10/. Die Angaben gehen unmittelbar auf Angaben der französischen AREVA /ARE 09/ zurück. Die Angaben in Tabelle 3.20 machen deutlich, dass die 308 CSD-B auch aus radiologischer Sicht im Zusammenhang mit der Endlagerung der wärmeentwickelnden Abfälle eine nachgeordnete Bedeutung haben.

4 Wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle aus der Nutzung von Forschungs- und Prototypreaktoren

Die im Vorhaben VSG für die Endlagerung zu berücksichtigenden Abfälle umfassen des weiteren die Brennelemente bzw. Brennstäbe aus den Unterrichtsreaktoren und Forschungsreaktoren FRM II (Forschungsneutronenquelle Garching), FRMZ (Forschungsreaktor Mainz) und BER II (Berliner Experimentierreaktor II) sowie den Prototypreaktoren AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich), THTR 300 (Thorium-Hochtemperaturreaktor Hamm-Uentrop), KNK II (Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage Karlsruhe) und dem nuklear angetriebenen Forschungsschiff Otto Hahn (NS Otto Hahn).

Die Brennelemente aus Unterrichtsreaktoren wurden mittlerweile verascht, der Kernbrennstoff wurde in Brennelemente für Leistungsreaktoren rezykliert. Das bedeutet, dass aus Unterrichtsreaktoren keine Abfälle anfallen werden.

Für Brennelemente aus Forschungsreaktoren, die bis 2016 abgebrannt sind, existieren bis auf die Brennelemente des FRM II Abgabe-, Rücknahme- oder anderweitige Entsorgungsverträge. Zu nennen sind insbesondere Rücknahmeverträge mit den USA für Brennelemente, die in den USA aus angereichertem Uran hergestellt wurden, und mit Russland für den Rossendorfer Forschungsreaktor (RFR). Es wird von den Betreibern angestrebt, die Verträge mit den USA bis 2026 zu verlängern.

Der Betreiber des RFR, der Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e. V. (VKTA) meldete Anfang November 2011, dass die Planungen zur Rückführung der 951 bestrahlten Brennelemente nach Russland vorläufig gescheitert sind und die Brennelemente insofern für die Bestandsaufnahme der endzulagernden wärmeentwickelnden Abfälle im Vorhaben VSG berücksichtigt werden müssten.

Die 951 bestrahlten Brennelemente lagern zurzeit im Zwischenlager Ahaus in 18 CASTOR[®] MTR2 Zwischenlagerbehältern. Der Aufbau dieser CASTOR[®] MTR2 Behälter ist in Abbildung 4.1 dargestellt.

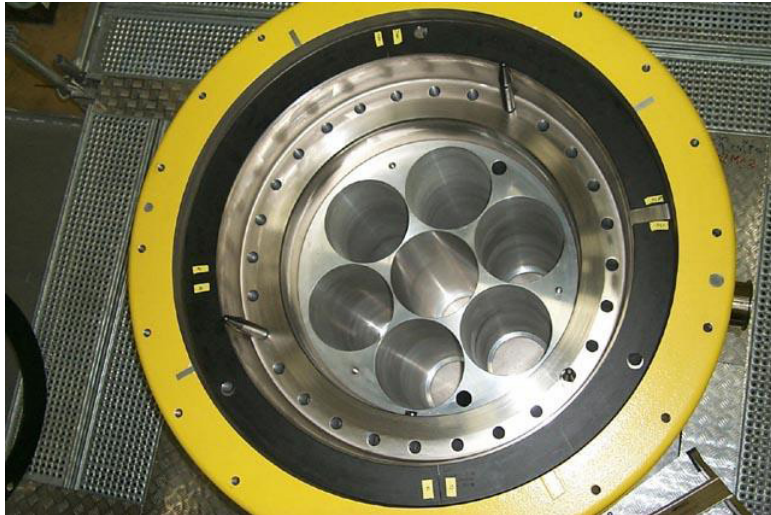


Abb. 4.1 CASTOR[®] MTR2 für die Zwischenlagerung der bestrahlten Brennelemente aus dem Forschungsreaktor RFR /GMA 09/

Von den 951 Brennelementen hatten 148 eine Anfangsanreicherung von 10 % (U-235). Diese Brennelemente waren zwischen 1957 und 1965 im Einsatz. Zwischen 1965 und der Stilllegung des Reaktors im Jahre 1991 kamen Brennelemente mit einer Anfangsanreicherung von 36 % (U-235) zum Einsatz (803 Brennelemente) /GMA 09/.

Gemäß /VKT 11/ lag zum 31.12.1998 die mittlere Wärmeleistung der bestrahlten Brennelemente bei 0,8 W und die mittlere Gesamtaktivität bei 9,4 TBq. Die Wärmeleistung eines CASTOR[®] MTR2 kann für den genannten Zeitpunkt mit etwa 40 W und die Gesamtaktivität mit ca. 500 TBq veranschlagt werden. Diese Werte liegen in der Größenordnung einer CSD B aus der Wiederaufbereitung bestrahlter Brennelemente, siehe auch /ESK 10/.

Die vom VKTA zur Verfügung gestellten Daten zu den bestrahlten Brennelementen /VKT 11/ befinden sich auf der CD im Anhang⁷. Aus diesen Daten wurde auch die mittlere Wärmeleistung und Gesamtaktivität eines beladenen CASTOR[®] MTR2 ermittelt.

Die Studie /GMA 09/ kommt zu dem Ergebnis, dass bei einer Endlagerung der CASTOR[®] MTR2 in Salzgestein, beladen mit den bestrahlten Brennelementen aus dem RFR, eine Rekritikalität in der Nachbetriebsphase des Endlagers ausgeschlossen wer-

⁷ Die Daten finden sich dort unter „Abfälle aus der Nutzung von Forschungs- und Prototypreaktoren\RFR-Brennelemente“.

den kann, solange die Akkumulation der Inventare aus zwei oder mehr Behältern auszuschließen ist.

Die Information, dass die Brennelemente aus dem RFR entgegen den ursprünglichen und abgesicherten Planungen ggf. doch für die direkte Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle zu berücksichtigen sind, erreichte das Vorhaben VSG zu einem Zeitpunkt (November 2011), nachdem die konzeptionellen Endlagerplanungen abgeschlossen waren und die darauf aufbauenden Sicherheitsanalysen voll umfänglich begonnen haben. Vor diesem Hintergrund war zu entscheiden, ob das durch die Brennelemente des RFR veränderte Abfallmengenspektrum zu einer Anpassung des Endlagerkonzepts und einem entsprechenden Neustart der Sicherheitsanalysen im Vorhaben VSG führen muss. Vor dem Hintergrund der Anzahl der zusätzlichen Abfallgebinde (18 CASTOR[®] MTR2) sowie ihrer grundlegenden Eigenschaften wurde diese Frage abschlägig entschieden.

Sollte sich in den kommenden Jahrzehnten herausstellen, dass der bestrahlte Brennstoff aus dem Betrieb des RFR tatsächlich in Deutschland verbleibt und direkt endzulagern sein wird, stellt er von der Menge und seinen Eigenschaften her keine Größe dar, die einen relevanten Einfluss auf die vorläufigen Sicherheitsanalysen hat. Vor diesem Hintergrund ist es vertretbar, die bestrahlten RFR-Brennelemente in den weiteren Analysen zum Vorhaben VSG nicht weiter zu berücksichtigen.

Damit sind für das Mengengerüst für das Vorhaben VSG nur die Brennelemente des FRM II und ggf. die nach 2016 anfallenden Brennelemente der Forschungsreaktoren FRMZ und BER II zu berücksichtigen. Während für den BER II die in der Betriebszeit nach 2016 anfallenden abgebrannten Brennelemente bzgl. Menge und Aktivität abgeschätzt werden konnten, wurde für den FRMZ lediglich die Aussage getroffen, dass ein CASTOR[®]-Behälter mit 89 Brennelementen erwartet wird. Aufgrund der fehlenden Angaben zur Aktivität, des kleinen Beitrags zum gesamten innerhalb des Vorhabens VSG berücksichtigten Mengengerüsts und der Erwartung, dass diese Brennelemente von den USA zurückgenommen werden, wird daher der FRMZ nicht berücksichtigt.

Als abgebrannte Brennelemente aus Prototypreaktoren werden die Brennelemente der Hochtemperaturreaktoren AVR und THTR 300 sowie die nicht wiederaufarbeitbaren Brennelemente des KNK II und der NS Otto Hahn betrachtet.

Eine mengenmäßige Zusammenfassung der abgebrannten Brennelemente aus Forschungs- und Prototypreaktoren mit Angabe der Verpackungen wird in Tabelle 4.1 gegeben. Angaben zur Aktivität und Wärmeleistung sind in den folgenden Unterkapiteln enthalten.

Tab. 4.1 Mengengerüst abgebrannter Brennelemente aus Forschungs- und Prototypreaktoren

Anlage	Abfallart	Verpackung	Volumen (brutto) [m ³]
AVR	288.161 BE-Kugeln	152 CASTOR [®] -THTR/AVR	656
THTR 300	617.606 BE-Kugeln	305 CASTOR [®] -THTR/AVR	1312
KNK II + Otto Hahn	2484 KNK II-Brennstäbe + 52 Otto Hahn Brennstäbe	4 CASTOR [®] KNK	15,4
FRM II	ca. 120 – 150 MTR BE	30 CASTOR [®] MTR	75
BER II (ohne Vertragsverlängerung)	ca. 120 MTR BE (12 pro Jahr)	20 CASTOR [®] MTR	50

Die nachfolgenden radiologischen Spezifikationen beziehen sich auf verfügbare Informationen zu dem bestrahlten Brennstoff. Insofern ist die Darstellung nicht konsistent mit den Angaben zu den bestrahlten Brennelementen aus Leistungsreaktoren sowie den Wiederaufarbeitungsabfällen.

4.1 Bestrahlte Brennelemente aus dem AVR

Bei den Brennelementen des Hochtemperaturreaktors AVR handelt es sich um Graphitkugeln mit einem Durchmesser von 6 cm, in die der Brennstoff in Form von beschichteten Partikeln (Coated Particles) eingebettet ist. Derzeit werden die bestrahlten Brennelementkugeln in 304 Trockenlagerkannen (TLK), die in 152 CASTOR[®]-Behältern eingestellt sind, in einem Zwischenlager auf dem Gelände des FZJ gelagert.

Im Forschungszentrum Jülich GmbH liegen die Daten zu den abgebrannten Brennelementen aus dem AVR vor. In der Datenbank sind die nuklidspezifischen Aktivitäten für Zeitpunkte vom Bestrahlungsende bis eine Mio. Jahre für alle 304 TLK enthalten. Diese TLK-spezifischen Daten wurden zu einem mittleren nuklidspezifischen Aktivitätsinventar pro CASTOR[®]-Behälter umgerechnet, für das für jeden betrachteten Zeitpunkt die Wärmeleistung bestimmt wurde. In Tabelle 4.2 sind die mittlere Gesamtaktivität und

die resultierende Wärmeleistung für die betrachteten Zeitpunkte dargestellt. Die nuklid-spezifischen Aktivitäten finden sich auf der CD im Anhang⁸.

Tab. 4.2 Mittlere Gesamtaktivität und Wärmeleistung der AVR-Brennelemente pro CASTOR[®]-Behälter

AVR	Abklingzeitpunkt							
	Bestr. Ende	Ende 2010	Ende 2013	Ende 2020	Ende 2030	Ende 2050	Ende 2070	Ende 2100
[Bq]/CASTOR [®]	3,08E+15	4,58E+14	4,26E+14	3,59E+14	2,82E+14	1,76E+14	1,10E+14	5,52E+13
[W]/CASTOR [®]	7,00E+02	7,58E+01	7,07E+01	5,99E+01	4,76E+01	3,05E+01	1,97E+01	1,07E+01
AVR	Abklingzeit [a]							
	300	1.000	3.000	10.000	30.000	100.000	300.000	1 Mio.
[Bq]/CASTOR [®]	1,90E+12	4,59E+11	3,52E+11	4,58E+11	5,27E+11	4,14E+11	1,79E+11	1,79E+10
[W]/CASTOR [®]	1,11E+00	3,38E-01	2,33E-01	3,09E-01	3,59E-01	2,80E-01	1,16E-01	7,25E-03

4.2 Bestrahlte Brennelemente aus dem THTR 300

Die Brennelemente des Hochtemperaturreaktors THTR 300 entsprechen in etwa denen des Hochtemperaturreaktors AVR (Kap. 4.1). Die Brennstoffkerne eines frischen Brennelements bestanden aus 93 % angereichertem ²³⁵U als UO₂ und ²³²Th in der Form von ThO₂. Ein Brennelement setzt sich zusammen aus 192 g Kohlenstoff (Graphit), 1,032 g hoch angereichertem Uran und 10,2 g Thorium /HKG 11/.

Nach der Stilllegung wurden die Kugelbrennelemente aus dem Reaktorkern abgezogen und in CASTOR[®]-Behälter verpackt zum Zwischenlager Ahaus transportiert. Insgesamt wurden 305 CASTOR[®]-Behälter nach Ahaus verbracht /HKG 11/.

Für die Brennelemente des THTR 300 liegen die Brennelement-Daten zum Referenzdatum 31.12.1993 vor. Auf der Grundlage dieser Daten wurde von der GRS für das Vorhaben VSG eine OREST-Abbrandrechnung durchgeführt. Die Aktivitäten und die

⁸ Die Daten finden sich dort unter „Abfälle aus der Nutzung von Forschungs- und Prototypreaktoren\AVR“.

Wärmeleistung wurden für zehn Zeitpunkte bis 50 Jahre nach dem Entladezeitpunkt berechnet.

Tabelle 4.3 zeigt die Gesamtaktivität und die Wärmeleistung für den Zeitpunkt der Entladung ($t = 0$ entspricht 31.12.1993) und die 10 Zeitpunkte bis $t = 50$ a.

Tab. 4.3 Mittlere Gesamtaktivität und Wärmeleistung der THTR 300-Brennelemente pro CASTOR[®]-Behälter

THTR	Abklingzeit [a]						
	0	5	10	20	30	40	50
[Bq]/CASTOR [®]	5,15E+17	6,91E+14	4,71E+14	3,47E+14	2,72E+14	2,14E+14	1,69E+14
[W]/CASTOR [®]	1,46E+05	5,82E+01	3,87E+01	2,93E+01	2,33E+01	1,87E+01	1,50E+01

Die nuklidspezifischen Aktivitäten sind auf der CD im Anhang⁹ verfügbar.

4.3 Bestrahlte Brennelemente aus dem KNK II und der NS Otto Hahn

Der größte Teil der Brennelemente der Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage (KNK) sowie der NS Otto Hahn wurden wiederaufgearbeitet. Die rückzuführenden Wiederaufarbeitungsabfälle sind in den in Kapitel 3 beschriebenen Abfällen aus der Wiederaufarbeitung enthalten. Die 2484 Brennstäbe des KNK II sowie 52 Brennstäbe der Otto-Hahn konnten jedoch nicht aufgearbeitet werden und wurden im Dezember 2010 in vier CASTOR[®]-Behältern in das ZLN nach Greifswald geliefert. Im Rahmen des Vorhabens VSG sind diese Brennelemente bzw. Brennstäbe zur direkten Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle zu berücksichtigen.

Zu jedem der vier CASTOR[®] Behälter wurden detaillierte Daten zum Aktivitätsinventar und zur Nachzerfallsleistung für das Bezugsdatum 2008 von der Energiewerke Nord GmbH (EWN) bereitgestellt /WTI 08/. Für die Jahre 2018 bis 2058 wurden mit dem Reststofffluss-Verfolgungs- und Dokumentationssystem (ReVK) /IST 03/ die Aktivität und die Wärmeleistung in 10-Jahresschritten berechnet. Für das Vorhaben VSG wurden aus den Daten der vier CASTOR[®] Behälter gemittelte Werte für einen Behälter

⁹ Die Daten finden sich dort unter „Abfälle aus der Nutzung von Forschungs- und Prototypreaktoren\THTR“.

errechnet. Tabelle 4.4 gibt die gemittelten Gesamtaktivitäten und die Wärmeleistung wieder (t = 0 entspricht 31.12.2008).

Tab. 4.4 Mittlere Gesamtaktivität und Wärmeleistung pro CASTOR®-Behälter mit KNK II Brennelementen und Otto Hahn Brennstäben (2008)

KNK II und NS Otto Hahn	Abklingzeit [a]					
	0	10	20	30	40	50
[Bq]/ CASTOR®	2,63E+15	2,22E+15	1,62E+15	1,22E+15	9,44E+14	7,57E+14
[W]/ CASTOR®	2,54E+02	3,46E+02	3,28E+02	3,11E+02	2,97E+02	2,84E+02

Die nuklidspezifischen Aktivitäten sind auf der CD im Anhang¹⁰ verfügbar.

4.4 Forschungsreaktor BER II

Aus dem Betrieb des Forschungsreaktors BER II (Berliner Experimentier-Reaktor II) nach 2016 werden ca. 120 MTR-Brennelemente erwartet, die für das im Rahmen des Vorhabens VSG betrachteten Mengengerüsts berücksichtigt werden. Es ist geplant, je sechs Brennelemente in einen CASTOR® MTR zu verpacken.

Informationen zu den Aktivitäten der Transurane und zur Gesamtaktivität von 52 bestrahlten Brennelementen liegen beim Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie GmbH vor. Da es sich beim BER II um einen leichtwassermoderierten Reaktor handelt, wurden die nuklidspezifischen Aktivitäten über repräsentative OREST-Rechnungen für LWR abgeschätzt. Für das so ermittelte Nuklidspektrum wurde die zeitliche Entwicklung der nuklidspezifischen Aktivitäten und der Wärmeleistung berechnet.

In Tabelle 4.5 sind die gemittelten Daten für die Aktivität und die Wärmeleistung eines BER II-Brennelements zusammengestellt.

¹⁰ Die Daten finden sich unter „Abfälle aus der Nutzung von Forschungs- und Prototypreaktoren\KNK-II“.

Tab. 4.5 Gesamtaktivität und Wärmeleistung eines BER II-Brennelements für unterschiedliche Abklingzeiten

BER II	Abklingzeit [a]						
	0	5	10	20	30	40	50
[Bq]/BE	3,0E+16	1,1E+14	7,6E+13	5,4E+13	4,1E+13	2,5E+13	7,8E+12
[W]/BE	4,1E+03	5,3E+00	3,4E+00	2,6E+00	2,1E+00	1,5E+00	8,0E-01

Die nuklidspezifischen Aktivitäten sind auf der CD im Anhang¹¹ verfügbar.

4.5 Forschungsreaktor FRM II

Für die Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz (auch Forschungsreaktor München II, kurz FRM II) liegen Daten über die nuklidspezifischen Aktivitäten eines bestrahlten Brennelements nach Einsatz von 60 Tagen Volllastbetrieb vor. Aus diesen nuklidspezifischen Aktivitäten wurden die Nachzerfallsleistungen und die Gesamtaktivität für Abklingzeiten bis 10.000 a berechnet (Tab. 4.6).

Für die gesamte Betriebsdauer wird mit 120 bis 150 Brennelementen gerechnet.

Tab. 4.6 Gesamtaktivität und Wärmeleistung eines FRM II Brennelements für unterschiedliche Abklingzeiten

FRM II	Abklingzeit [a]							
	0,316	1	10	100	200	500	1.000	10.000
[Bq]/BE	3,8E+16	6,6E+15	4,9E+14	5,3E+13	5,4E+12	1,3E+11	8,3E+10	6,0E+10
[W]/BE	7,0E+03	1,5E+03	7,5E+01	8,4E+00	8,8E-01	6,6E-02	5,0E-02	3,2E-02

Die nuklidspezifischen Aktivitäten sind auf der CD im Anhang¹² verfügbar.

¹¹ Die Daten finden sich unter „Abfälle aus der Nutzung von Forschungs- und Prototypreaktoren\BER-II“.

¹² Die Daten finden sich unter „Abfälle aus der Nutzung von Forschungs- und Prototypreaktoren\FRM-II“.

5 Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

Es kann nicht ausgeschlossen werden, dass zusätzlich zu den wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen auch radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung eingelagert werden müssen. Im Vorhaben VSG wird geprüft, ob und unter welchen Randbedingungen die Endlagerung radioaktiver wärmeproduzierender Abfälle und radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in einem Endlager, jedoch in separaten Bereichen, möglich ist. Die Randbedingungen des Vorhabens VSG sehen vor, dass dieser Sachverhalt als Option in den durchzuführenden Sicherheitsanalysen berücksichtigt wird. Folgende Abfallströme könnten in diesem Zusammenhang relevant werden:

- graphithaltige Abfälle,
- verpresste Strukturteile aus der Brennelementkonditionierung,
- Urantails aus der Urananreicherung sowie
- sonstige radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die z. B. aufgrund ihrer radiologischen Eigenschaften nicht in einem anderen Endlager endgelagert werden können.

Mit Ausnahme der verpressten Strukturteile lassen sich zu den genannten Abfallströmen keine konkreten Aussagen zu den Mengen sowie zu den stofflichen und radiologischen Eigenschaften ableiten. Die verpressten Strukturteile sind hinsichtlich ihrer stofflichen Zusammensetzung und ihres radiologischen Inventars weitestgehend durch die Abbrand- und Aktivierungsrechnungen bestimmt worden (Kap. 3). Für die übrigen Abfallströme kommt es darauf an, plausible Annahmen zu treffen.

Die in den nachfolgenden Unterkapiteln spezifizierten Behälter sind Vorschläge für eine endlagergerechte Konditionierung. Sie stellen keine Vorgaben für das zu entwickelnde Endlagerkonzept dar. Aus konzeptionellen Gründen können ggf. auch andere Endlagerbehälter zum Einsatz kommen.

5.1 Graphithaltige Abfälle

Für Graphit bzw. graphithaltige Abfälle, die aus dem Rückbau von Hochtemperaturreaktoren stammen, kann die Notwendigkeit für eine Entsorgung in einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle nicht ausgeschlossen werden. Der Grund wäre für diese

Abfälle nicht die Wärmeentwicklung, sondern das relativ hohe Inventar der Radionuklide ^{14}C und ^3H .

Es wird ein zu erwartendes Abfallvolumen von 1.000 m^3 Graphit bzw. graphithaltige Abfälle abgeschätzt. Bei den graphithaltigen Abfällen handelt es sich primär um Kohlestein, der in Hochtemperaturreaktoren als Neutronenreflektor eingesetzt wurde. Das genannte Volumen berücksichtigt auch zusätzliche Mengen an Graphit bzw. graphithaltigen Abfällen, die bereits in Fässern oder MOSAIK[®]-Behältern konditioniert wurden. Den Rohabfällen wird eine mittlere Dichte von $2,2\text{ g/cm}^3$ unterstellt.

5.1.1 Abfallgebinde mit Graphit bzw. graphithaltigen Abfällen

Für Graphit bzw. graphithaltige Abfälle werden als Endlagerbehälter MOSAIK[®]-Behälter vorgeschlagen. Der Behälterkörper, der Behälterdeckel mit Verschraubung und die innere Elastomerdichtung bilden die dichte Umschließung. Das Dichtheitskriterium beträgt $10^{-4}\text{ hPa}\cdot\text{l/s}$. Die spezifizierte Dichtheit der Endlagerbehälter ist für die Graphit- bzw. graphithaltigen Abfälle während der Betriebsphase des Endlagers von besonderer Bedeutung. Denn nur eine dichte Verpackung bietet eine spezifizierbare Rückhaltung für die Freisetzung flüchtiger gasförmiger Radionuklide. Eine zusätzliche Bleiauskleidung der MOSAIK[®]-Behälter wird bei der Endlagerverpackung von Graphit bzw. den graphithaltigen Abfällen nicht zum Einsatz kommen. In Tabelle 5.1 sind die Daten zu den Abfallgebinden der graphithaltigen Abfälle zusammengefasst.

Tab. 5.1 Spezifizierung der Endlagerbehälter für Graphit- bzw. graphithaltige Abfälle

Parameter	Spezifizierung
Abfallvolumen (netto)	1.000 m ³
Abfallvolumen (brutto)	2.900 m ³
Endlagerbehälter-Typ	MOSAIK®-Behälter, Konrad-Gussbehälter Typ II
Anzahl	2.300
Bruttovolumen	1,3 m ³
Nettovolumen	angenommen 0,44 m ³ (max. 0,49 m ³)
Außendurchmesser	1.060 mm
Außenhöhe	1.500 mm
Innendurchmesser	740 mm
Innenhöhe	1.140 mm
Leermasse	5.880 kg
Beladung je Endlagerbehälter	ca. 970 kg
Max. zulässige Bruttomasse	9.890 kg

5.1.2 Stoffliche Charakterisierung von Graphit bzw. graphithaltigen Abfällen

Die Graphit- bzw. graphithaltigen Abfälle werden ohne Fixierungsmittel in MOSAIK®- bzw. Gussbehälter konditioniert. Die stoffliche Zusammensetzung der Abfallgebände wird insofern durch die Behältermaterialien und den Rohabfall gekennzeichnet. Für die chemischen Prozesse in der Nachbetriebsphase ist das Inventar an Wasser in den Abfällen relevant. Eine belastbare Angabe liegt hierzu für die graphithaltigen Abfälle nicht vor. Für die Rohabfälle wurde eine minimale Restfeuchte von 0,5 % bezogen auf die Masse angesetzt. Einen Überblick über die stoffliche Zusammensetzung der in MOSAIK®-Behälter konditionierten 1.000 m³ Graphit bzw. graphithaltigen Abfällen gibt die Tabelle 5.2.

Tab. 5.2 Stoffliche Charakterisierung der Graphit bzw. graphithaltigen Abfälle inkl. endlagergerechte Verpackung

Komponente	Inhaltsstoff	Masse [Mg]
Endlagerbehälter	Stahl/Eisen	13.519
	Harze (Beschichtung)	5
Verfüllmatrix/ Fixierungsmittel	Keine Verfüllmatrix oder Fixierungsmaterial	
Inventar der Abfälle	Kohlestein	1.540
	Graphit	660
Wasserinventar im Abfallprodukt	Gebundenes Wasser	-
	Porenwasser	-
	Nicht klassifiziertes Wasser	-
	Kristallwasser	-
	Restfeuchte (ca. 0,5 Massen-%)	10
Sonstiges/Bemerkungen	Mittlere Dichte des Graphits bzw. der graphithaltigen Abfälle 2,2 g/cm ³	

5.1.3 Radiologische Charakterisierung der graphithaltigen Abfälle

Für die nuklidspezifische Charakterisierung der graphithaltigen radioaktiven Abfälle liegen Angaben zur Aktivitätssituation für den Reaktorbehälter des AVR vor /EWN 11/. Hier sind insbesondere die Angaben für die Kohlesteineinbauten relevant. Diese Werte werden behelfsweise für die Charakterisierung der 1.000 m³ herangezogen. Die entsprechenden Werte sind in Tabelle 5.3 dargestellt.

Tab. 5.3 Radiologische Charakterisierung von Graphit bzw. graphithaltigen Abfällen (Stand: 2009)

Radionuklidinventar von Graphit bzw. graphitartigen Abfällen			
Radionuklid	Aktivität [Bq]	Radionuklid	Aktivität [Bq]
H-3	2,5E+15	Sr-90/Y-90	1,6E+13
C-14	2,8E+14	Cs-137	3,2E+12
Cl-36	5,8E+10	Eu-154	1,1E+11
Co-60	7,1E+13		

5.2 Verpresste Strukturteile aus der Brennelementkonditionierung

Die im Vorhaben VSG berücksichtigten Endlagerkonzepte sehen vor, bestrahlte Brennstäbe ohne die Brennelement-Strukturteile entweder in POLLUX-Behälter (Streckenlagerung) oder in Brennstabkokillen (Bohrlochlagerung) endzulagern. Beide Konzepte bedingen die Trennung der Brennstäbe von den Brennelement-Strukturteilen. Die Brennelement-Strukturteile sind durch den Neutronenfluss im Reaktor aktiviert und sollen nach Abtrennung endgelagert werden.

5.2.1 Abfallgebinde mit Brennelement-Strukturteilen

Die Brennelement-Strukturteile werden vor ihrer Verpackung in Endlagerbehälter zur Volumenreduktion kompaktiert. Zur Endlagerung werden die kompaktierten Strukturteile in MOSAIK[®]-Behälter eingebracht. MOSAIK[®]-Behälter sind zylinderförmige Behälter aus Gusseisen mit Kugelgraphit. Der Behälterkörper, der Behälterdeckel mit Verschraubung und die innere Elastomerdichtung bilden eine dichte Umschließung. Das Dichtheitskriterium hierfür beträgt 10^{-4} hPa*I/s (Leckrate).

Zur Abschirmung ionisierender Strahlung kann bei MOSAIK[®]-Behältern eine standardisierte Bleiauskleidung in verschiedenen Stärken zum Einsatz kommen. Das zulässige Inventar von MOSAIK[®]-Behältern wird in der verkehrsrechtlichen Zulassung als Typ B(U)-Behälter u. a. durch die maximal zulässigen Einzelnuclidaktivitäten in Abhängigkeit von der Stärke der Bleiabschirmung begrenzt. Bei der Verpackung der Brennelement-Strukturteile wird die maximal mögliche Bleiauskleidung von 120 mm unterstellt. Da die maximale Bruttomasse des Behälters 9.890 kg beträgt, ergeben sich bei einem Leergewicht des Behälters von 5.880 kg und einer notwendigen Masse von 3.600 kg für die Bleiauskleidung eine maximal zulässige Beladung von 410 kg für die Brennelement-Strukturteile. In der Tabelle 5.4 sind die Eckdaten für die Abfallgebinde mit den verpressten Strukturteilen, wie sie im Vorhaben VSG zu berücksichtigen sind, zusammengefasst.

Tab. 5.4 Spezifizierung der Endlagerbehälter für verpresste Brennelement-Strukturteile

Parameter	Spezifizierung
Abfallvolumen (netto)	430 m ³
Abfallvolumen (brutto)	3.425 m ³
Endlagerbehälter-Typ	MOSAIK [®] -Behälter
Anzahl	2.620
Bruttovolumen	1,3 m ³
Bleieinsatz	120 mm
Nettovolumen	0,165 m ³
Außendurchmesser	1.060 mm
Außenhöhe	1.500 mm
Innendurchmesser ohne Bleieinsatz	740 mm
Innenhöhe ohne Bleieinsatz	1.140 mm
Leermasse Endlagerbehälter	5.880 kg
Bleiabschirmung je Endlagerbehälter	3.600 kg
Beladung je Endlagerbehälter	ca. 350 kg
max. zulässige Bruttomasse	9.890 kg

5.2.2 Stoffliche Charakterisierung der Abfallbinde mit Brennelement-Strukturteilen

Zur Ermittlung der chemischen Zusammensetzung der Brennelement-Strukturteile werden die Angaben und Massen eines DWR-BE herangezogen /THO 09/. In der Tabelle 5.5 sind Werkstoffe und Massen der Hüllrohre und Strukturteile eines DWR-Brennelements dargestellt. Da die Hüllrohre als Bestandteil der Brennstäbe endgelagert werden, ist bei der Berechnung der chemischen Zusammensetzung nur der Massenanteil der Strukturteile ohne Hüllrohre heranzuziehen.

Tab. 5.5 Werkstoffe und Massen der Hüllrohre und Strukturteile eines DWR-BE

Werkstoff	Massen der Hüllrohre und Strukturteile eines DWR-BE		Massen der Strukturteile eines DWR-BE	
	[kg]	[Massen-%]	[kg]	[Massen-%]
Zr-Alloy/Zry-4	189,62	82,14	32,88	44,4
Inc X-750	3,1	1,34	3,1	4,2
Inc 718	1,34	0,58	1,34	1,8
1.4541	32,31	14	32,31	43,6
1.4568	4,48	1,94	4,48	6
Summe	230,85	100	74,11	100

Die Elementzusammensetzung der Werkstoffe Inc X-750, Inc 718, 1.4541 und 1.4568 (Tab. 3.8) gewichtet mit deren Massenanteilen eines DWR-BE ohne Hüllrohre und der Anzahl der prognostizierten Brennelemente ergibt das stoffliche Inventar des Abfallkontingents Brennelement-Strukturteile ohne Verpackung. In Tabelle 5.6 wird zusätzlich noch die stoffliche Beschreibung der endlagergerechten Verpackung hinzugefügt und eine Restfeuchte im Abfallprodukt von 0,5 Massen-% unterstellt.

Tab. 5.6 Stoffliche Charakterisierung der verpressten Strukturteile inkl. Endlagergerechter Verpackung

Komponente	Inhaltsstoff	Masse [Mg]
Endlagerbehälter	Stahl/Eisen	15.388
	Blei	9.421
	Harze	5,5
Verfüllmatrix/Fixierungsmittel	keine Verfüllmatrix oder Fixierungsmaterial	
Inventar der Abfälle	Kohlenstoff	0,8
	Silizium	8,2
	Chrom	162,2
	Molybdän	0,9
	Nickel	146,5
	Aluminium	2,2
	Niob	2,3
	Titan	5,6
	Eisen	568,6
	Mangan	15,3
	Phosphor	0,4
	Schwefel	0,2
	Kobalt	1,8
Wasserinventar im Abfallprodukt	gebundenes Wasser	-
	Porenwasser	-
	nicht klassifiziertes Wasser	-
	Kristallwasser	-
	Restfeuchte (ca. 0,5 Massen-%)	5

5.2.3 Radiologische Charakterisierung der Brennelement-Strukturteile

Für die Hüllrohre und Strukturteile von DWR-Brennelementen wurden im Rahmen des Vorhabens VSG Aktivierungsrechnungen für einen unterstellten Abbrand von 55 GWd/tSM durchgeführt (Kap. 3). Die Aktivierungsrechnungen, die für drei Zonen des bestrahlten Brennelements durchgeführt wurden, erlauben eine Abschätzung zwischen der Aktivierung des Hüllrohrmaterials der Brennstäbe sowie der Materialien des Brennelementskeletts, die bei der Konditionierung der Brennelemente zur direkten

Endlagerung anfallen und konzeptionell im Vorhaben VSG kompaktiert in MOSAIK®-Behälter endgelagert werden.

Die Aktivierungsrechnungen wurden für DWR UO₂ und MOX-Brennelemente durchgeführt. Ergebnis dieser Rechnungen sind nuklidspezifische Aktivitätsangaben bzw. Wärmeleistungen pro tSM. Unter Berücksichtigung der jeweiligen tSM wurden diese Werte für die zu berücksichtigenden Reaktortypen verwendet, um die Gesamtaktivität bzw. die Wärmeleistung der MOSAIK®-Behälter zu bestimmen. Die Ergebnisse dieser Rechnungen sind in Tabelle 5.7 dargestellt. Die Übertragung der Ergebnisse aus den Aktivierungsrechnungen für DWR-Brennelemente auf SWR- bzw. WWER-Brennelemente, wie es für die Abschätzung der Aktivität und der Wärmeleistung der MOSAIK®-Behälter erfolgt ist, führt zu einer Überschätzung der real zu erwartenden Verhältnisse. Die Ergebnisse in Tabelle 5.7 sind daher als abdeckend einzustufen.

Die nuklidspezifischen Angaben zum Inventar der MOSAIK®-Behälter finden sich auf der CD im Anhang¹³.

¹³ Die Daten finden sich unter „Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung\Verpresste Strukturteile“.

Tab. 5.7 Gesamtaktivität und Wärmeleistung der MOSAIK®-Behälter mit verpressten Strukturteilen in Abhängigkeit von der Zeit der Abklingzeit nach der Entnahme der bestrahlten Brennelemente aus dem Reaktor

Abklingzeit [a] nach Entladung (0a)																		
	0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	500	1.000	5.000	10.000	50.000	100.000	1.000.000
Summe über 2.620 MOSAIK®-Behälter																		
[Bq] Gesamt	1,6E+19	3,4E+18	1,0E+17	5,2E+16	3,9E+16	3,4E+16	3,1E+16	2,9E+16	2,6E+16	2,4E+16	2,3E+16	1,7E+15	4,7E+14	4,2E+14	3,9E+14	2,4E+14	1,5E+14	1,7E+12
[W] Gesamt	3,4E+06	8,1E+04	2,4E+04	6,6E+03	1,8E+03	5,8E+02	2,3E+02	1,3E+02	1,0E+02	9,2E+01	8,4E+01	2,6E+01	2,3E+01	2,0E+01	1,7E+01	4,5E+00	9,2E-01	1,2E-02
Mittelwert in einem MOSAIK®-Behälter																		
[Bq]/MOSAIK®	6,1E+15	1,3E+15	4,0E+13	2,0E+13	1,5E+13	1,3E+13	1,2E+13	1,1E+13	1,0E+13	9,3E+12	8,7E+12	6,5E+11	1,8E+11	1,6E+11	1,5E+11	9,2E+10	5,6E+10	6,6E+08
[W]/MOSAIK®	1,3E+03	3,1E+01	9,2E+00	2,5E+00	7,0E-01	2,2E-01	8,8E-02	5,1E-02	3,9E-02	3,5E-02	3,2E-02	1,0E-02	8,7E-03	7,5E-03	6,3E-03	1,7E-03	3,5E-04	4,5E-06

5.3 Urantails aus der Brennelementherstellung

Bei der Urananreicherung entstehen zwei Fraktionen, beide in Form der chemischen Verbindung Uranhexafluorid (UF_6). Die eine Fraktion ist mit dem Isotop ^{235}U angereichert, die andere abgereichert. Natururan enthält etwa 0,7 Massen-% des mit thermischen Neutronen spaltbaren Isotops ^{235}U , der Rest ist ^{238}U , neben Spuren von ^{234}U . Für die Verwendung als Kernbrennstoff in Leichtwasserreaktoren ist eine Anreicherung auf einen Gehalt von 3 - 5 Massen-% des Isotops ^{235}U erforderlich. Das bei der Isotopentrennung anfallende abgereicherte Uran wird „Tails“ genannt.

Derzeit handelt es sich bei den Urantails nicht um radioaktiven Abfall, sondern um einen Reststoff. Das abgereicherte Uran kann kurz- und mittelfristig für weitere Anreicherungsprozesse verwendet werden, da in ihm noch ^{235}U vorhanden ist. Der Abreicherungsgrad wird u. a. durch den Weltmarktpreis für Uran bestimmt. Selbst bei einer wiederholten Abreicherung fallen abschließend große Mengen abgereichertes Uran an, welche außerhalb der Kerntechnik nicht oder nur in geringem Maße ihre Anwendung finden. Abgereichertes Uran muss aufgrund seiner radioaktiven und chemotoxischen Eigenschaften und der fehlenden Nachnutzung ggf. als radioaktiver Abfall entsorgt werden. In den USA werden die Urantails als schwach radioaktiver Abfall eingestuft

Da es sich herausstellen kann, dass eine Nutzungsmöglichkeit für die anfallenden Urantails nicht gegeben ist, ist es notwendig, die Mengen der anfallenden Urantails abzuschätzen und zu prüfen, ob eine Endlagerung in einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle theoretisch möglich ist. Verschiedene Forschungsberichte wie z. B. /COL 07/, geben die Empfehlung, bei künftigen Arbeiten und Forschungsvorhaben hinsichtlich Standortsuche und Realisierungsmöglichkeiten eines Endlagers für wärmeentwickelnde Abfälle, die Aktivitätsinventare und das potentielle Abfallvolumen der Urantails zu berücksichtigen. Daher wurden die bei der Urananreicherung anfallenden Urantails in die Konzepte und Rechnungen des Vorhabens VSG mit einbezogen.

Die für das Vorhaben VSG zu berücksichtigenden Urantails fallen ausschließlich bei der Urenco Deutschland GmbH an, einem Tochterunternehmen der Urenco Enrichment Company Limited. Dieses international agierende Unternehmen ist als Dienstleister für Kernkraftwerksbetreiber weltweit tätig und bietet die Anreicherung von Uran an. Urenco-Anlagen sind zurzeit in Großbritannien, in den Niederlanden, in Deutschland und in den USA in Betrieb. Der deutsche Urenco-Standort ist Gronau in Westfalen, an dem seit 1985 Anlagen in Betrieb sind, die nach dem Zentrifugenverfahren Uran anrei-

chern. Die erste Urantrennanlage in Gronau, die so genannte UTA-1, erreichte Ende 2005 ihre volle Trennleistung von 1.800 t Urantrennarbeit/a (UTA/a). Im Frühjahr desselben Jahres wurden die Errichtung und der Betrieb einer zweiten Anlage genehmigt, welche die Gesamtkapazität am Standort auf 4.500 t UTA/a ausweitet. Mit dem Bau dieser Anlage, der UTA-2, wurde im Sommer 2005 begonnen. Im Herbst 2010 waren drei der fünf Module fertiggestellt und in Betrieb. Mit der vollständigen Ausschöpfung der 4.500 t UTA/a wird ab dem Jahr 2011 gerechnet.

Die Urenco Deutschland GmbH arbeitet mit ca. 80 % ihrer Trennleistung für internationale Auftraggeber. Die bei Anreicherungsprozessen für das Ausland anfallenden Urantails verbleiben in Deutschland im Verantwortungsbereich der Urenco. Die Menge möglicherweise als Abfall anfallender Tails bei der Urenco Deutschland GmbH steht somit mit der dort genehmigten Trennleistung und den Vereinbarungen mit den Auftraggebern zur Rücknahme der Urantails in Kausalzusammenhang, aber nicht mit dem Verbrauch von Kernbrennstoff in deutschen Kernkraftwerken.

In Deutschland fallen bei der Urananreicherung jährlich etwa 10.000 Mg Urantails in Form des Hexafluorids (UF_6) mit einem Anteil von ca. 0,2°-0,3 Massen-% ^{235}U an /URE 02/. Das entspricht nach der Konvertierung zu Uranoxid ca. 7.235 Mg (Form U_3O_8). Die Konvertierung zu Uranoxid ist nicht am Standort Gronau möglich, sondern könnte derzeit nur im Auftrag der Urenco Deutschland GmbH bei der französischen Firma COGEMA (Compagnie Générale des Matières Nucléaires) in Marcoule geschehen.

Die Genehmigung der Urenco Deutschland GmbH bzgl. der Trennleistung von 4.500 Mg ist zeitlich unbefristet. Die maximal am Standort Gronau zu lagernden Massen an abgereichertem Uran in Form von UF_6 und U_3O_8 sind jedoch durch die atomrechtliche Genehmigung der Anlage begrenzt /URE 02/. Auf Grundlage dieser Beschränkung der momentanen Lagerkapazitäten wurde für das Vorhaben VSG ein zu berücksichtigendes Nettovolumen von 35.000 m³ festgelegt.

Als Endlagerform für die Urantails wurde aus Kosten- und Sicherheitsgründen Uranoxid (U_3O_8) unterstellt. Eine alternative Endlagerungsform der Urantails in metallischer Form würde zwar das Volumen reduzieren, ist jedoch technisch schwierig und wirtschaftlich aufwendig. U_3O_8 ist bei den gegebenen Umgebungsbedingungen wasserunlöslich und entsteht bei der Oxidation von UO_2 und UO_3 .

Um eine Volumenangabe für Uranoxid geben zu können, muss eine realistische Dichte für U_3O_8 unterstellt werden. Die Feststoffdichte von U_3O_8 beträgt $8,3 \text{ g/cm}^3$. Die Trockendichte von Pulver oder Granulat, welche eher der Endlagerform entsprechen wird, beträgt zwischen $1,5 \text{ g/cm}^3$ und $4,0 \text{ g/cm}^3$. Für die Prognose wurde eine Trockendichte von $3,2 \text{ g/cm}^3$ angenommen. Dieser Wert entspricht den Erfahrungswerten der Urenco bei der Lagerung von Uranoxid U_3O_8 als ein vorverdichtetes Pulver /URE 02/.

5.3.1 Behälter der Urantails

Für die endlagergerechte Verpackung der Urantails werden Stahlblechcontainer bzw. Konrad-Container (KC) vom Typ VI unterstellt. Die quaderförmigen Abfallbehälter haben eine Länge von 1.600 mm, eine Breite von 2.000 mm und eine Höhe von 1.700 mm /BRE 95/. Das Eigengewicht des KC VI beträgt ca. 1.350 kg.

Bei der Verpackung in Stahlblechcontainer ist zu berücksichtigen, dass eine nicht zu vernachlässigende Gasfreisetzung des radioaktiven Gases ^{222}Rn aus den späteren Abfallgebinden zu unterstellen ist. Die unterstellten Stahlblechcontainer sind keine Verpackungsart mit spezifizierter Dichtheit. In Tabelle 5.8 sind die sich ergebenden Randbedingungen für die Endlagerung der Urantails in den KC zusammengefasst.

Tab. 5.8 Spezifizierung der Endlagerbehälter für Urantails

Parameter	Spezifizierung
Abfallvolumen gesamt(netto)	35.000 m^3
Abfallvolumen gesamt(brutto)	38.970 m^3
Endlagerbehälter-Typ	Stahlblechcontainer, Konrad-Container Typ VI
Anzahl	7.217
Bruttovolumen	$5,4 \text{ m}^3$
Nettovolumen	$4,85 \text{ m}^3$
Leermasse Endlagerbehälter	1.350 kg
Tails pro Endlagerbehälter	15.520 kg
max. zulässige Bruttomasse	20.000 kg
Länge·Breite·Höhe	1.600 mm·2.000 mm·1.700 mm

5.3.2 Stoffliche Charakterisierung der Urantails

Mit der Endlagerung der Urantails werden Stoffe in das Endlager eingebracht, die das Langzeitverhalten des Endlagers durch chemische Reaktionen, z. B. Korrosion der Metallbehälter, beeinflussen können. Die stoffliche Zusammensetzung der endlagergerecht konditionierten Urantails sind in Tabelle 5.9 dargestellt.

Tab. 5.9 Stoffliche Charakterisierung der Urantails inkl. endlagergerechter Verpackung

Komponente	Inhaltsstoff	Masse [Mg]
Endlagerbehälter	Stahl/Eisen	16.599
	Harze (Beschichtung)	59
Verfüllmatrix/ Fixierungsmittel	Keine Verfüllmatrix oder Fixierungsmaterial	
Inventar der Abfälle	Uranoxid (U_3O_8)	109.760
	Uranfluorid (Difluordioxiuran) UO_2F_2	2.240
	Fluorwasserstoff	n.n.*
Wasserinventar im Abfallprodukt	Gebundenes Wasser	-
	Porenwasser	-
	Nicht klassifiziertes Wasser	-
	Kristallwasser	-
	Restfeuchte (ca. 0,5 Massen-%)	550
Sonstiges/Bemerkungen	Trockendichte der Urantails $3,2 \text{ g/cm}^3$, Uranoxid als verdichtetes Pulver	

n.n.* nicht nachweisbar

5.3.3 Radiologische Eigenschaften der Urantails

Die Urantails sind durch die langlebigen Uranisotope ^{234}U , ^{235}U und ^{238}U radiologisch charakterisiert. Der Anteil an ^{235}U in den Urantails wird durch den Abreicherungsprozess auf 0,2 – 0,3 Massen-% reduziert, also auf etwa 30 – 40 Massen-% des Anteils in Natururan. Der Anteil von ^{234}U wird wegen seines kleineren Atomgewichts beim Anreicherungsprozess prozentual sogar noch stärker reduziert. Die α -Aktivität von abgereichertem Uran beträgt nur etwa 60 % von Natururan. Tabelle 5.10 spezifiziert das Radionuklidinventar der Urantails nach dem Konversionsprozess zu Uranoxid (U_3O_8) und gibt somit die Startaktivitäten der nachfolgenden Zerfallsketten wieder.

Tab. 5.10 Uranisotope in Urantails (Abreicherung auf 0,2 Massen-%)

Isotope	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁸ U	Summe
Gewichts-%	0,0009	0,2	99,799	100
Aktivitäts-%	14,12	1,23	84,75	100
Aktivität pro 35.000m ³ bzw. 112.000 Mg U ₃ O ₈ [Bq]	2,00E+14	1,60E+13	1,20E+15	1,42E+15
Aktivität pro Mg U ₃ O ₈ [Bq]	1,79E+09	1,43E+08	1,07E+10	1,26E+10

Durch Zerfall des ²³⁸U werden innerhalb weniger Monate die β -Strahler ²³⁴Th und ^{234m}Pa- gebildet, bis sie die gleiche Aktivität wie das ²³⁸U erreicht haben. Die Gesamtaktivität im abgereicherten Uran bleibt danach für etwa 10.000 Jahre konstant. Dann beginnen ²³⁰Th und die restlichen Zerfallsprodukte der ²³⁸U -Reihe nachzuwachsen. Unter diesen ist auch der γ -Strahler ²¹⁴Bi. Nach etwa 100.000 Jahren wächst die Aktivität des ²³⁴U an, bis es die des ²³⁸U erreicht hat. Dadurch wird ²³⁰Th und dessen Zerfallsprodukte nachgebildet. Die Darstellung der zeitlichen Entwicklung der Radioisotope im Natururan ist auf der CD im Anhang¹⁴ zu finden.

5.4 Sonstige vernachlässigbar wärmeentwickelnde radioaktive Mischabfälle

Für das Modellinventar sonstiger vernachlässigbar wärmeentwickelnder radioaktiver Mischabfälle wird für das VSG-Endlagerkonzept optional ein Abfallgebinder Volumen (brutto) von 15.000 m³ unterstellt. Diese frei gewählte Menge trägt dem Umstand Rechnung, dass sich die Notwendigkeit ergeben kann, dass ggf. sonstige vernachlässigbar wärmeentwickelnde radioaktive Mischabfälle in einem Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle endgelagert werden müssen und dass dies als Option in dem Vorhaben VSG berücksichtigt werden sollte. Eine darüber hinausgehende Begründung für die angesetzten 15.000 m³ besteht nicht.

¹⁴ Die Daten finden sich im Anhang unter „Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung/Urantails“.

5.4.1 Endlagerverpackung der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Mischabfälle

Für die sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Mischabfälle sind in dem Vorhaben VSG drei verschiedene konradgängige Endlagerbehälter vorzusehen. Das Abfallvolumen von 15.000 m³ wurde auf die Endlagerbehälter Konrad-Container Typ IV, MOSAIK[®]-Behälter bzw. Konrad-Gussbehälter vom Typ II sowie verlorene Betonabschirmungen (VBA) für 200-l-Fässer, welche der Bauart Konrad-Betonbehälter vom Typ I entsprechen, aufgeteilt.

Die Spezifizierung der Abfallgebände Typ IV Konrad-Container ist in Tabelle 5.11, die der Gussbehälter in Tabelle 5.12 und der verlorenen Betonabschirmungen in Tabelle 5.13 dargestellt.

Tab. 5.11 Spezifizierung der Stahlblechcontainer zur Endlagerung sonstiger vernachlässigbar wärmeentwickelnder radioaktiver Mischabfälle

Parameter	Spezifizierung
Endlagerbehälter-Typ	Stahlblechcontainer Typ IV
Anzahl	1.695
Bruttoabfallvolumen alle KC IV	12.543 m ³
Nettoabfallvolumen alle KC IV	8.136 m ³
Bruttovolumen KC IV	7,4 m ³
Nettovolumen KC IV	4,8 m ³
Länge·Breite·Höhe	3.000 mm·1.700 mm·1.450 mm
Leermasse	2.200 kg
max. zulässige Bruttomasse	20.000 kg

Tab. 5.12 Spezifizierung der Gussbehälter zur Endlagerung sonstiger vernachlässigbar wärmeentwickelnder radioaktiver Mischabfälle

Parameter	Spezifizierung
Endlagerbehälter-Typ	MOSAIK [®] -Behälter, Konrad-Gußbehälter
Anzahl	1.150
Bruttoabfallvolumen alle KC II	1.495 m ³
Nettoabfallvolumen alle KC II	517 m ³
Bruttovolumen KC II	1,3 m ³
Nettovolumen KC II	angenommen 0,44 m ³ (max. 0,49 m ³)
Außendurchmesser	1.060 mm
Außenhöhe	1.500 mm
Innendurchmesser	740 mm
Innenhöhe	1.140 mm
Leermasse	5.880 kg
max. zulässige Bruttomasse	9.890 kg

Tab. 5.13 Spezifizierung der VBA zur Endlagerung sonstiger vernachlässigbar wärmeentwickelnder radioaktiver Mischabfälle

Parameter	Spezifizierung
Endlagerbehälter-Typ	VBA-200, Konrad-Betonbehälter Typ I
Anzahl	800
Bruttoabfallvolumen alle KC I	960 m ³
Nettoabfallvolumen alle KC I	160 m ³
Bruttovolumen KC I	1,2 m ³
Nettovolumen KC I	0,2 m ³
Außendurchmesser	1.060 mm
Außenhöhe	1.370 mm
Außenhöhe inkl. Laschen	1.460 mm
Innendurchmesser	650 mm
Innenhöhe	1.120 mm
Leermasse	2.700 kg
Zulässige Abfallmasse	1.000 kg
max. zulässige Bruttomasse	4.000 kg

5.4.2 Stoffliche Charakterisierung der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Mischabfälle

Die Abschätzung des stofflichen Inventars der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Mischabfälle basiert im Wesentlichen auf dem Modellinventar /KUG 03/. Die Zusammenstellung der Daten in /KUG 03/ erfolgte vor dem Hintergrund der Planung eines Ein-Endlagerkonzeptes. Auch wenn dieses Konzept nicht mehr verfolgt wird, ist die Zusammenstellung der abfallspezifischen Daten unverändert von Bedeutung. Das vom BfS veranschlagte Modellinventar bezieht sich auf ein Bruttoabfallgebindevolumen von 303.000 m³. Das Stoffinventar wurde entsprechend den hier veranschlagten 15.000 m³ herunter skaliert und ggf. ergänzt, z. B. wurden durch separate BfS-Angaben /MÖL 10/ und Angaben von Ablieferungspflichtigen die Massen von Beryllium bzw. berylliumhaltigen Materialien gesondert abgeschätzt. Die stoffliche Zusammensetzung für die unterstellten 15.000 m³ sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden Mischabfälle ist in Tabelle 5.14 spezifiziert.

Tab. 5.14 Stoffliche Charakterisierung der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden Mischabfälle inkl. endlagergerechter Verpackung

Komponente	Inhaltsstoff	Masse [Mg]
Endlagerbehälter	Stahl/Eisen	11.651
	Beton/Zement	23.881
	Blei	1.728
	Harze	24
	Kunststoffe	12
Verfüllmatrix/ Fixierungsmittel	Beton/Zement	8.009
	Bitumen	136
	Kunststoff	49
Inventar der Abfälle	Zellulose	27,4
	EDTA (Fe(NH4)-EDTA, NA2-EDtA)	2,80E-04
	Komplexbildner (sonstige Komplexbildner außer EDTA, NA3-Citrat, K3-Citrat, Na2-Hydrogencitrat, (NH4)2-Hydrogencitrat, Na2-Tartrat, Na2-Oxalat)	2,50E-01
	Tenside (anionische, nicht-ionische und kationische Tenside)	1,42E-01
	andere Organika	12,2
	anorganische Kohlenstoffverbindungen	453
	Aluminium	458
	Zirkonium	77
	Beton/Zement	1.494
	Kunststoffe/Öle	374
	Stahl	1.256
	Anorganika	2.024
	Asche	79
	Zink	0,2
	Beryllium (Masse konzentriert auf vier MOSAIK®-Behälter)	1
Wasserinventar im Abfallprodukt und dessen Erscheinungs- form	Gebundenes Wasser	4.849
	Porenwasser	861
	nicht klassifiziertes Wasser (nicht-klassifiziertes Wasser konnte keiner Erscheinungsform zugeordnet werden. Für Rechnungen ggf. anteilig auf die Erscheinungsformen aufteilen)	44
	Kristallwasser	84
	freies Wasser	24
Sonstiges/ Bemerkungen	/KUG 03/: Prognose des stofflichen Inventars für 303.000 m ³ bis zum Jahr 2080 reduziert um den Divisor 20 für das kleinere Endlagervolumen	

5.4.3 Radiologische Charakterisierung der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Mischabfälle

Die Abschätzung des Radionuklidinventars der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden radioaktiven Mischabfälle erfolgte im Wesentlichen anhand des Modellinventars radioaktiver und nicht-radioaktiver Abfallstoffe in einem zukünftigen Endlager /KUG 03/. Dieses vom BfS veranschlagte Modellinventar bezieht sich auf ein Brutto-Abfallgebindevolumen von 303.000 m³. Zunächst wurde dieses Radionuklidinventar aufgrund des geringeren Bruttovolumens um den Faktor 20 nach unten skaliert (Tab. 5.15). Grundsätzlich ist zu unterstellen, dass die nuklidspezifische Aktivitätskonzentrationen dieser Abfälle höher sind als dies in /KUG 03/ ausgewiesen wird. Das höhere Aktivitätsinventar begründet u. a. die Einschätzung, dass diese Abfälle ggf. im Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle endzulagern sind. Insofern wurden die nuklidspezifischen Inventare dort, wo keine besonderen Hinweise bestanden, um einen Faktor 2 nach oben korrigiert. Für die Radionuklide ³H, ¹⁴C, ²²⁶Ra, ¹²⁹I und ²³²Th wurden höhere Faktoren angewendet. Die Faktoren sind mit den nuklidspezifischen Aktivitätsinventaren in Tabelle 5.15 dargestellt. Als Bezugszeitpunkt für die Aktivitätsangaben wurde der 01.01.2035 festgelegt.

Tab. 5.15 Radiologische Charakterisierung der sonstigen vernachlässigbar
wärmeentwickelnden Abfälle einschließlich Endlagerbehälter

Radionuklid	Nuklidspezifische Aktivität der 15.000 m ³ Abfallvolumen [Bq]	Aktivität BfS-Modellinventar 303.000 m ³ [Bq]	Faktor für Erhöhung in Bezug auf BfS-Modellinventar
H-3	2,59E+15	3,45E+15	15
C-14	4,99E+12	9,98E+12	10
Cl-36	1,30E+10	1,30E+11	2
Co-60	3,46E+15	3,46E+16	2
Ni-59	1,50E+13	1,50E+14	2
Ni-63	1,90E+15	1,90E+16	2
Se-79	4,73E+08	4,73E+09	2
Sr-90	1,35E+15	1,35E+16	2
Zr-93	4,20E+11	4,20E+12	2
Nb-93m	1,07E+07	1,07E+08	2
Nb-94	6,73E+07	6,73E+08	2
Mo-93	1,07E+07	1,07E+08	2
Tc-99	1,29E+12	1,29E+13	2
Sn-126	2,37E+10	2,37E+11	2
I-129	5,51E+12	7,34E+12	15
Cs-135	1,66E+10	1,66E+11	2
Cs-137	2,70E+15	2,70E+16	2
Sm-151	1,47E+12	1,47E+13	2
Pb-210	4,37E+10	4,37E+11	2
Ra-226	2,19E+11	4,37E+11	10
Ra-228	4,08E+10	4,08E+11	2
Th-232	4,08E+11	4,08E+11	20
U-235	8,85E+09	8,85E+10	2
U-236	1,91E+10	1,91E+11	2
U-238	1,38E+11	1,38E+12	2
Np-237	4,19E+10	4,19E+11	2
Pu-238	2,55E+14	2,55E+15	2
Pu-239	2,71E+13	2,71E+14	2
Pu-240	4,13E+13	4,13E+14	2
Pu-241	5,23E+15	5,23E+16	2
Pu-242	7,73E+10	7,73E+11	2
Am-241	1,41E+14	1,41E+15	2
Am-242m	1,07E+11	1,07E+12	2
Am-243	2,27E+11	2,27E+12	2
Cm-243	1,73E+11	1,73E+12	2
Cm-244	6,07E+13	6,07E+14	2
Cm-245	1,53E+09	1,53E+10	2
Gesamt:	1,78E+16	1,55E+17	

6 Zusammenfassung

Bei der Erstellung und Charakterisierung des notwendigen Abfallmengengerüsts für die Durchführung der vorläufigen Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben waren entsprechend der Zielsetzung des Vorhabens folgende Abfallströme zu berücksichtigen:

- Bestrahlte Brennelemente aus Leistungsreaktoren (direkte Endlagerung)
- Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung im Ausland sowie aus der Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe
- Bestrahlte Brennelemente aus Prototyp- und Forschungsreaktoren
- Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

Bestrahlte Brennelemente zur direkten Endlagerung

Die Abschätzung der Anzahl der direkt endzulagernden Brennelemente ergab, dass zum Ende der Laufzeit der Kernkraftwerke ca. 34.630 Brennelemente direkt endzulagern sein werden. Dies entspricht einer Schwermetallmenge von etwa 10.450 tSM. Die Randbedingungen, die zu dieser Abschätzung geführt haben, haben sich während der Vorhabenslaufzeit der VSG verändert. Im Juli 2011 wurden die Betriebszeiten der einzelnen Kernkraftwerke so begrenzt, dass die im Herbst 2010 beschlossene Laufzeitverlängerung faktisch wieder aufgehoben wurde. In diesem Bericht wird der politischen Entscheidung Rechnung getragen. Er stellt gegenüber dem Bericht /PEI 11/ eine Aktualisierung der Abfallmengen dar.

Die 34.630 bestrahlten Brennelemente wurden den Reaktortypen DWR, SWR und WWER bzw. den Brennelementtypen UO_2 sowie MOX zugeordnet. Ferner wurden den bestrahlten Brennelementen Altersklassen, bezogen auf den im Vorhaben gesetzten Inbetriebnahmezeitpunkt des Endlagers im Jahr 2035, zugewiesen.

Zur radiologischen und stofflichen Charakterisierung wurden abhängig vom Reaktortyp und der Brennelementart so genannte Modellbrennelemente definiert, die das Spektrum der 34.630 Brennelemente abbilden. Für diese Brennelemente wurden Abbrandrechnungen für den Brennstoff sowie Aktivierungsrechnungen für die Hüllrohre und das Strukturmaterial durchgeführt. Ergebnis dieser Rechnungen war eine umfassende stoffliche und insbesondere radiologische Beschreibung der Brennelemente einschließ-

lich ihrer Wärmeleistung. Die Daten zur Charakterisierung der Modellbrennelemente sind in Excel-Dateien auf der CD im Anhang zu diesem Bericht dokumentiert.

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente

Neben den bestrahlten Brennelementen, die im Hinblick auf die notwendige Endlagerkapazität den größten Anteil sowohl vom Volumen wie auch von der Aktivität im Endlager erfordern, wurden die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente qualitativ und quantitativ bestimmt. Nachdem die Zulässigkeit von Transporten zu den Wiederaufarbeitungsanlagen zum 01.07.2005 regulatorisch beendet wurde, ist es möglich, die Abfälle, die aus den Wiederaufarbeitungsanlagen an die deutschen Abfallverursacher zurück geliefert werden, im Vergleich zu den bestrahlten Brennelementen zur direkten Endlagerung relativ genau zu bestimmen.

Zu berücksichtigen sind Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Spaltproduktlösungen und Feedklärschlämmen (CSD-V, 3.735 Stück) und verglasten Deko- und Spülwässern (CSD-B, 308 Stück) sowie mit kompaktierten Brennelementhülsen, Strukturteilen und Technologieabfällen (CSD-C, 4.104 Stück). Mit Bezug auf die gesetzte Inbetriebnahme eines Endlagers am Standort Gorleben im Jahr 2035 wurden die Kokillen Altersgruppen zugeordnet. Zur Charakterisierung der unterschiedlichen Abfälle wurden analog zu den bestrahlten Brennelementen so genannte Modellkokillen definiert. Das stoffliche und radiologische Inventar der Modellkokille mit den verglasten hochradioaktiven Abfällen wurde über Abbrandrechnungen, das der Modellkokille mit den kompaktierten Strukturteilen über Aktivierungsrechnungen bestimmt. Aus dem radiologischen Inventar wurde die Wärmeleistung der Kokillen abgeleitet. Die detaillierte Beschreibung der verglasten technologischen Abfälle aus den Wiederaufarbeitungen wurde aus Angaben der französischen Wiederaufarbeitungsanlage abgeleitet.

Die ermittelten Daten zu den CSD-C und CSD-V sind auf der CD im Anhang zu diesem Bericht dokumentiert.

Radioaktive Abfälle aus Forschungs- und Prototypreaktoren

Die im Vorhaben VSG grundsätzlich zu berücksichtigenden Abfälle umfassen die Brennelemente bzw. Brennstäbe aus Unterrichtsreaktoren und aus Forschungsreaktoren. Hierzu gehören: FRM II (Forschungsneutronenquelle Garching), FRMZ (Forschungsreaktor Mainz) und BER II (Berliner Experimentierreaktor II) sowie die Proto-

typreaktoren AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich), THTR (Thorium-Hochtemperaturreaktor Hamm-Uentrop), KNK II (Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage Karlsruhe) und die Kernbrennstäbe der NS Otto Hahn.

Die Brennelemente aus Unterrichtsreaktoren sind verascht worden, der Kernbrennstoff wurde zurück gewonnen und in Brennelementen für Leistungsreaktoren rezykliert.

Für Brennelemente aus Forschungsreaktoren, die bis 2016 anfallen, existieren bis auf die Brennelemente des FRM II Abgabe-, Rücknahme- oder anderweitige Entsorgungsverträge mit dem Ausland. Damit sind für das Mengengerüst für das Vorhaben VSG nur die Brennelemente des FRM II und ggf. die nach 2016 anfallenden Brennelemente der Forschungsreaktoren FRMZ und BER II zu berücksichtigen.

Als abgebrannte Brennelemente aus Prototypreaktoren werden die Brennelemente der Hochtemperaturreaktoren AVR und THTR sowie die nicht wiederaufarbeitbaren Brennelemente des KNK II und der NS Otto Hahn betrachtet. Mit einem Bruttoabfallvolumen von ca. 2.000 m³ repräsentieren diese Abfälle den entscheidenden Anteil der wärmeentwickelnden Abfälle aus Forschungs- und Prototypreaktoren.

Die radiologische Charakterisierung der Abfälle und die Festlegung ihrer Wärmeleistung erfolgten anhand von Angaben der Abfallverursacher bzw. z. T. durch Abbrandrechnungen. Die Ergebnisse der durchgeführten Recherchen und Rechnungen sind im Detail der CD im Anhang dieses Berichts zu entnehmen.

Aktivität der wärmeentwickelnden Abfälle

Die Daten, die auf der CD im Anhang zu diesem Bericht zusammengestellt wurden, erlauben die zeitabhängige Bestimmung von Aktivitätsangaben für einzelne Abfallarten, für Einzelnuklide sowie der Gesamtaktivität.

Ausgehend von der unterstellten Inbetriebnahme des Endlagers im Jahr 2035 und der Annahme einer 40jährigen Betriebszeit des Endlagers kann bestimmt werden, welche Gesamtaktivität in das Endlager bezogen auf das Jahr 2075 eingelagert wurde. Die Datenblätter im Anhang zeigen, dass diese Aktivität nachhaltig durch die endgelagerten bestrahlten Brennelemente aus den Leistungsreaktoren sowie die Abfälle aus der Wiederaufarbeitung bestimmt werden. Unter Berücksichtigung der Altersstruktur der Brennelemente (Tab. 3.4) sowie der Wiederaufarbeitungsabfälle (Tab. 3.16) würde sich

für das **Jahr 2075** eine **Gesamtaktivität** im Endlager von **ca. $6,2 \cdot 10^{19}$ Bq** (Brennelemente: ca. $5,3 \cdot 10^{19}$ Bq, Wiederaufarbeitungsabfälle: ca. $9,0 \cdot 10^{18}$ Bq) ergeben. Die **Gesamtaktivität der α -Strahler** würde zu diesem Zeitpunkt ca. **$6,4 \cdot 10^{18}$ Bq** (Brennelemente: ca. $6,2 \cdot 10^{18}$ Bq, Wiederaufarbeitungsabfälle: ca. $2,0 \cdot 10^{17}$ Bq) betragen. Der angegebene Wert für die Gesamtaktivität berücksichtigt auch die Aktivität der Hüllrohre und Strukturmaterialien der bestrahlten Brennelemente. Diese Abfallarten hätten allerdings im Jahr 2075 nur noch einen Beitrag von etwa 1 % an der Gesamtaktivität. Kalkulatorisch wurde in der Gesamtaktivität neben der Aktivität der verglasten Abfälle auch die Aktivität der CSD-C aus der Wiederaufarbeitung berücksichtigt. Diese Abfälle tragen mit einem Anteil von weniger als 1 % zur Gesamtaktivität bei.

Zur Gesamtaktivität liefern die endzulagernden bestrahlten Brennelemente aus Forschungs- und Prototypreaktoren einen Beitrag in der Größenordnung von 10^{16} Bq. Gegenüber der Gesamtaktivität der bestrahlten Brennelemente aus den Leistungsreaktoren und den verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung ist der Beitrag der bestrahlten Brennelemente aus Forschungs- und Prototypreaktoren nachrangig. Dies gilt in gleicher Weise für die CSD-B aus der Wiederaufarbeitung. Die Gesamtaktivität dieser Abfallart würde im Jahr 2075 in der Größenordnung von 10^{14} Bq liegen. Bezogen auf die Gesamtaktivität ist dieser Anteil vernachlässigbar.

Vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle

Für das Vorhaben VSG wurde optional bzw. vorsorglich entschieden, im Abfallmengengerüst in plausibler Form auch vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle zu berücksichtigen. In diesem Kontext wurde festgelegt, in einem gewissen Umfang so genannte Urantails aus der Urananreicherung zu berücksichtigen. Die Urantails haben z. Z. den Status von Reststoffen und nicht von radioaktiven Abfällen. Nachdem Verträge mit Russland, die die Abgabe der Urantails nach Russland regelten, ausgelaufen sind, stellt sich die Entsorgung der Tails als offen dar. Vor diesem Hintergrund wurde hypothetisch angenommen, dass der für die Anreicherungsanlage in Gronau (Fa. Urenco) genehmigte Lagerbestand an abgereichertem Uran zukünftig als radioaktiver Abfall anstehen kann. Aus den zulässigen Lagerbeständen wurde ein Volumen von ca. 35.000 m^3 an U_3O_8 -Urantails abgeleitet.

Als Entsorgungsweg für Graphit und graphithaltige Abfälle aus Kernreaktoren könnte aufgrund der hohen Tritium- und ^{14}C -Inventare eine Verbringung in ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle in Betracht kommen. Das Aufkommen an diesen speziellen

Abfällen wurde für das zu berücksichtigende Abfallmengengerüst mit etwa 1.000 m³ (netto) abgeschätzt.

Weiterhin wurden sonstige radioaktive Mischabfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung berücksichtigt. Für diese Abfälle wird unterstellt, dass sie aufgrund ihrer radiologischen Eigenschaften nicht oder nur bedingt in einem anderen Endlager endgelagert werden können. Es kann zum heutigen Zeitpunkt lediglich als gesichert angesehen werden, dass es solche Abfälle geben wird. Eine plausible Quantifizierung dieses Abfallstroms ist mit heutigem Kenntnisstand allerdings kaum möglich. Für das Vorhaben VSG wurde angenommen, dass dieser Abfallstrom nicht größer sein wird als 15.000 m³.

Anhand von Literaturrecherchen wurden die drei genannten Abfallströme hinsichtlich ihrer stofflichen und radiologischen Eigenschaften charakterisiert, so dass sie in den durchzuführenden vorläufigen Sicherheitsanalysen entsprechend berücksichtigt werden können.

Aus der Konditionierung der bestrahlten Brennelemente in Endlagerbehälter ergibt sich ein weiterer Abfallstrom in Form von kompaktierten Strukturteilen, da in den POLLUX-10 Behältern (Streckenlagerung) bzw. in den Brennstabkokillen nur die Brennstäbe der Brennelemente verpackt werden. Dieser Abfallstrom unterscheidet sich von den genannten Abfallströmen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Der Umfang dieses Abfallstroms wurde mit 3.425 m³ (brutto) angenommen. Auf der Grundlage der durchgeführten Aktivierungsrechnungen wurde dieser Abfallstrom radiologisch charakterisiert.

Zusammenfassend wurde für die durchzuführende vorläufige Sicherheitsanalyse am Standort Gorleben ein Abfallmengengerüst abgeleitet, das umfassend und abdeckend ist. Die Ungewissheit im Hinblick auf die Menge der Abfälle sowie zur detaillierten Historie der einzelnen Abfälle, z. B. Abbrand eines einzelnen Brennelements, lässt eine dezidierte Charakterisierung der stofflichen und radiologischen Eigenschaften der einzelnen Abfälle nicht zu. Mit der Einführung von Modellabfällen konnte die Aufgabe der Charakterisierung der Abfälle erfolgreich gelöst werden. Die Randbedingungen für die Genese der einzelnen Modellabfälle wurden realitätsbezogen und dabei möglichst abdeckend festgelegt.

Literaturverzeichnis

- /ARE 09/ Fa. AREVA NC: Specification 300 AQ 061 00 for Standard CSD-B Vitrified Waste Residues Produced at La Hague (in französischer und englischer Sprache) vom 14.09.2009.
- /ATG 10/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I S.814), in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 8. Dezember 2010 (BGBl. I S. 1817).
- /ATG 11/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I S. 814) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565) (BGBl. III S. 751-1), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 31. Juli 2011 (BGBl. I S. 1704).
- /BFS 09/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Erfassung und Dokumentation der in den deutschen Kernkraftwerken erzeugten Strommengen. [HTML], Stand vom 31.12.2009, erreichbar unter:
<http://www.bfs.de/de/kerntechnik/strommengen.html>, zitiert im Februar 2011.
- /BFS 10/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Rückführung von radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Frankreich und Großbritannien. [HTML], Stand vom 15.11.2010, erreichbar unter:
<http://www.bfs.de/de/endlager/abfaelle/rueckfuehrung.html>, zitiert im Februar 2011.
- /BMU 97/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen. BMU RS III 3 – 13200/7, April 1997.

- /BMU 11/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU):
Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abge-
brannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioakti-
ver Stoffe. Bericht der Bundesrepublik Deutschland (die 4. Überprüfungs-
konferenz im Mai 2012), Entwurf: Bonn, Juni 2011.
- /BRE 95/ Brennecke, P.: Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (End-
lagerungsbedingungen, Stand: Dezember 1995), - Schachanlage Konrad.
Interner Bericht ET-IB-79, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Salzgitter,
Dezember 1995
- /BTD 00/ Deutscher Bundestag: 126. Frage zu Aufkommen und Lagerung abge-
brannter Brennelemente. Bundestagsdrucksache 14/3893, Deutscher
Bundestag: Berlin, 14.07.2000.
- /COG 86/ Compagnie Générale des Matières Nucléaires (COGEMA): Specifications
of Vitrified Residues Produced from Reprocessing at UP-2 or UP-3 La
Hague Plants Second Series, July 1986.
- /COL 07/ Colenco Power Engineering AG: Option zur Beseitigung von Urantails.
Colenco Bericht 3958/1, SR 2537: Baden, Schweiz, Oktober 2007.
- /ESK 10/ Stellungnahme der Entsorgungskommission (ESK): Spezifikation der Fa.
AREVA NC zu mittelradioaktiven verglasten Abfällen (CSD-B) aus der
Wiederaufarbeitung von deutschen LWR-Brennelementen, Bonn,
09.12.2010.
- /EWN 11/ Energiewerke Nord GmbH, Schreiben an das BfS bzgl der Datenerhebung
über nicht konradgängige Abfälle als Basis für die vorläufige Sicherheits-
analyse Gorleben (VSG), 10.06.2011.
- /GMA 09/ Gmal, B., Kilger, R., Krzykacz-Hausmann, B., Herbert, H.-J., Moser, F.-E.,
Peschke, J.: Weiterführende Bearbeitung spezieller Themen im Rahmen
generischer Sicherheitsanalysen zur Kritikalität von Kernbrennstoffen in
der Nachbetriebsphase eines geologischen Endlagers. 174 Seiten, GRS-
A-3486, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Gar-
ching, August 2009.

- /GNS 10/ GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH: Ihre Anfrage zu Wiederaufbereitungsabfällen, die nach Deutschland zurückzuführen sind. Schreiben GNS an DBETec: Essen, 10.11.2010.
- /HES 87/ Hesse, U.: Die Aktivierung der Strukturmaterialien von DWR- UO₂- Brennelementen. Technischer Bericht, Auftrags-Nr. 84801, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH: Garching, 1987.
- /HES 95/ Hesse, U., Gewehr, K.: GRSAKTIV; Ein Programm zur Berechnung der Aktivierung von Brennelement- und Core-Bauteilen. GRS-A-2249, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Garching, 1995.
- /HES 06/ Hesse, U., Denk, W., Deitenbeck, H., Moser, E.: OREST; Eine direkte Kopplung von HAMMER und ORIGEN zur Abbrandsimulation von LWR-Brennstoffen. GRS-63, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit mbH: Garching, November 1986, Version 2006.
- /HKG 11/ Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH (HKG): Technik-THTR. [HTML], erreichbar unter: <http://www.thtr.de/technik-thtr.htm>, zitiert im Februar 2011.
- /HUM 01/ Hummelsheim, K., Hesse, U.: Abbrand und Aktivierungsrechnungen von UO₂- und MOX-Brennelementen für DWR unter Berücksichtigung der Verunreinigungen in Brennstoff und Strukturmaterial. GRS-A-2924, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Garching, März 2001.
- /IST 03/ Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH: Erfassung und Verfolgung radioaktiver Reststoffe und Abfälle. ReVK Produktbeschreibung: Köln, 2003.
- /KUG 03/ Kugel, K., Möller, K.: Modellinventar radioaktiver/nicht radioaktiver Abfallstoffe in einem zukünftigen Endlager. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Dezember 2003.
- /MÖL 10/ Möller, K.: Mengenkorridor für das Projekt Gorleben. Fachgebiet SE 3.1: Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), 29.04.2010.

- /MÖN 11/ Mönig, J., Buhmann, D., Rübél, A., Wolf, J., Baltes, B., Peiffer, F., Fischer-Appelt, K.: Grundzüge des Sicherheits- und Nachweiskonzepts. Bericht zum Arbeitspaket 4, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben, GRS-271, ISBN 978-3-939355-47-2, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Köln, Juni 2011.
- /PEI 11/ Peiffer, F.: Abfallspezifikation und Mengengerüst auf Basis der im Jahr 2010 beschlossenen Laufzeitverlängerung. Bericht zum Arbeitspaket 3, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Köln, Oktober 2011.
- /RSK 05/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): RSK-Stellungnahme: Spezifikation der Fa. Areva/Cogema zu hochdruckkompaktierten radioaktiven Abfällen (CSD-C) aus der Wiederaufarbeitung von deutschen LWR-Brennelementen (386. Sitzung), Bonn, 08.09.2005.
- /THO 09/ Tholen, M.: Inventar chemotoxischer Stoffe. Forschungsvorhaben: Chemisch-toxische Stoffe in einem Endlager für hochradioaktive Abfälle (CHEMOTOX), APII, DBETec DBE TECHNOLOGY GmbH: Peine, 31.08.2009.
- /URE 02/ Urenco Deutschland GmbH: Urananreicherungsanlage Gronau. Kurzbeschreibung des Endausbaus und der voraussichtlichen Auswirkungen auf die Umgebung, Urenco Deutschland GmbH Gronau, Dezember 2002.
- /VKT 11/ Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e. V. (VKTA): Unterlagen zu den bestrahlten Brennstäben des RFR, erhalten im Rahmen eines Fachgesprächs mit Vertretern des VKTA am 17.11.2011.
- /WAK 11/ WAK Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Rückbau und EntsorgungsgmbH: Verglasungsbetrieb abgeschlossen - der Ofen ist entleert. [HTML], Stand vom 26.11.2010, erreichbar unter: <http://www.ewngmbh.de/ewnggruppe/wak/wiederaufarbeitungsanlage/verglasungsanlage-vek/verglasungsbetrieb-abgeschlossen.html>, zitiert im März 2011.
- /WEG 74/ Wegst, C.W.: Stahlschlüssel. 10. Edition, Verlag Stahlschlüssel Wegst GmbH: Marbach, 1974.

- /WEG 10/ Wegst, C.W.: Stahlschlüssel. 22. Edition, ISBN 978-3-922599-26-5, Verlag Stahlschlüssel Wegst GmbH: Marbach, 2010.
- /WEL 72/ Wellinger, K., Gimmel, P., Bodenstein, M.: Werkstofftabellen der Metalle. Alfred Kröner Verlag: Stuttgart, Januar 1972.
- /WTI 08/ Wissenschaftlich Technische Ingenieurberatung GmbH (WTI): CASTOR KNK, Datenblätter für die Behälterbeladungen 1 bis 4. Technische Notiz – T/WTI/08/029 – Rev. 2, 2008. (unveröffentlicht)

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Darstellung eines POLLUX-10 Behälters /THO 09/	20
Abb. 3.2	Darstellung einer BSK /THO 09/	23
Abb. 3.3	Foto einer CSD-V	34
Abb. 3.4	Schematische Darstellung einer HAW-Kokille (CSD-V) /THO 09/. Maßangaben in mm.....	34
Abb. 4.1	CASTOR® MTR2 für die Zwischenlagerung der bestrahlten Brennelemente aus dem Forschungsreaktor RFR /GMA 09/	40

Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Anzahl der bestrahlten Brennelemente Ende 2009, die für eine direkte Endlagerung zu berücksichtigen sind.....	7
Tab. 3.2	Prognose des Aufkommens bestrahlter Brennelemente ab 01/2010 unter Berücksichtigung der Randbedingungen des AtG /ATG 11/.....	8
Tab. 3.3	Prognose der für die direkte Endlagerung zu berücksichtigenden bestrahlten Brennelemente.....	8
Tab. 3.4	Abklingzeit der Brennelemente sowie ihre korrespondierende Schwermetallmasse bezogen auf eine Inbetriebnahme des Endlagers im Jahr 2035.....	10
Tab. 3.5	Spezifikation der Modellbrennelemente	12
Tab. 3.6	Stoffvektor für potentielle Verunreinigungen im Brennstoff /HUM 01/.....	13
Tab. 3.7	Modell-Materialzusammensetzung des Hüllrohrs (Zircaloy 4).....	13
Tab. 3.8	Werkstoffzusammensetzungen (Mittelwert aus Bandbreiten) der Struktur-teile nach WEG 74/ (in Gewichtsprozenten).....	14
Tab. 3.9	Gesamtaktivitäten und Wärmeleistung des Brennstoffs für verschiedene Brennelementtypen in Abhängigkeit von der Abklingzeit.....	16
Tab. 3.10	Neutronenflüsse und Spektralindizes im Kernbereich als Ergebnis der Abbrandrechnungen für DWR Brennstoff.....	17
Tab. 3.11	Gesamtaktivität und Wärmeleistung aus der Aktivierung der Hüllrohre und Strukturmaterialien von DWR-Brennelementen in Abhängigkeit von der Abklingzeit	19
Tab. 3.12	Zusammensetzung eines POLLUX-Behälters /THO 09/.....	21
Tab. 3.13	Beschreibung der Materialzusammensetzungen	22
Tab. 3.14	Zusammensetzung einer BSK /THO 09/.....	23
Tab. 3.15	Abfallmengen aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente.....	27

Tab. 3.16	Anzahl der Kokillen pro Altersklasse bezogen auf die Inbetriebnahme des Endlagers im Jahr 2035	28
Tab. 3.17	Berechnete Gesamtaktivität und Wärmeleistung der Modell CSD-V in Abhängigkeit von der Abklingzeit	29
Tab. 3.18	Aktivität und Wärmeleistung der Modell CSD-C (8 Jahre nach Entnahme der Brennelemente aus dem Reaktor) in Abhängigkeit von der Abklingzeit	32
Tab. 3.19	Aktivität und Wärmeleistung der Modell CSD-C bezogen auf die Altersklasse bzw. die Inbetriebnahme des Endlagers	32
Tab. 3.20	Radiologisches Inventar und Wärmeleistung einer CSD-B	33
Tab. 3.21	Behälterwerkstoff und Masse einer CSD-V	35
Tab. 3.22	Zusammensetzung des Borsilikatglases	35
Tab. 3.23	Vergleich der Garantiewerte der Wiederaufarbeitungsanlagen für die HAW Kokillen mit den entsprechend errechneten Werten für die Modellkokille	36
Tab. 4.1	Mengengerüst abgebrannter Brennelemente aus Forschungs- und Prototypreaktoren	42
Tab. 4.2	Mittlere Gesamtaktivität und Wärmeleistung der AVR-Brennelemente pro CASTOR [®] -Behälter	43
Tab. 4.3	Mittlere Gesamtaktivität und Wärmeleistung der THTR 300-Brennelemente pro CASTOR [®] -Behälter.....	44
Tab. 4.4	Mittlere Gesamtaktivität und Wärmeleistung pro CASTOR [®] -Behälter mit KNK II Brennelementen und Otto Hahn Brennstäben (2008)	45
Tab. 4.5	Gesamtaktivität und Wärmeleistung eines BER II-Brennelements für unterschiedliche Abklingzeiten.....	46
Tab. 4.6	Gesamtaktivität und Wärmeleistung eines FRM II Brennelements für unterschiedliche Abklingzeiten.....	46
Tab. 5.1	Spezifizierung der Endlagerbehälter für Graphit- bzw. graphithaltige Abfälle	49

Tab. 5.2	Stoffliche Charakterisierung der Graphit bzw. graphithaltigen Abfälle inkl. endlagergerechte Verpackung.....	50
Tab. 5.3	Radiologische Charakterisierung von Graphit bzw. graphithaltigen Abfällen (Stand: 2009).....	50
Tab. 5.4	Spezifizierung der Endlagerbehälter für verpresste Brennelement-Strukturteile	52
Tab. 5.5	Werkstoffe und Massen der Hüllrohre und Strukturteile eines DWR-BE	53
Tab. 5.6	Stoffliche Charakterisierung der verpressten Strukturteile inkl. endlagergerechter Verpackung	54
Tab. 5.7	Gesamtaktivität und Wärmeleistung der MOSAIK®-Behälter mit verpressten Strukturteilen in Abhängigkeit von der Zeit der Abklingzeit nach der Entnahme der bestrahlten Brennelemente aus dem Reaktor	56
Tab. 5.8	Spezifizierung der Endlagerbehälter für Urantails	59
Tab. 5.9	Stoffliche Charakterisierung der Urantails inkl. endlagergerechter Verpackung	60
Tab. 5.10	Uranisotope in Urantails (Abreicherung auf 0,2 Massen-%).....	61
Tab. 5.11	Spezifizierung der Stahlblechcontainer zur Endlagerung sonstiger vernachlässigbar wärmeentwickelnder radioaktiver Mischabfälle.....	62
Tab. 5.12	Spezifizierung der Gussbehälter zur Endlagerung sonstiger vernachlässigbar wärmeentwickelnder radioaktiver Mischabfälle.....	63
Tab. 5.13	Spezifizierung der VBA zur Endlagerung sonstiger vernachlässigbar wärmeentwickelnder radioaktiver Mischabfälle	63
Tab. 5.14	Stoffliche Charakterisierung der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden Mischabfälle inkl. endlagergerechter Verpackung.....	65
Tab. 5.15	Radiologische Charakterisierung der sonstigen vernachlässigbar wärmeentwickelnden Abfälle einschließlich Endlagerbehälter.....	67

A Verzeichnisstruktur der CD im Anhang

Diese CD enthält Daten zu dem AP3-Bericht Abfallspezifikation und Mengengerüst des Vorhabens Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben.

Autoren:

- Frank Peiffer (GRS)
- Brigitta McStocker (GRS)
- Detlef Gründler (ISTec)
- Falk Ewig (ISTec)
- Bruno Thomauske (nse)
- Andreas Havenith (nse)
- John Kettler (nse)

Stand: Juli 2011

Dateien sind klein und kursiv geschrieben. Die CD ist wie folgt strukturiert:

- Abfälle aus der Nutzung von Forschungs- und Prototypreaktoren
 - *AVR [.xlsx / .pdf]*
 - *BER-II [.xlsx / .pdf]*
 - *FRM-II [.xlsx / .pdf]*
 - *KNK-II [.xlsx / .pdf]*
 - *RFR-Brennelemente [.xls / .pdf]*
 - *RFR-Castor_MTR2 [.xls / .pdf]*
 - *THTR [.xlsx / .pdf]*
- Abfälle aus der Nutzung von Leistungsreaktoren
 - *Anzahl und Alter der Brennelemente und Kokillen bei Ausstieg 2022 [.xlsx / .pdf]*
 - Bestrahlte Brennelemente
 - *Wärmeleistg_und_Aktivität_von_versch_BE_und_Strukturmat [.xlsx / .pdf]*
 - Aktivierung-Hüllrohre

- DWR-MOX
 - *Aktivität-Hüllrohre-DWR-MOX [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmassen-Hüllrohre-DWR-MOX [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen-Hüllrohre-DWR-MOX [.xlsx / .pdf]*
- DWR-UO2
 - *Aktivität-Hüllrohre-DWR-UO2 [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmassen-Hüllrohre-DWR- UO2 [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen-Hüllrohre-DWR- UO2 [.xlsx / .pdf]*
- Kernbrennstoff
 - DWR-MOX
 - *Aktivität DWR MOX [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmassen DWR MOX [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen DWR MOX [.xlsx / .pdf]*
 - DWR-UO2
 - *Aktivität DWR UO2 [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmassen DWR UO2 [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen DWR UO2 [.xlsx / .pdf]*
 - KGR
 - *Aktivität KGR [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmassen KGR [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen KGR [.xlsx / .pdf]*
 - KKR
 - *Aktivität KKR [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmassen KKR [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen KKR [.xlsx / .pdf]*
 - SWR-MOX
 - *Aktivität SWR MOX [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmassen SWR MOX [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen SWR MOX [.xlsx / .pdf]*
 - SWR-UO2
 - *Aktivität SWR UO2 [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmassen SWR UO2 [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen SWR UO2 [.xlsx / .pdf]*

- CSD-C
 - *Aktivität CSD-C [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmassen CSD-C [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen CSD-C-Rev.01 [.xlsx / .pdf]*
- CSD-V_HAW-Kokillen
 - *Aktivität HAW [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmassen HAW [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen HAW [.xlsx / .pdf]*
- Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung
 - Urantails
 - *Aktivität-Urantails [.xlsx / .pdf]*
 - verpresste Strukturteile
 - DWR-MOX
 - *Aktivität Strukturteile-DWR-MOX [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmasse- Strukturteile-DWR-MOX [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen-Strukturteile-DWR-MOX [.xlsx / .pdf]*
 - DWR-UO2
 - *Aktivität Strukturteile-DWR-UO2 [.xlsx / .pdf]*
 - *Elementmasse- Strukturteile-DWR-UO2 [.xlsx / .pdf]*
 - *Isotopenmassen-Strukturteile-DWR-UO2 [.xlsx / .pdf]*

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
85748 Garching b. München
Telefon +49 89 32004-0
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon +49 30 88589-0
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon +49 531 8012-0
Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de

**Institut für Sicherheits-
technologie (ISTec) GmbH**
Schwertnergasse 1
50667 Köln

**international nuclear safety
engineering (nse) GmbH**
Jesuitenstraße 4
52062 Aachen

ISBN 978-3-939355-54-0