



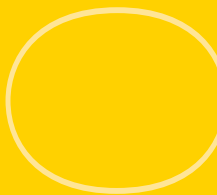
RESSORTFORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Stellenwert des Inventars radioaktiver Abfälle bei der Standortauswahl für ein Endlager (InvEnd)

Vorhaben FKZ 4721E03230

AUFTRAGNEHMER:INNEN:
Brenk Systemplanung GmbH, Aachen

R. Heigl
H. Miedl
G. Savchyn
G. Schnürer
D. Wölbing



Stellenwert des Inventars radioaktiver Abfälle bei der Standortauswahl für ein Endlager (InvEnd)

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung im Rahmen der Ressortforschung des BMU (ReFoPlan) in Auftrag gegebenen Untersuchungsvorhabens. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autor:innen. Das BASE übernimmt keine Gewähr für die Richtigkeit, die Genauigkeit und Vollständigkeit der Angaben sowie die Beachtung privater Rechte Dritter. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung ganz oder teilweise vervielfältigt werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der Auftragnehmer:innen wieder und muss nicht mit der des BASE übereinstimmen.

BASE-RESFOR-027/24

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
urn:nbn:de:0221-2024103048043

Berlin, August 2023

Impressum

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

RESSORTFORSCHUNGSBERICHTE ZUR
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Auftragnehmer:innen:
Brenk Systemplanung GmbH, Aachen

R. Heigl
H. Miedl
G. Savchyn
G. Schnürer
D. Wölbing

030 184321-0
www.base.bund.de

Stand: August 2023

GZ: F 4 - BASE - BASE62110/4720R01310#0021

Schlussbericht gem. §12 Abs. 3 ABFE-
BMUV

**Stellenwert des Inventars radioaktiver Abfälle bei der Standortauswahl für ein
Endlager (InvEnd)**

BS-Projekt-Nr. 2112-04
Auftragsnummer: 4721E03230

erstellt im Auftrag des

Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE)
Willy-Brandt-Straße 5
38226 Salzgitter

durch die

Brenk Systemplanung GmbH
Heider-Hof-Weg 23
52080 Aachen
Deutschland

Aachen, den 23.08.2023

Anmerkung:

Dieser Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers (Brenk Systemplanung GmbH) wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers (BASE) übereinstimmen.

AUTOREN

Dieser Bericht wurde von folgenden Bearbeiterinnen erstellt:

- Berit Rauscher
- Dr. Marika Vespa
- Stephan Kistingner
- Kirsten Haneke

Es wird versichert, dass dieser Bericht nach bestem Wissen und Gewissen, unparteiisch und ohne Ergebnisweisung angefertigt worden ist.

ERSTELLUNG, PRÜFUNG UND FREIGABE

erstellt	geprüft	freigegeben
Unterschrift Projektleiterin	Unterschrift Geschäftsbereichsleiter	Unterschrift Geschäftsführung

ZUSAMMENFASSUNG

Aufgabenstellung

Im Rahmen des Standortauswahlverfahrens sind seitens des Vorhabenträgers vorläufige Sicherheitsuntersuchungen (vSU) durchzuführen, um zu bewerten, inwieweit der sichere Einschluss der radioaktiven Abfälle unter Ausnutzung der geologischen Standortgegebenheiten erwartet werden kann. Diese vSU sind auf der Grundlage abdeckender Annahmen zu Menge, Art und Eigenschaften der radioaktiven Abfälle durchzuführen. Des Weiteren hat der Vorhabenträger die zum Zeitpunkt der Erstellung der jeweiligen vSU bestehenden Ungewissheiten systematisch auszuweisen und deren Auswirkungen auf die Aussagekraft des Ergebnisses der vSU, insbesondere den Einfluss auf die Zuverlässigkeit der sicherheitsgerichteten Aussagen, zu dokumentieren.

Um prüfen zu können, ob der Vorhabenträger alle Informationen (insbesondere zu Menge, Art, Zusammensetzung und Aktivität) herangezogen hat, die für die Durchführung der jeweiligen vSU erforderlich sind, muss dem Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) ein belastbares und stufengerechtes Inventarmodell vorliegen. Das Ziel des Forschungsvorhabens *Stellenwert des Inventars radioaktiver Abfälle bei der Standortauswahl für ein Endlager (InvEnd)* ist daher die Entwicklung einer stufengerechten Zusammenstellung und wissenschaftlichen Begründung der Anforderungen an den Aufbau eines Inventarmodells für radioaktive Abfälle unter Berücksichtigung der Endlagerkonzepte für die verschiedenen Wirtsgesteine (Steinsalz, Tongestein und Kristallin-gestein). Dies umfasst neben den Parametern, die im Inventarmodell erfasst werden müssen, auch generelle Abschätzungen zu den bestehenden Ungewissheiten der Inventardaten und deren potenziellen Auswirkungen auf endlagerrelevante Aspekte (Sensitivität).

Ergebnisse

Regulatorischer Rahmen

Der regulatorische Rahmen für das Themenfeld Inventar umfasst einerseits die Anforderungen an das Endlagersystem und an dessen Bestandteile, die für die Entwicklung der sicherheitsrelevanten Zielgrößen maßgeblich sind. Die sicherheitsrelevanten Zielgrößen (z. B. effektiver Multiplikationsfaktor, Radionuklidaustrag aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren und zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen) dienen der späteren Überprüfung der Sicherheitsanforderungen im Hinblick auf die Einhaltung der Schutzziele und allgemeiner Sicherheitsprinzipien. Andererseits umfasst der regulatorische Rahmen die gesetzlichen Anforderungen an die Erfassung von Inventardaten hochradioaktiver Abfallströme, die mit den für die Prüfung benötigten Inventardaten abgeglichen werden.

Anforderungen an Inventarsysteme

Auf Basis der generischen Konzepte für die drei Wirtsgesteine und der existierenden *Features, Events and Processes* (FEP)-Kataloge werden zunächst die für die Standortauswahl relevanten Anforderungen an Inventarmodelle zusammengestellt. Außerdem wird bewertet, inwieweit sich eine verlängerte Zwischenlagerung der Abfälle auf die identifizierten Anforderungen auswirken würde. Diese Bewertung hat ergeben, dass eine verlängerte Zwischenlagerung nur einen geringen Einfluss auf die hier identifizierten Anforderungen hätte.

Um Anforderungen an Inventarmodelle für die Standortauswahl entwickeln zu können, die dem Stand von Wissenschaft und Technik (SWT) entsprechen, wird eine Übersicht des internationalen SWT für Inventarmodelle zusammengestellt. Zu diesem Zweck werden Inventarsysteme in Ländern mit technologisch entwickelten Endlagerprogrammen (i.e. Finnland, Schweden, Kanada, Frankreich und Schweiz) analysiert. Insbesondere wird für jedes dieser Länder herausgearbeitet,

- wie sich die Anforderungen an Inventarmodelle aus dem Endlagerkonzept und den Abfalldaten ableiten,
- welche Anforderungen an Qualität und Umfang der Inventardaten gestellt werden und
- wie diese Anforderungen in dem Endlagerprogramm umgesetzt werden.

Zusammenfassend ist festzustellen, dass Inventarmodelle Informationen über die Eingangsparameter von Modellrechnungen enthalten müssen, die durchgeführt werden, um nachzuweisen, dass die sicherheitsrelevanten Zielgrößen eingehalten werden. Den betrachteten Inventarmodellen ist dabei gemein, dass sich die in den Modellrechnungen verwendeten Inventardaten auf Referenzabfälle beziehen, deren Eigenschaften so definiert werden, dass sie die Gesamtheit der Abfälle abdecken.

Die Auswertung des internationalen SWT zeigt außerdem, dass sich die Anforderungen an Inventarmodelle sowohl auf abfallspezifische Inventardaten als auch Referenzdaten (Referenzabfälle, Behälter oder Referenzgebinde) beziehen können. Um diesem Umstand Rechnung zu tragen, wird in der vorliegenden Studie jeder identifizierten Anforderung eine Kategorie zugeordnet.

Aus den für die Standortauswahl relevanten Anforderungen an Inventarmodelle und dem erarbeiteten internationalen SWT für Inventarmodelle werden Anforderungen an Inventarmodelle, die dem SWT entsprechen, abgeleitet. Dabei wird zwischen Anforderungen an die Erfassung von abfallspezifischen Inventardaten und weiteren Anforderungen an Inventarmodelle (z. B. Anforderungen an Referenzabfälle, Anforderungen an Endlagerbehälter, Anforderungen an Endlagergebinde und ihre Bestandteile und Anforderungen, die nicht nur vom Inventar, sondern auch von anderen Faktoren wie dem geochemischen Milieu abhängig sind) unterschieden.

Abschätzung zu Ungewissheiten und Sensitivität

Die identifizierten Anforderungen an die Erfassung von abfallspezifischen Inventardaten werden hinsichtlich der mit ihnen verbundenen Ungewissheiten semiquantitativ (gering/mittel/hoch) bewertet. Bei der Bewertung der Ungewissheiten wird zwischen Datenungewissheiten und konzeptionellen Ungenauigkeiten unterschieden. Da nicht bekannt ist, auf welcher Datenbasis der Vorhabenträger den Quellterm für die vSU definieren wird, können zu den konzeptionellen Ungenauigkeiten weder qualitative noch quantitative Abschätzungen vorgenommen werden. Stattdessen wird als Grundlage für eine spätere Bewertung für jeden Parameter der Inventardaten angegeben, ob für dessen Ausprägung eine geringe, mittlere oder große Bandbreite erwartet wird.

Zum Zweck der Priorisierung wird außerdem die Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen sowie der Faktoren der Auslegung, des Betriebs und der Nachverschlussphase (nachfolgend Faktoren genannt) hinsichtlich der Inventardaten bewertet. Dabei wird in einem ersten Schritt analysiert, ob generell ein Zusammenhang zwischen einem Parameter und einer sicherheitsrelevanten Zielgröße bzw. einem Faktor besteht. Sofern ein solcher Zusammenhang festgestellt werden kann, wird in einem zweiten Schritt analysiert, ob dieser Zusammenhang signifikant ist.

Basierend auf den Ergebnissen der Bewertung der Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen sowie der Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Inventardaten werden die Inventardaten in drei Priorisierungsgruppen unterteilt. Die Parameter mit dem größten Einfluss sind

- die (komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung,
- die Spaltstoffe und ihre isopenweise Zusammensetzung,
- das Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (Entladung),
- das (komponentenspezifische) Radionuklidinventar,
- der Abbrand des Kernbrennstoffs und
- die Masse an Schwermetallen.

INHALTSVERZEICHNIS

Seite:

ZUSAMMENFASSUNG	II
INHALTSVERZEICHNIS	IV
TABELLENVERZEICHNIS	X
ABBILDUNGSVERZEICHNIS	XIII
ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS	XIV
1 EINLEITUNG UND PROJEKTVORAUSSETZUNGEN	1
2 AUFGABENSTELLUNG	3
3 PLANUNG UND ABLAUF	4
4 STAND VON WISSENSCHAFT UND TECHNIK	4
5 ZUSAMMENARBEITEN	4
6 ERGEBNISSE	4
7 REGULATORISCHER RAHMEN	5
7.1 Anforderungen an das Endlagersystem und seine Bestandteile	5
7.2 Anforderungen an die Erfassung von Inventardaten hochradioaktiver Abfallströme	7
8 ANFORDERUNGEN AN INVENTARMODELLE	9
8.1 Inventarmodelle für die Standortauswahl	9
8.1.1 Anforderungen an Inventarmodelle für die Standortauswahl	9
8.1.2 Auswirkung einer verlängerten Zwischenlagerung	9
8.2 Internationale Anforderungen an Inventarmodelle	11
8.2.1 Übersicht des internationalen SWT zu Anforderungen an Inventarmodelle	11
8.2.2 Identifizierte internationale Anforderungen an Inventarmodelle	45
8.2.3 Auswertung der identifizierten Anforderungen an Inventarmodelle	46
8.3 Ergebnisse	49
8.3.1 Anforderungen an die Erfassung der abfallspezifischen Inventardaten	49
8.3.2 Weitere Anforderungen an Inventarmodelle	49
9 ABSCHÄTZUNG ZU UNGEWISSEITEN UND SENSITIVITÄT	52
9.1 Semiquantitative Abschätzung der Ungewissheiten	52
9.1.1 Betrachtete Ungewissheiten	53
9.1.2 Ergebnisse	54
9.2 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Inventardaten	54
9.2.1 Sicherheitsrelevante Zielgrößen	54
9.2.2 Vorgehensweise	59
9.2.3 Ergebnisse	62
9.3 Sensitivität der Faktoren der Auslegung, des Betriebs und der Nachverschlussphase	62
9.3.1 Auswahl relevanter Faktoren	62
9.3.2 Vorgehensweise	63
9.3.3 Ergebnisse	63

10 BEWERTUNG DER ANFORDERUNGEN AN DIE ERFASSUNG DER ABFALLSPEZIFISCHEN INVENTARDATEN.....	64
10.1 Brennstabanzahl (im Beladungszustand).....	70
10.1.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	70
10.1.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	70
10.1.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	70
10.1.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Brennstabanzahl.....	71
10.1.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Brennstabanzahl.....	72
10.2 Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (Entladung)	72
10.2.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	72
10.2.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	72
10.2.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	72
10.2.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Datums der Entnahme aus dem Reaktorkern.....	73
10.2.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Datums der Entnahme aus dem Reaktorkern.....	75
10.3 Brennelementtyp.....	76
10.3.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	76
10.3.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	76
10.3.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	76
10.3.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Brennelementtyps	76
10.3.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Brennelementtyps	77
10.4 Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS.....	77
10.4.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	77
10.4.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	77
10.4.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	77
10.4.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS	78
10.4.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS.....	79
10.5 Abfallkategorie.....	79
10.5.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	79
10.5.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	80
10.5.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	80
10.5.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Abfallkategorie	80
10.5.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Abfallkategorie	80
10.6 (Komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung.....	82
10.6.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	85
10.6.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	86
10.6.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	87
10.6.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der komponentenspezifischen chemischen Zusammensetzung.....	89

10.6.5	Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der komponentenspezifischen chemischen Zusammensetzung.....	92
10.7	Gittertyp bzw. Anordnung der Brennstäbe	93
10.7.1	Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	93
10.7.2	Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	93
10.7.3	Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	93
10.7.4	Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Gittertyps.....	94
10.7.5	Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Gittertyps.....	95
10.8	Geometrie (innere und äußere)	95
10.8.1	Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	95
10.8.2	Semiquantitative Abschätzung der Ungewissheiten.....	95
10.8.3	Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	96
10.8.4	Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Geometrie	98
10.8.5	Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Geometrie	99
10.9	Form.....	100
10.9.1	Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	100
10.9.2	Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	100
10.9.3	Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	100
10.9.4	Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Form	101
10.9.5	Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Form	101
10.10	(Anfangs-)Volumen.....	101
10.10.1	Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	101
10.10.2	Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	102
10.10.3	Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	102
10.10.4	Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des (Anfangs-)Volumens.....	102
10.10.5	Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des (Anfangs-)Volumens.....	103
10.11	Freies Volumen im Brennstabplenum	103
10.11.1	Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	103
10.11.2	Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	103
10.11.3	Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	103
10.11.4	Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des freien Volumens im Brennstabplenum	103
10.11.5	Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des freien Volumens im Brennstabplenum	104
10.12	Gesamtmasse	104
10.12.1	Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	104
10.12.2	Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	105
10.12.3	Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	105
10.12.4	Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Gesamtmasse.....	106
10.12.5	Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Gesamtmasse.....	106
10.13	Brennstoffdichte.....	107
10.13.1	Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	107

10.13.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	107
10.13.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	107
10.13.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Brennstoffdichte	108
10.13.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Brennstoffdichte	108
10.14 Abfalldichte	108
10.14.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	108
10.14.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	108
10.14.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	109
10.14.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Abfalldichte	109
10.14.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Abfalldichte	111
10.15 (Komponentenspezifisches) Radionuklidinventar	111
10.15.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	111
10.15.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	112
10.15.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	117
10.15.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des komponentenspezifischen Radionuklidinventars	118
10.15.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des komponentenspezifischen Radionuklidinventars	119
10.16 Gesamtaktivität	120
10.16.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	120
10.16.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	120
10.16.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	120
10.16.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Gesamtaktivität	120
10.16.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Gesamtaktivität	121
10.17 Gasförmige (und flüchtige) Radionuklide	121
10.17.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	122
10.17.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	122
10.17.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	122
10.17.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der gasförmigen und flüchtigen Radionuklide	122
10.17.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der gasförmigen und flüchtigen Radionuklide	123
10.18 (Ursprünglicher) Anreicherungsgrad bzw. Anreicherung	123
10.18.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	123
10.18.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	123
10.18.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	124
10.18.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Anreicherung	124
10.18.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Anreicherung	125
10.19 Abbrand des Kernbrennstoffs	125
10.19.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	125
10.19.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	125
10.19.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	126
10.19.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Abbrands	126

10.19.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Abbrands	126
10.20 Strahlungsdosisleistung	127
10.20.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	127
10.20.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	127
10.20.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	127
10.20.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Strahlungsdosisleistung	128
10.20.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Strahlungsdosisleistung	134
10.21 Komponentenspezifische Zusammensetzung	135
10.21.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	135
10.21.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	136
10.21.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	136
10.21.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der komponentenspezifischen Zusammensetzung	136
10.21.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der komponentenspezifischen Zusammensetzung	136
10.22 Metalle	136
10.22.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	137
10.22.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	137
10.22.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	137
10.22.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Metallinventars	138
10.22.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Metallinventars	140
10.23 Organika	140
10.23.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	141
10.23.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	141
10.23.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	141
10.23.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Organika	141
10.23.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Organika	142
10.24 Wasserinventar	142
10.24.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	142
10.24.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	143
10.24.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	143
10.24.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Wasserinventars	144
10.24.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Wasserinventars	145
10.25 Inertes Füllgas (Brennstab)	146
10.25.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	146
10.25.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	146
10.25.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite	146
10.25.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des inerten Füllgases	146
10.25.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich inerten Füllgases	146
10.26 Masse der Spaltstoffe und ihre isotopenweise Zusammensetzung (Spaltstoffinventar)	147

10.26.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	147
10.26.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	147
10.26.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	148
10.26.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Spaltstoffinventars..	150
10.26.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Spaltstoffinventars.....	152
10.27 Masse Schwermetall	153
10.27.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	153
10.27.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	154
10.27.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	154
10.27.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Schwermetallmasse.	155
10.27.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Schwermetallmasse	155
10.28 Nachzerfallsleistung.....	156
10.28.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien	156
10.28.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten	156
10.28.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite.....	156
10.28.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Nachzerfallsleistung	156
10.28.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Nachzerfallsleistung	157
11 PRIORISIERUNG DER ABFALLSPEZIFISCHEN INVENTARDATEN	159
12 LITERATUR.....	161
A1 BEGRIFFSDEFINITIONEN.....	171
A2 ANFORDERUNGEN AN DAS ENDLAGERSYSTEM UND SEINE BESTANDTEILE	175
A3 ANFORDERUNGEN AN DIE ERFASSUNG VON INVENTARDATEN	179
A4 ANFORDERUNGEN AN INVENTARMODELLE FÜR DIE STANDORTAUSWAHL	194
A5 INTERNATIONALE ANFORDERUNGEN AN INVENTARSYSTEME	205
A6 BETRACHTETE RADIONUKLIDE	237
A7 PLANUNG UND ABLAUF	246
A8 ERFOLGSKONTROLLBERICHT	247

TABELLENVERZEICHNIS

Seite:

Tabelle 1: Sicherheitsrelevante Zielgrößen (abgeleitet aus den Anforderungen an das Endlagersystem und seine Bestandteile)	5
Tabelle 2: Übersicht von sechs Ländern mit technologisch entwickelten Endlagerprogrammen	12
Tabelle 3: Referenzbrennstoffeigenschaften (Finnland)	16
Tabelle 4: IRF (Finnland) gemäß [29] Kap. 6.8.2	20
Tabelle 5: IRF (Schweden) gemäß [43] Tabelle 3-15	27
Tabelle 6: FGR (Schweden) gemäß [36] Tabelle 6-16.....	28
Tabelle 7: CRF (Schweden) gemäß [43] Tabelle 3-14.....	29
Tabelle 8: Brennstoffumwandlungsrate (Schweden) gemäß [43] Tabelle 3-21	29
Tabelle 9: Eigenschaften des Referenzbrennelements (Kanada).....	33
Tabelle 10: IRF (Kanada) gemäß [44] Table 7-13	34
Tabelle 11: Anreicherung und Entladeabbrand der BE-Abfallsorten (Schweiz)	43
Tabelle 12: IRF [%] der Brennstoffmatrix (Schweiz) gemäß [67] Table 5.....	43
Tabelle 13: Kategorisierung der identifizierten Anforderungen an Inventarmodelle.....	47
Tabelle 14: Betrachtetes Inventar gemäß dem <i>Verzeichnis radioaktiver Abfälle</i> [71]	52
Tabelle 15: Aufteilung der Bandbreiten	54
Tabelle 16: Legende für die Bewertung der abfallspezifischen Inventardaten (Tabelle 17).....	65
Tabelle 17: Bewertung der abfallspezifischen Inventardaten.....	66
Tabelle 18: Typische Anzahl an BS in Abhängigkeit vom Gittertyp gemäß [42] Table A-3 und A-4 und [77] Tab. 2.1.....	70
Tabelle 19: Auswirkung der Erhöhung der Brennstabanzahl auf die Brennstoffmatrixmasse, abgeleitet aus [42] Table A-3	71
Tabelle 20: Einfluss der Zeit auf die Masse der Spaltstoffe eines bestrahlten BE	73
Tabelle 21: Endlagerbehälterkonzepte nach Abfallkategorien.....	81
Tabelle 22: Technische Verunreinigungen der Brennstoffmatrix gemäß [75] Tab. III mit Verweis auf [83] und Zusammensetzung von Zircaloy-2, Zircaloy-4, Inconel 625 und Inconel 718 gemäß [75] Tab. VI und VII	82
Tabelle 23: Chemische Zusammensetzung verschiedener hochradioaktiver Glasprodukte ([89] Tabelle 2b).....	88
Tabelle 24: Vergleich der schweizerischen Abfallsorten B-UO ₂ -U-HAA und BE-B-MOX-U-HAA (Eigenschaften nach der Bestrahlung) gemäß [61, 62]	92
Tabelle 25: TW und GW für die β -/ γ -Oberflächendosisleistung der hochradioaktiven verglasten Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [89].....	93
Tabelle 26: Entwicklung von Gittertypen am Beispiel der SWR-BE von Westinghouse gemäß [77] Abb. 2.12.....	93
Tabelle 27: Vergleich von schweizerischen Abfallsorten bezüglich Gittertyp und Aktivität, abgeleitet aus [61, 62, 65, 66].....	94
Tabelle 28: TW für SWR-BE in Abhängigkeit vom Gittertyp gemäß [42] Table A-3 und [77] Tab. 2.2.....	96
Tabelle 29: TW für DWR-BE in Abhängigkeit vom Gittertyp gemäß [42] Table A-4 und [77] Tab. 2.1	97
Tabelle 30: Brennelementmassen der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66]	105
Tabelle 31: Massen der Abfallprodukte und Kokillen der schweizerischen Abfallsorten für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [88, 89, 94–97].....	106
Tabelle 32: TW für Brennstoffdichten für SWR-BE gemäß [42] Table A-3	107
Tabelle 33: Glasdichten für HAW-Glasprodukte bei 20 °C gemäß [89] Table 2a.....	109
Tabelle 34: Absorptionskoeffizienten für verschiedene Elemente, abgeleitet aus [102].....	110

Tabelle 35: Vergleich von berechneten und gemessenen Radionuklidinventaren einer Brennstoffmatrix gemäß [42] Kap. 6.2.6.....	114
Tabelle 36: Messtechnisch bestimmte Radionuklide für hochradioaktive Glasprodukte aus Frankreich gemäß [88, 89].....	114
Tabelle 37: Messtechnisch bestimmte Radionuklide für hochradioaktive Glasprodukte aus dem Vereinigten Königreich gemäß [89]	115
Tabelle 38: Messtechnisch bestimmte Radionuklide für CSD-B gemäß [88] mit Verweis auf (<i>Areva NC 2010</i>).....	115
Tabelle 39: Messtechnisch bestimmte Radionuklide für CSD-C gemäß [91].....	116
Tabelle 40: Aktivitäten von Pu-241, Am-241 und Cm-244 der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66].....	117
Tabelle 41: Aktivitäten von Pu-241, Am-241 und Cm-244 der schweizerischen Abfallsorten für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [94–97].....	118
Tabelle 42: Aktivitäten von Sr-90, Cs-137 und Am-241 der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66].....	120
Tabelle 43: Oberflächendosisleistung der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66].....	128
Tabelle 44: Oberflächendosisleistung der schweizerischen Abfallsorten für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [94–97]	128
Tabelle 45: Komponenten mit Wasser- bzw. Lösungsinventar nach Endlagerkonzepten.....	130
Tabelle 46: Zusammenfassende Bewertung der Auswirkungen der strahlungsdosisleistungsbeeinflussten Prozesse.....	134
Tabelle 47: Metallinventar der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66].....	138
Tabelle 48: Korrosionsraten der metallischen Strukturteile gemäß [29] Kap. 6.4 und 6.5	139
Tabelle 49: Auszug aus dem Radionuklidinventar des finnischen Referenzgebindes gemäß [29] Table 5-4	139
Tabelle 50: Mittleres Spaltstoffinventar der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66].....	149
Tabelle 51: Maximales Spaltstoffinventar der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66].....	149
Tabelle 52: Mittleres Spaltstoffinventar der schweizerischen Abfallsorten für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [94–97]	150
Tabelle 53: Maximales Spaltstoffinventar der schweizerischen Abfallsorten für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [94–97]	150
Tabelle 54: Vergleich von ZE und Q_{eff} gemäß <i>ENDF/B-VIII.0</i> [112].....	151
Tabelle 55: Zulässige Massen der Spaltstoffe für Betonbehälter (BB), Gussbehälter (GB) und Container (C) gemäß [104]	152
Tabelle 56: Mittlere Schwermetallmassen für BE aus Leistungsreaktoren, abgeleitet aus dem <i>Verzeichnis radioaktiver Abfälle</i> [71].....	154
Tabelle 57: Mittlere Schwermetallmassen für BE aus Versuchs-, Demonstrations- und Forschungsreaktoren (abgeleitet aus dem <i>Verzeichnis radioaktiver Abfälle</i> [71])	155
Tabelle 58: Anforderungen an das Endlagersystem, den ewG und die (geo-)technischen Barrieren (Aus den grün hinterlegten Anforderungen wurden sicherheitsrelevante Zielgrößen abgeleitet.).....	175
Tabelle 59: Anforderungen an Behälter und Gebinde in der Betriebs- und Nachverschlussphase (Aus den grün hinterlegten Anforderungen wurden sicherheitsrelevante Zielgrößen abgeleitet.).....	176
Tabelle 60: Anforderungen an die Erfassung von Inventardaten	179

Tabelle 61: Anforderungen an die radioaktiven Abfälle, Edelstahlkokillen (Kokille), Behälter und Gebinde (bei Angabe eines Abfallstroms bezieht sich die entsprechende Anforderung nur auf den benannten Abfallstrom, grün hinterlegte Anforderungen wurden in Tabelle 17 übernommen und entsprechen den Kategorien K1 und K2P der identifizierten Anforderungen an Inventarmodelle).....	194
Tabelle 62: Internationale Anforderungen an Inventarsysteme (grün hinterlegte Anforderungen wurden in Tabelle 17 übernommen und entsprechen den Kategorien K1 und K2P der identifizierten Anforderungen an Inventarmodelle)	205
Tabelle 63: Betrachtete Radionuklide (Finnland: aus [29] Table 5-4; Frankreich - HLW und ILW-LL: gelb hinterlegt aus [52] Appendix 3, die übrigen Radionuklide wurden auf Basis ihrer Halbwertszeit ergänzt; Frankreich - N. E.: aus [52] Table 2.1-1; Schweden - UO ₂ und MOX: aus [42] Table C-2, die blau hinterlegten Radionuklide wurden gemäß Table 6-1 im Rahmen der Sicherheitsanalyse betrachtet; Schweden - Gebinde: aus [43] Table 3-7; Schweiz: aus [60–66, 94–97]; Kanada: potenziell relevante Radionuklide aus [44] Table 3-3).....	237

ABBILDUNGSVERZEICHNIS

Seite:

Abbildung 1: Vereinfachte Darstellung des Zusammenhangs zwischen Inventar-, Behälter- und Gebindedaten sowie Freisetzungsdaten zur Bestimmung des Quellterms.....	47
Abbildung 2: Schematischer Überblick der Veränderungen und Abhängigkeiten zwischen Radionuklidinventar (RN-Inventar) und den anderen abfallspezifischen Inventardaten für den Abfallstrom „Bestrahlte Brennelemente und Brennelementkannen“.....	61
Abbildung 3: Entwicklung der Aktivität und Nachzerfallsleistung eines BE, abgeleitet aus [64].....	74
Abbildung 4: Entwicklung der β -/ γ -Aktivität am Beispiel von zwei schweizerischen Abfallsorten, abgeleitet aus [61, 62].....	75
Abbildung 5: Entwicklung der Nachzerfallsleistung, abgeleitet aus [61–66].....	91
Abbildung 6: Einfluss der abfallspezifischen Inventardaten auf Zielgrößen und Faktoren.....	160
Abbildung 7: Projektablaufplan.....	246

ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

A	Allgemein
AGT	Abfallgebindetypen
ALARA	<i>as low as reasonably achievable</i> – so niedrig wie vernünftigerweise erreichbar
Andra	Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs
Anf.-ID	Anforderungs-Identifikationsnummer
ANSICHT	Methodik und Anwendungsbezug eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes für ein HAW-Endlager im Tonstein
APM	<i>Adaptive Phased Management</i> – Plan für die sichere Endlagerung von Kanadas abgebrannten Brennelementen
Apx.	<i>Appendix</i> – Anhang
ASK	Anlagen, Systeme und Komponenten
Asp.-ID	Aspekt-Identifikationsnummer
ATA	alphatoxische Abfälle
AtEV	Verordnung über Anforderungen und Verfahren zur Entsorgung radioaktiver Abfälle
AtG	Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren
AVM	<i>Atelier Vitrification Marcoule</i> – Verglasungsanlage Marcoule
AVR	<i>früher:</i> Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor
AVV Tätigkeiten	Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Ermittlung der Exposition von Einzelpersonen der Bevölkerung durch genehmigungs- oder anzeigebedürftige Tätigkeiten
B	Bestrahlte Brennelemente und Brennelementkannen
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
BB	Betonbehälter
BE	Brennelement
BEL	Belgien
BER II	Berliner Experimentierreaktor
BFE	Bundesamt für Energie
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BM	Brennstoffmatrix
BNFL	British Nuclear Fuel Limited
BS	Brennstab
BSt	Brennstoff

BSK-RCu	rückholbare Brennstabkockille aus Edelstahl mit einer 5 cm starken Kupferaußenhülle
BWR	<i>Boiling water reactor</i> – Siedewasserreaktor
C	Container
CA	Kanada
CANDU	Canada Deuterium Uranium – Schwerwasser-Druckröhren-Reaktor
CH	Schweiz
CH ₄	Methan
CO ₂	Kohlenstoffdioxid
COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires
CRF	<i>Corrosion Release Fraction</i> – Anteil der durch Korrosion freigesetzt wird
CRUD	<i>Chalk River Unidentified Deposits</i>
CSD-B	<i>Colis Standard des Déchets Boues</i> – Standardgebinde für schlammhaltige Abfälle
CSD-C	<i>Colis Standard des Déchets Compactés</i> – Standardgebinde für kompaktierte Abfälle
CSD-V	<i>Colis Standard de Déchets Vitriifiés</i> – Standardgebinde für verglaste Abfälle
DWR	Druckwasserreaktor
EIR	<i>Environmentally Induced Replication</i> – Umweltbedingte Replikation
ENDF	<i>Evaluated Nuclear Data File</i> – Ausgewertete Nukleardaten-Datei
EndlSiAnfV	Verordnung über Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle
EndlSiUntV	Verordnung über Anforderungen an die Durchführung der vorläufigen Sicherheitsuntersuchungen im Standortauswahlverfahren für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle
Erf.-ID	Erfassungs-Identifikationsnummer
ESK	Entsorgungskommission
ewG	einschlusswirksamer Gebirgsbereich
FEM	Finite Elemente Methode
FEP	<i>Features, Events and Processes</i> – Komponenten, Ereignisse und Prozesse
FGR	<i>Fission gas release</i> – Spaltgasfreisetzung
FI	Finnland
FR	Frankreich
FRM II	Forschungsreaktor München II
GB	Gussbehälter
GW	garantierter Wert

H ₂	gasförmiger Wasserstoff
HAA	hochaktiver Abfall
HAW	<i>High activity waste</i> – Hochradioaktiver Abfall
HAW-WAK	Hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitungsanlage Karlsruhe
HLW	<i>High level waste</i> – hochradioaktiver Abfall
HQ	<i>Hazard Quotient</i> – Gefährdungsquotient
HR	Hüllrohr
HTR	Hochtemperaturreaktor
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i> – Internationale Atomenergie-Organisation
ICRP	<i>International Commission on radiological protection</i> – Internationale Strahlenschutzkommission
InvEnd	Stellenwert des Inventars radioaktiver Abfälle bei der Standortauswahl für ein Endlager
IRF	<i>Instant release fraction</i> – Anteil, von dem angenommen wird, dass er instantan freigesetzt wird
IRF _G	<i>Instant release fraction</i> des Radionuklidinventars in Spalten
IRG _{GB}	<i>Instant release fraction</i> des Radionuklidinventars auf Korngrenzen
IRF _T	gesamte <i>Instant release fraction</i>
ILW	<i>Intermediate Level Waste</i> – mittelaktive Abfälle
ILW-LL	<i>Intermediate-level long-lived waste</i> – mittelaktive langlebige Abfälle
ISRAM	Informationssystem für radioaktive Materialien
IÜ	Isomerieübergang (auch isomerer Übergang)
IZD	individuelle Zusatzdokumentation
JEFF	<i>Joint Evaluated Fission and Fusion File</i> – Gemeinsam bewertete Spaltungs- und Fusionsdatei
Kat.-ID	Kategorie-Identifikationsnummer
KBS	<i>Kärnbränslesäkerhet</i> – Sicherheit von Kernbrennstoffen
k _{eff}	berechneter Neutronenmultiplikationsfaktor
KKW	Kernkraftwerk
KNK	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage Karlsruhe
KSBS	Köcher für Sonderbrennstäbe
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LWR	Leichtwasserreaktor
MCNP	Monte Carlo N-Particle®

MIRAM	Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien
MOX	Mischoxid
Nagra	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle
N. E.	normale Entwicklung
NVP	Nachverschlussphase
NWMO	Nuclear Waste Management Organization
ONDRAF/ NIRAS	Organisme national des déchets radioactifs et des matières fissiles enrichies/ Nationale instelling voor radioactief afval en verrijkte splijtstoffen
PG	Primärgebinde
PIGD	<i>Plan industriel de gestion des déchets</i> – Entsorgungsprogramm für Industrieabfälle
Posiva	Posiva Oy
PWR	<i>Pressurized water reactor</i> – Druckwasserreaktor
Q _{eff}	effektive Wärme
QS	Qualitätssicherung
RJ	Referenzjahr
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
RSM	Radionuklid-Screening-Modell
rvSU	repräsentative vorläufige Sicherheitsuntersuchung
S	Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung
SBS	Sonderbrennstab
SE	Steuerelement
SE-HR	Steuerelement-Hüllrohr
SE-AM	Steuerelement-Absorptionsmaterial
SKB	Svensk Kärnbränslehantering AB
ST	Strukturteil
StandAG	Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle
StrlSchV	Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung
STUK	Säteilyturvakeskus
SWE	Schweden
SWR	Siedewasserreaktor
SWT	Stand von Wissenschaft und Technik
THTR	Thorium-Hoch-Temperatur-Reaktor
TVEL	ROSATOM TVEL

TW	typischer Wert
UK-HAW	<i>United Kingdom - High activity waste</i> – Hochradioaktive Abfälle aus dem Vereinigten Königreich (entspricht VR)
USEPA	United States Environmental Protection Agency
uvSU	umfassende vorläufige Sicherheitsuntersuchung
UO ₂	Urandioxid
V	Verglaste Abfälle aus der Wiederaufbereitung
VEK	Verglasungseinrichtung Karlsruhe
VR	<i>Vitrified Residue</i> – Verglaste Rückstände
vSU	vorläufige Sicherheitsuntersuchung
VSG	vorläufige Sicherheitsanalyse Gorleben
VTT	Technical Research Centre of Finland
WAK	Wiederaufbereitungsanlage Karlsruhe
wvSU	weiterentwickelte vorläufige Sicherheitsuntersuchung
WWER	Druckwasserreaktor russischer Bauart - Wasser-Wasser-Energie-Reaktor/Вододвояной энергетический реактор/Vodo-vodjanoj énergetičeskij reaktor/Wodowodjanoi energetitscheski reaktor
ZE	Zerfallsenergie
ZWL	Zwischenlager

1 EINLEITUNG UND PROJEKTVORAUSSETZUNGEN

In den vorläufigen Sicherheitsuntersuchungen (vSU), die im Rahmen des Standortauswahlverfahrens durchzuführen sind, hat der Vorhabenträger das Endlagersystem in seiner Gesamtheit zu betrachten und entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik (SWT) hinsichtlich seiner Sicherheit zu bewerten. Dazu wird das Verhalten des Endlagersystems unter verschiedenen Belastungssituationen und unter Berücksichtigung von Datenunsicherheiten, Fehlfunktionen sowie unter Berücksichtigung zukünftiger Entwicklungsmöglichkeiten im Hinblick auf den sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle untersucht (§ 27 Abs. 2 Satz 1 und 2 *Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle (StandAG)* [1]).

Gegenstand der vSU ist die Bewertung, inwieweit der sichere Einschluss der radioaktiven Abfälle unter Ausnutzung der geologischen Standortgegebenheiten erwartet werden kann (§ 27 Abs. 1 *StandAG* [1]). Die dieser Bewertung zugrunde zulegenden Sicherheitsanforderungen werden in der *Verordnung über Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle (EndlSiAnfV)* [2] festgelegt und umfassen insbesondere

- Anforderungen an den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlung,
- Anforderungen an die Rückholbarkeit und zur Ermöglichung einer Bergung und
- Anforderungen zum Sicherheitskonzept des Endlagers für die Betriebs- und die Nachverschlussphase einschließlich dessen schrittweiser Optimierung.

Der Detaillierungsgrad der vSU nimmt von Phase zu Phase des Standortauswahlverfahrens zu (§ 27 Abs. 3 Satz 2 *StandAG* [1]):

- Ermittlung von Standortgebieten für übertägige Erkundung (§ 14 *StandAG* [1]):
Repräsentative vorläufige Sicherheitsuntersuchung (rvSU)
- Übertägige Erkundung und Vorschlag für untertägige Erkundung (§ 16 *StandAG* [1]):
Weiterentwickelte vorläufige Sicherheitsuntersuchung (wvSU)
- Untertägige Erkundung (§ 18 *StandAG* [1]):
Umfassende vorläufige Sicherheitsuntersuchung (uvSU)

Gemäß § 27 Abs. 3 Satz 1 *StandAG* [1] sind die vSU auf der Grundlage abdeckender Annahmen zu Menge, Art und Eigenschaften der radioaktiven Abfälle durchzuführen. Dabei sind alle Informationen (insbesondere zu Menge, Art, Zusammensetzung und Aktivität) heranzuziehen, die für die Durchführung der jeweiligen vSU erforderlich sind (§ 4 Abs. 2 *Verordnung über Anforderungen an die Durchführung der vorläufigen Sicherheitsuntersuchungen im Standortauswahlverfahren für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle (EndlSiUntV)* [3]).

Des Weiteren sind die zum Zeitpunkt der Erstellung der jeweiligen vSU bestehenden Ungewissheiten vom Vorhabenträger systematisch auszuweisen und dahingehend zu charakterisieren, auf welchen Sachverhalten oder Kenntnisdefiziten sie beruhen. Hierbei sind auch Verknüpfungen von Ungewissheiten untereinander sowie Ungewissheiten der Modellierung zu berücksichtigen. Aufgrund von Ungewissheiten getroffene Annahmen sind darzulegen und zu begründen (§ 11 Abs. 1 *EndlSiUntV* [3]). Außerdem hat der Vorhabenträger den Umgang mit den Ungewissheiten und deren Auswirkungen auf die Aussagekraft des Ergebnisses der vSU, insbesondere den Einfluss auf die Zuverlässigkeit der sicherheitsgerichteten Aussagen zu dokumentieren (§ 11 Abs. 2 *EndlSiUntV* [3]).

Das Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) hat nach § 4 *StandAG* [1] die Aufgabe, die vSU im Rahmen der Vorschläge nach § 14, § 16 und § 18 *StandAG* [1] zu prüfen. Für diese Prüfung muss dem BASE unter anderem ein belastbares und stufengerechtes Inventarmodell vorliegen. Das BASE beauftragte die Brenk Systemplanung GmbH mit der Entwicklung einer stufengerechten Zusammenstellung und wissenschaftlichen Begründung der Anforderungen an den Aufbau eines Inventarmodells für hochradioaktive Abfälle unter Berücksichtigung der Endlagerkonzepte für die verschiedenen Wirtsgesteine (Steinsalz, Tongestein und Kristallingestein).

Die Bearbeitung der Aufgabenstellung erfolgt in den folgenden vier Arbeitspaketen:

- Arbeitspaket 1: Regulatorischer Rahmen
- Arbeitspaket 2: Anforderungen an Inventarsysteme
- Arbeitspaket 3: Abschätzung zu Ungewissheiten und Sensitivität
- Arbeitspaket 4: Berichterstellung

Die Arbeitspakete 1, 2 und 3 wurden jeweils mit einem Zwischenbericht abgeschlossen. Ziel dieses Schlussberichts ist es, die Ergebnisse der einzelnen Zwischenberichte zusammenfassend darzustellen.

Hinweis

In Anhang A1 sind Begriffsdefinitionen enthalten.

2 AUFGABENSTELLUNG

Ziel dieses Forschungsvorhabens ist die Entwicklung einer stufengerechten Zusammenstellung und wissenschaftlichen Begründung der Anforderungen an den Aufbau eines Inventarmodells für hochradioaktive Abfälle unter Berücksichtigung der Endlagerkonzepte für die verschiedenen Wirtsgesteine (Steinsalz, Tongestein und Kristallingestein). Dies umfasst neben den Parametern, die im Inventarmodell erfasst werden müssen, auch generelle Abschätzungen zu den bestehenden Ungewissheiten der Inventardaten und deren potenziellen Auswirkungen auf endlagerrelevante Aspekte (Sensitivität).

Als Basis für die durchzuführenden Arbeiten soll zunächst der regulatorische Rahmen für das Themenfeld *Inventar*¹ beschrieben werden. Dabei soll auch erarbeitet werden, anhand welcher Kriterien (hier sicherheitsrelevante Zielgrößen genannt) die spätere Überprüfung der Sicherheitsanforderungen im Hinblick auf die Einhaltung der Schutzziele und allgemeinen Sicherheitsprinzipien durch das BASE erfolgen kann. Die Beschreibung des regulatorischen Rahmens erfolgt in Kapitel 7.

Im Anschluss sollen die Anforderungen an den Aufbau eines Inventarmodells für hochradioaktive Abfälle, die dem SWT entsprechen, zusammengestellt werden. Zu diesem Zweck sollen auf Basis

1. der generischen Konzepte für die drei Wirtsgesteine und der existierenden *Features, Events and Processes* (FEP)-Kataloge alle für die Standortauswahl relevanten Eigenschaften des einzulagernden Abfalls identifiziert und bewertet werden. Dabei ist auch einzubeziehen, inwieweit sich eine längere Zwischenlagerung der Abfälle auf die identifizierten Anforderungen auswirken könnte. Dies erfolgt in Kapitel 8.1.
2. einer Analyse der Inventarsysteme in Ländern mit technologisch entwickelten Endlagerprogrammen eine Übersicht des internationalen SWT für Inventarmodelle entwickelt werden. Dabei ist auch zu analysieren, welche Schlussfolgerungen für das deutsche Programm aus den gewonnenen Erkenntnissen gezogen werden können. Dies erfolgt in Kapitel 8.2.

Um eine Grundlage für die Bewertung der vom Vorhabenträger vorgelegten Ausführungen zu bestehenden Ungewissheiten zu schaffen, sollen die Ungewissheiten in den identifizierten Inventardaten qualitativ bis semiquantitativ abgeschätzt werden. Die semiquantitative Abschätzung der Ungewissheiten erfolgt in Kapitel 9.1.

Da sich Änderungen der Ausprägungen der identifizierten Inventardaten in unterschiedlichem Maße auf sicherheitsrelevanten Zielgrößen und damit auf die Ergebnisse der vSU sowie die Faktoren der Auslegung, des Betriebs und der Nachverschlussphase (NVP) auswirken können, soll außerdem bewertet werden, welche Inventardaten in diesem Zusammenhang besonders relevant sind. Zu diesem Zweck soll die Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen bzw. der Faktoren der Auslegung, des Betriebs und der NVP hinsichtlich der Inventardaten bewertet werden. Dies erfolgt in den Kapiteln 9.2 und 9.3.

Schließlich werden die Ergebnisse zur Bewertung der Anforderungen an die Erfassung der abfallspezifischen Inventardaten für alle erfassten Parameter in Kapitel 10 und die darauf basierende Priorisierung der (abfallspezifischen) Inventardaten in Kapitel 7 dargestellt.

¹ Unter dem Begriff „Inventar“ werden sowohl die hochradioaktiven Abfälle selbst, als auch die Abfallgebäude verstanden.

3 PLANUNG UND ABLAUF

Das Vorhaben hatte eine Laufzeit von 15 Monaten. Der Projekt- und Ablaufplan ist in Anhang A7 dargestellt.

4 STAND VON WISSENSCHAFT UND TECHNIK

Im Laufe des Projektes wurde der SWT ermittelt und angewandt. Er findet sich u. a. in der Ermittlung des regulatorischen Rahmens (Kapitel 7), der systematischen Zusammenstellung der Anforderungen an Inventarmodelle (Kapitel 8) und dem Literaturverzeichnis wieder (Kapitel 12).

Es wurden keine Konstruktionen, Verfahren und Schutzrechte für die Durchführung des Vorhabens genutzt.

5 ZUSAMMENARBEITEN

Es wurden während der Projektlaufzeit sieben Fachgespräche sowie ein Hauskolloquium mit dem BASE abgehalten. Es haben sich keine weiteren Zusammenarbeiten mit anderen Stellen ergeben.

6 ERGEBNISSE

In den folgenden Kapiteln werden die Ergebnissen zum Projekt dargestellt:

- Kapitel 7 umfasst den regulatorischen Rahmen mit den Anforderungen an das Endlagersystem und seine Bestandteile (Kapitel 7.1) und an die Erfassung von Inventardaten hochradioaktiver Abfallströme (Kapitel 7.2). In den Anhängen A2 und A3 werden die Ergebnisse tabellarisch dargestellt.
- Im Kapitel 8 werden Anforderungen an Inventarmodelle für die Standortauswahl entsprechend dem SWT entwickelt, welche mit internationalen Anforderungen an Inventarmodelle abgeglichen und ergänzt werden. Zusätzlich wird der Einfluss einer verlängerten Zwischenlagerung betrachtet. In den Anhängen A4 und A5 werden die Ergebnisse tabellarisch dargestellt.
- Im Kapitel 9 werden die Ungewissheiten und Sensitivitäten der entwickelten Anforderungen an die Erfassung der abfallspezifischen Inventardaten betrachtet.
- Im Kapitel 10 wird eine Bewertung der identifizierten Anforderungen an die Erfassung der abfallspezifischen Inventardaten durchgeführt.
- Im Kapitel 11 werden die identifizierten Anforderungen zu Priorisierungsgruppe zugeordnet.
- Anhang A1 beinhaltet Begriffdefinitionen.
- In Anhang A6 werden international betrachteten Radionuklide aufgelistet.

Der Bericht bzw. die Ergebnisse aus diesem Projekt werden dem BASE die Prüfung und Bewertung der vorläufigen Sicherheitsuntersuchungen ermöglichen, die im Rahmen des Standortauswahlverfahrens vom Vorhabensträger durchzuführen sind.

Die Ergebnisse sind nach dem SWT entstanden. Mit Ende der Durchführung des Projektes wurde hiervon unabhängig ein Überblick zur Schätzung des Nuklidinventars und der Zerfallswärme von der EURAD WP8 Gruppe publiziert [4], die bei einem eventuellen Nachfolgeprojekt ggf. zu betrachten wäre.

Nach Abschluss dieses Projektes ist es vorgesehen, die Ergebnisse in einer *Peer-reviewed* Zeitschrift zu publizieren sowie bei der Konferenz SAFEND 2023 die Ergebnisse vor einem Fachpublikum zu präsentieren.

Im Anhang A8 ist das Erfolgsprotokollbericht zu finden.

7 REGULATORISCHER RAHMEN

Der regulatorische Rahmen umfasst sowohl die Anforderungen an das Endlagersystem und seine Bestandteile, die für die Entwicklung der Anforderungen an die Erfassung von Inventardaten maßgeblich sind (siehe Kapitel 7.1), als auch die Anforderungen an die Erfassung von Inventardaten² hochradioaktiver Abfallströme (siehe Kapitel 7.2).

7.1 Anforderungen an das Endlagersystem und seine Bestandteile

Durch die Auswertung deutscher Gesetze, untergesetzlicher Regelwerke sowie internationaler Richtlinien und Best-Practice-Papiere werden Anforderungen an das Endlagersystem und seine Bestandteile identifiziert, die für die Entwicklung der Anforderungen an die Erfassung von Inventardaten maßgeblich sind. Bei den identifizierten Anforderungen wird zwischen Anforderungen an das Endlagersystem, den einschlusswirksamen Gebirgsbereich (ewG) und die (geo-)technischen Barrieren (siehe Tabelle 58 in Anhang A2) und Anforderungen an Behälter und Gebinde (siehe Tabelle 59 in Anhang A2) unterschieden.

Aus den identifizierten Anforderungen werden sogenannte sicherheitsrelevante Zielgrößen abgeleitet, welche der späteren Überprüfung der Sicherheitsanforderungen in Hinblick auf die Einhaltung der Schutzziele und allgemeinen Sicherheitsprinzipien (siehe Kapitel 9.2) dienen. Dabei werden allerdings lediglich die sicherheitsrelevanten Zielgrößen betrachtet, die von den Inventardaten abhängig sind und sich aus den aktuell gültigen verbindlichen Regelwerken zur Standortauswahl (d. h. insbesondere *EndlSiAnfV* [2] und *StandAG* [1]) ableiten lassen (siehe Tabelle 1). Die Anforderungen an Handhabbarkeit, Rückholbarkeit und Bergbarkeit der Endlagergebäude werden im Rahmen dieses Forschungsvorhabens nicht näher betrachtet.

Tabelle 1: Sicherheitsrelevante Zielgrößen (abgeleitet aus den Anforderungen an das Endlagersystem und seine Bestandteile).

Kat.-ID	Anforderung	Sicherheitsrelevante Zielgröße
001	Ausschluss einer sich selbst tragenden Kettenreaktion während des Betriebs und der Stilllegung des Endlagers sowie für die zu erwartenden und die abweichenden Entwicklungen im Bewertungszeitraum.	Effektiver Multiplikationsfaktor
002	Für die zu erwartenden Entwicklungen ist zu prüfen und darzustellen, dass im Bewertungszeitraum 1. insgesamt höchstens ein Anteil von 10^{-4} und 2. jährlich höchstens ein Anteil von 10^{-9} von sowohl der Masse als auch der Anzahl der Atome aller ursprünglich eingelagerten Radionuklide aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren ausgeht.	Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren

² Unter dem Begriff „Inventardaten“ wird die Gesamtheit der Informationen zum Inventar verstanden, nicht jedoch die Zahlenwerte, die in diesen Informationen enthalten sind.

Kat.-ID	Anforderung	Sicherheitsrelevante Zielgröße
003	Es ist als Indikator die zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung abzuschätzen, die während des Bewertungszeitraums durch Austragungen von Radionukliden aus den eingelagerten radioaktiven Abfällen auftreten kann.	Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen
004	Für Auslegungsstörfälle sind Maßnahmen vorzusehen, die den Störfall beherrschen und das Endlager in einen sicheren Anlagenzustand zurückführen. ³	Körperdosen
008	Die von Temperaturänderungen infolge der Einlagerung der radioaktiven Abfälle betroffenen Gesteinsformationen sollen so beschaffen sein, dass dadurch bedingte Änderungen der Gesteinseigenschaften sowie thermomechanische Gebirgsspannungen nicht zu einem Festigkeitsverlust und der Bildung von Sekundärpermeabilitäten im Endlagerbereich führen.	Temperatur an der Gebindeoberfläche
012	Die Sicherheitsfunktionen der wesentlichen technischen und geotechnischen Barrieren dürfen durch die Temperaturentwicklung nicht erheblich beeinträchtigt werden.	
035	Solange die „maximalen physikalisch möglichen“ Temperaturen in den jeweiligen Wirtsgesteinen aufgrund ausstehender Forschungsarbeiten noch nicht festgelegt worden sind, wird aus Vorsorgegründen von einer Grenztemperatur von 100 °C an der Außenfläche der Behälter ausgegangen.	
009	Die möglichen Änderungen der chemischen Verhältnisse im Einlagerungsbereich, insbesondere auf Grund der in das Endlagerbergwerk eingebrachten Materialien, dürfen die Barrierewirkung des ewG nicht erheblich beeinträchtigen.	Temperatur, pH-Wert und Druck
026	Das Endlagergebäude muss aus Materialien gefertigt werden, welche den Einschluss und die Integrität unter den internen und externen Belastungen des Endlagers gewährleisten können (z. B. Korrosion, thermische, hydraulische, mechanische und chemische Belastungen).	im Einlagerungsbereich
011	Es ist zu prüfen und darzustellen, dass die für den sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle relevanten Eigenschaften der technischen und geotechnischen Barrieren mindestens in dem Zeitraum erhalten bleiben, in dem diese Barrieren nach dem Sicherheitskonzept erforderlich sind.	Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Endlagerbehälters

³ Die bei der Planung von Schutzmaßnahmen gegen Störfälle höchstens zugrunde zu legenden Körperdosen (effektive Dosis und verschiedene Organ-Äquivalentdosen) werden in § 104 Abs. 1 *StrlSchV* festgelegt.

Kat.-ID	Anforderung	Sicherheitsrelevante Zielgröße
023	Die Endlagergebäude müssen die im Sicherheitskonzept festgelegten Einschlusseigenschaften für ihre jeweilige Wirkungsdauer aufweisen.	

7.2 Anforderungen an die Erfassung von Inventardaten hochradioaktiver Abfallströme

Anforderungen an die Erfassung von Inventardaten hochradioaktiver Abfallströme werden durch die Auswertung deutscher Gesetze, untergesetzlicher Regelwerke sowie internationaler Richtlinien und Best-Practice-Papiere identifiziert und systematisch dokumentiert (siehe Tabelle 60 in Anhang A3), um diese später mit den für die Standortauswahl relevanten Eigenschaften des einzulagernden Abfalls abgleichen und dadurch etwaige Lücken identifizieren zu können.

Bei der systematischen Dokumentation der Anforderungen an die Erfassung von Inventardaten wird zwischen den folgenden Abfallströmen unterschieden:

- Allgemein (wenn keine Einschränkung auf einen spezifischen Abfallstrom vorliegt; A)
- Bestrahlte Brennelemente und Brennelementkannen (B)
- Verglaste Abfälle aus der Wiederaufbereitung (V)
- Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung (S)

Des Weiteren wird innerhalb der einzelnen Abfallströme zwischen Anforderungen an verschiedene Objekte (i. e. Brennelement (BE), BE-Kannen, Brennstäbe (BS), Köcher, Kokille, Behälter und Gebinde) differenziert. Unter Kokillen werden dabei verglaste bzw. kompaktierte Abfälle einschließlich ihrer Umhüllung aus korrosionsbeständigem Stahl verstanden. Behälter sind in diesem Zusammenhang die Lager- und Transportbehälter (z. B. CASTOR[®]) in denen sich die hochradioaktiven Abfälle derzeit befinden und Gebinde sind beladene Behälter.

In der Tabelle wird auch angegeben, ob es sich bei den jeweiligen Anforderungen um eine verbindliche Anforderung oder eine Anforderung mit empfehlenden Charakter handelt. Als verbindlich werden die Anforderungen aus

- dem *Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (AtG)* [5],
- der *Verordnung über Anforderungen und Verfahren zur Entsorgung radioaktiver Abfälle (AtEV)* [6],
- der *Richtlinie über einen Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (2011/70/EURATOM)* [7] und
- dem *Gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention)* [8]

eingestuft. Anforderungen aus

- Stellungnahmen und Empfehlungen der *Entsorgungskommission (ESK)* sowie
- Empfehlungen der *International Atomic Energy Agency (IAEA)*

werden als Anforderungen mit empfehlendem Charakter eingestuft, die als SWT zu berücksichtigen sind.

Des Weiteren werden die Anforderungen Gruppen (z. B. stoffliche Charakterisierung und radiologische Charakterisierung) zugeordnet.

8 ANFORDERUNGEN AN INVENTARMODELLE

In diesem Kapitel werden Anforderungen an Inventarmodelle entwickelt, die dem SWT entsprechen und die es dem BASE ermöglichen sollen, die vSU des Vorhabenträgers gemäß § 27 *StandAG* [1] zu prüfen. Zu diesem Zweck werden einerseits die für die Standortauswahl relevanten Anforderungen an Inventarmodelle identifiziert (siehe Kapitel 8.1) und andererseits Inventarsysteme in Ländern mit technologisch entwickelten Endlagerprogrammen analysiert (siehe Kapitel 8.2). Die entwickelten Anforderungen an Inventarmodelle werden in Kapitel 8.3 dargestellt.

8.1 Inventarmodelle für die Standortauswahl

Zunächst werden die Anforderungen an Inventarmodelle für die Standortauswahl entwickelt (siehe Kapitel 8.1.1). Anschließend wird dargestellt, wie sich eine längere Zwischenlagerung der Abfälle auf die identifizierten Anforderungen auswirken könnte (siehe Kapitel 8.1.2).

8.1.1 Anforderungen an Inventarmodelle für die Standortauswahl

Die Anforderungen an Inventarmodelle für die Standortauswahl ergeben sich aus den für die Standortauswahl relevanten Eigenschaften der einzulagernden Abfälle. Diese Eigenschaften werden anhand der im späteren Endlager (potenziell) ablaufenden Prozesse (chemische/chemo-toxische, physikalische, thermische etc.) identifiziert, welche sowohl vom Wirtsgestein (Steinsalz, Tongestein und Kristallingestein) als auch von dem Endlagerkonzept, dem Sicherheitskonzept sowie dem Einlagerungs- und Behälterkonzept abhängig sind.

Zur Identifizierung von Prozessen, die einerseits die Sicherheit des Endlagers beeinflussen und andererseits vom Inventar abhängig sind, werden die FEP-Kataloge von vorliegenden generischen Konzepten (vorläufige Sicherheitsanalyse Gorleben (VSG, [9]), Methodik und Anwendungsbezug eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes für ein HAW-Endlager im Tonstein (Projekt ANSICHT, [10–12]) und Projekt CHRISTA II ([13–15])) ausgewertet.

Die identifizierten Anforderungen an Inventarmodelle für die Standortauswahl sind in Tabelle 61 in Anhang A4 dargestellt. Da sich im Rahmen der Bearbeitung herausgestellt hat, dass sich die Anforderungen an Inventarmodelle für die drei potenziellen Wirtsgesteine kaum voneinander unterscheiden, wird bei der Darstellung an dieser Stelle auf eine Unterscheidung zwischen den Wirtsgesteinen verzichtet.

Die identifizierten Anforderungen werden in der Spalte Anforderungs-Identifikationsnummer (Anf.-ID) fortlaufend nummeriert. Anforderungen, die auf Basis des internationalen SWT ebenfalls identifiziert worden sind (siehe Tabelle 62 in Anhang A5), wird in der Spalte „Aspekt-Identifikationsnummer“ (Asp.-ID) die entsprechende Nummer zugeordnet.

8.1.2 Auswirkung einer verlängerten Zwischenlagerung

In diesem Kapitel werden die Auswirkungen einer verlängerten Zwischenlagerung der hochradioaktiven Abfälle auf die identifizierten Anforderungen anhand der Aspekte Radionuklidinventar, Nachzerfallsleistung und Korrosion beispielhaft betrachtet.

8.1.2.1 Radionuklidinventar

Eine verlängerte Zwischenlagerung geht mit einer verlängerten Abklingzeit der hochradioaktiven Abfälle einher. Der in dieser Zeit stattfindende radioaktive Zerfall verringert die Aktivität und verändert die Dosisleistung entsprechend. Dieser Effekt ist jedoch nur für kurzlebige Radionuklide von Bedeutung und wirkt sich kaum auf die Gesamtaktivität der Abfälle aus.

Bei einer verlängerten Zwischenlagerung würde sich die Aktivität des Radionuklidinventars (und folglich auch die von der Aktivität abhängigen Parameter wie die Dosisleistung) zum Zeitpunkt der Endlagerung verändern, was sich z. B. auf die Auslegung der Endlagerbehälter (Abschirmung) auswirken könnte. Die Anforderung, diese Parameter zu erfassen, bliebe aber unverändert bestehen.

8.1.2.2 Nachzerfallsleistung

Ein weiterer wichtiger Effekt einer verlängerten Zwischenlagerung ist die Temperaturabnahme der Gebinde infolge der reduzierten Nachzerfallsleistung. Dieser Effekt spielt insbesondere für BE eine wichtige Rolle. Die Temperaturentwicklung innerhalb des Gebindes ist dabei abhängig vom Brennelementtyp, den thermischen Eigenschaften des Endlagerbehälters und den thermischen Randbedingungen (d. h. der Umgebungstemperatur, die wiederum durch die Wärme des Abfallkörpers beeinflusst werden kann). In einem Endlager kann eine erhöhte Temperatur an der Gebindeoberfläche die Eigenschaften der geotechnischen Barrieren im Nahfeld verändern. Ein Beispiel dafür ist tonhaltiges Versatzmaterial, dessen Mineralogie und damit Rückhaltevermögen sich durch Temperatureinwirkung erheblich verändern kann [16]. Veränderungen der Temperatur können sich auch auf Korrosionsprozesse auswirken, die aber stärker von Materialeigenschaften und Umweltbedingungen beeinflusst werden [17].

Analog zum Radionuklidinventar würde sich infolge einer verlängerten Zwischenlagerung die Nachzerfallsleistung (und folglich auch die davon abhängigen Parameter wie die Temperatur) zum Zeitpunkt der Endlagerung reduzieren, was sich z. B. auf die Auslegung des Endlagers auswirken könnte. Die Anforderung, diese Parameter zu erfassen, bliebe aber auch in diesem Fall unverändert bestehen.

8.1.2.3 Korrosion

Die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle erfolgt in der Regel unter Normalatmosphäre (im Lagerbereich) und unterliegt Anforderungen, die von der Abfallart, der Aktivität und davon abhängigen Parametern abhängen (siehe z. B. Zwischenlagerung hochradioaktiver Abfälle in Gorleben [18] oder ZWILAG Zwischenlager (ZWL) Würenlingen in der Schweiz [19]). BE werden in Behältern (z. B. CASTOR®-Behältern), welche mit einer inerten Atmosphäre (i.d.R. Helium) befüllt sind, und die extremen Belastungen wie Transportunfällen, Feuer oder Flugzeugabstürzen standhalten können, gelagert. Solche CASTOR®-Behälter sind extrem voluminös und schwer, sodass die BE für die Endlagerung neu verpackt werden müssen (siehe auch schweizerisches Beispiel [20–22]). Dieser Prozess des Umverpackens ist mit einigen Ungewissheiten bezüglich des tatsächlichen Zustands der BS oder des Brennstoffs (BSt) verbunden. Untersuchungen an bestrahlten BS zeigen, dass der BSt nach der Bestrahlung Risse aufweist. Es ist allerdings noch unklar, ob sich die Rissbildung bei einer verlängerten Zwischenlagerung fortsetzt. Bei der Rissbildung könnten Radionuklide freigesetzt werden. Dies spielt für die *Instant Release Fraction* (IRF), also dem Radionuklidanteil, von dem angenommen wird, dass er instantan freigesetzt wird, eine wesentliche Rolle [22, 23].

Die Kokillen sind aus korrosionsbeständigem Stahl [23] gefertigt und werden ebenfalls in CASTOR®-Behälter geladen, welche mit einer inerten Atmosphäre (i.d.R. Helium) befüllt sind,

sodass Korrosionsprozesse gehemmt und somit die Stabilität und Robustheit der Behälter nicht beeinträchtigt wird.

Sollte die Behälterintegrität im Rahmen einer verlängerten Zwischenlagerung nicht mehr gewährleistet sein und Flüssigkeit zutreten, können Abfälle mit der Zeit korrodieren bzw. zersetzt werden, was zur Bildung von Korrosions- bzw. Abbauprodukten führt. Solche Prozesse sind nicht zwangsläufig als negativ zu betrachten. Beispielsweise werden bei der Zersetzung von verglasten Abfällen Tonminerale gebildet, die Radionuklide zurückhalten können [15]. Eine Veränderung der chemisch-mineralogischen Eigenschaften der Abfallmatrix kann sich jedoch auch auf andere Eigenschaften auswirken. Beispielsweise kann eine veränderte mineralogische Zusammensetzung zu Veränderungen von Porosität oder Durchlässigkeit der Abfallmatrix führen, was sich wiederum auf die Diffusion von Radionukliden auswirken kann. Sollte die Behälterintegrität während der Zwischenlagerung nicht mehr gewährleistet werden können, müssen Abfälle umverpackt werden.

8.1.2.4 Zusammenfassung

Insgesamt zeigt sich, dass eine verlängerte Zwischenlagerung einen geringen Einfluss auf die identifizierten Anforderungen hat, da sich die zu erfassenden Parameter kaum verändern. Die *Ausprägungen* dieser Parameter könnten durch eine verlängerte Zwischenlagerung jedoch signifikant beeinflusst werden, was wiederum zu Veränderungen bei der Auslegung der Endlagerbehälter sowie der ZWL und des Endlagers führen könnte.

Sollten aufgrund einer verlängerten Zwischenlagerung Umverpackungen oder eine Nachkonditionierung der hochradioaktiven Abfälle notwendig werden, sind entsprechende Daten (z. B. Behältertyp und Konditionierungsverfahren) zu dokumentieren. Des Weiteren sollten Ergebnisse ggf. durchgeführter Messungen (Temperatur oder Dosisleistung an der Behälteroberfläche) dokumentiert und mit prognostizierten Entwicklungen abgeglichen werden.

Eine detaillierte Darstellung der Auswirkungen einer längeren Zwischenlagerung auf die hochradioaktiven Abfälle würde die Zusammenstellung des Stands der Wissenschaft erfordern. Auf Grundlage einer solchen Zusammenstellung kann dann analysiert werden, bezüglich welcher Themen noch Forschungsbedarf besteht. Dies ist im Rahmen des Forschungsvorhabens *InvEnd* nicht vorgesehen.

8.2 Internationale Anforderungen an Inventarmodelle

Zur Entwicklung von Anforderungen an Inventarmodelle, die dem SWT entsprechen, werden die identifizierten Anforderungen an Inventarmodelle für die Standortauswahl um internationale Anforderungen an Inventarmodelle ergänzt. Zur Identifizierung der internationalen Anforderungen an Inventarmodelle wird zunächst eine Übersicht des internationalen SWT zu Anforderungen an Inventarmodelle zusammengestellt (siehe Kapitel 8.2.1). Basierend auf dieser Übersicht werden anschließend die internationalen Anforderungen an Inventarmodelle abgeleitet (siehe Kapitel 8.2.2) und ausgewertet (siehe Kapitel 8.2.3).

8.2.1 Übersicht des internationalen SWT zu Anforderungen an Inventarmodelle

Für die Zusammenstellung des internationalen SWT zu Anforderungen an Inventarmodelle werden die Inventarsysteme in Ländern mit technologisch entwickelten Endlagerprogrammen zur geologischen Tiefenlagerung, die verschiedene Wirtsgesteine und eine abdeckende Auswahl an Endlagerkonzepten darstellen, betrachtet.

In Tabelle 2 wird dargestellt welche Länder im Rahmen dieses Forschungsvorhabens betrachtet werden (einschließlich Angaben zu den möglichen Wirtsgesteinen, dem Status des Verfahrens und den betrachteten Abfällen).

Tabelle 2: Übersicht von sechs Ländern mit technologisch entwickelten Endlagerprogrammen

Land	(Mögliche) Wirtsgestein(e)	Status (Verfahren)	Betrachtete Abfälle
Finnland	Kristallingestein	Baugenehmigung: 12.11.2015 Antrag auf Betriebsgenehmigung am 30.12.2021 eingereicht	Abgebrannte BE
Schweden	Kristallingestein	Baugenehmigung: Januar 2022	Abgebrannte BE
Kanada	Kristallingestein, Sediment	Standortauswahlverfahren	Abgebrannte BE
Frankreich	Tongestein (unverfestigt)	Antragstellung Frankreichs ist am 16.01.2023 erfolgt	Verglaste Spaltproduktlösungen und mittelaktive langlebige Abfälle (<i>intermediate-level long-lived waste (ILW-LL)</i>)
Schweiz	Tongestein (verfestigt)	Am Ende der 3. Etappe des Sachplanverfahren	Abgebrannte BE und radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung
Belgien	Tongestein (unverfestigt)	Erster Teil der nationalen politischen Maßnahme für das langfristige Management von hochradioaktiven und/oder langlebigen Abfällen	Abgebrannte BE und verglaste Spaltproduktlösungen

In den Kapiteln 8.2.1.1 bis 8.2.1.6 wird für jedes dieser sechs Länder (Ausnahme Belgien⁴)

- das Entsorgungskonzept,
- der Status des Verfahrens sowie
- die Anforderungen an die Langzeitsicherheit

zusammenfassend dargestellt und erläutert,

- wie sich die Anforderungen an Inventarmodelle aus dem Endlagerkonzept und den Abfalldaten ableiten,

⁴ Da technische Dokumente zum belgischen Endlagerkonzept für hochradioaktive Abfälle zu den Anforderungen an die Langzeitsicherheit, Anforderungen an Inventarmodelle etc. in der Regel nicht öffentlich zugänglich sind, kann Belgien im Rahmen dieses Forschungsvorhabens nicht in der gleichen Detailtiefe betrachtet werden wie die anderen fünf Länder (siehe auch Kapitel 8.2.1.6).

- welche Anforderungen an Qualität und Umfang der Inventardaten gestellt werden und
- wie diese Anforderungen in dem Endlagerprogramm umgesetzt werden.

8.2.1.1 Finnland (FI)

In Finnland ist *Posiva Oy* (Posiva) für die Entsorgung abgebrannter BE zuständig, die aus dem Betrieb der Kernkraftwerke (KKW) Olkiluoto und Loviisa stammen ([24] Kap. 1.3). Kontrolliert wird die Sicherheit der Endlagerung der radioaktiven Abfälle von der finnischen Behörde für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (*Säteilyturvakeskus* – STUK) [25].

In Finnland werden abgebrannte BE nicht wiederaufbereitet, da es in Finnland keine Aufbereitungsanlage gibt und die Verbringung von radioaktiven Abfällen in das Ausland nach dem finnischen Kernenergiegesetz verboten ist [26].

8.2.1.1.1 Konzept

Das finnische Konzept sieht für die Endlagerung abgebrannter BE eine übertägige Einkapselungsanlage und ein untertägliches Endlager in Olkiluoto vor. In der übertägigen Einkapselungsanlage sollen die abgebrannten BE entgegengenommen, getrocknet und in Endlagergebinde verpackt werden. Zuvor werden die abgebrannten BE in den ZWL an den Standorten der kerntechnischen Anlagen 30 bis 50 Jahre in Wasserbecken gelagert. Das Endlager umfasst die Anlagen zur Endlagerung von Gebinden (eigentliches Endlager) und die damit verbundenen unter- und übertägigen Nebenanlagen.

Das Endlagersystem besteht aus einem dicht verschlossenen Eisen-Kupfer-Behälter (Behältereinsatz aus Gusseisen mit Kugelgraphit und verschraubtem Stahldeckel in einem Kupfergehäuse), einem Bentonitpuffer, der den Behälter umschließt, dem Tunnelversatz aus quellfähigem Ton, den Abdichtbauwerken sowie dem umschließenden Wirtsgestein (Olkiluoto-Gestein). [27, 28]

Im Referenzszenario werden die Eisen-Kupferbehälter in vertikalen Bohrlöchern in einer Teufe von 400 m bis 450 m endgelagert. Der Abstand zwischen den Einlagerungsstrecken beträgt zwischen 25 m und 40 m und der Abstand zwischen den Endlagergebinden beträgt zwischen 6 m und 12 m ([29] Kap. 1.5).

8.2.1.1.2 Status

Posiva hat 2012 beim finnischen Ministerium für Arbeit und Wirtschaft einen Antrag für eine Baugenehmigung für ein geologisches Endlager für abgebrannte BE sowie schwach- und mittelaktive Abfälle aus der Verkapselungsanlage eingereicht. Der Genehmigungsantrag wurde durch den Langzeitsicherheitsnachweis *TURVA-2012* unterstützt. Am 12. November 2015 wurde die Baugenehmigung von der finnischen Regierung erteilt. ([24] Kap. 1.3)

Am 30.12.2021 reichte Posiva den Antrag auf die Betriebsgenehmigung des Endlagers und der Einkapselungsanlage ein [30].

8.2.1.1.3 Anforderungen an die Langzeitsicherheit

Die Einhaltung der Anforderungen an die nukleare Sicherheit und Strahlensicherheit sowie die Eignung der Endlagermethode, der technischen Barrieren und des Endlagers ist auf Basis eines Sicherheitsnachweises (*Safety Case*) zu belegen. ([31] Annex A)

Sicherheitsrelevante Zielgrößen

Die Endlagerung radioaktiver Abfälle ist in Finnland so auszulegen, dass für die zu erwartende Entwicklung

- die Jahresdosis für die repräsentative Person unter dem Wert von 0,1 mSv bleibt und
- die durchschnittlichen Jahresdosen für andere Personen vernachlässigbar gering bleiben.

Diese Einschränkungen sind über einen Beurteilungszeitraum anzuwenden, in dem die Strahlenexposition des Menschen mit ausreichender Zuverlässigkeit beurteilt werden kann und der sich mindestens über mehrere Jahrtausende erstreckt. ([31] Kap. 3.2.1)

Des Weiteren ist die Endlagerung radioaktiver Abfälle so auszulegen, dass die durchschnittlichen langfristigen Mengen radioaktiver Stoffe, die in der zu erwartenden Entwicklung aus den endgelagerten radioaktiven Abfällen an die Umwelt abgegeben werden, unter den von STUK festgelegten Grenzwerten bleiben. Diese Grenzwerte werden so festgelegt, dass

- die Strahlenbelastungen aus der Endlagerung höchstens denjenigen entsprechen, die durch natürliche radioaktive Stoffe in der Erdkruste verursacht werden und
- die großräumige Strahlenbelastung vernachlässigbar gering bleibt.

Diese Einschränkungen sind über einen Beurteilungszeitraum anzuwenden, der über den zuvor genannten Beurteilungszeitraum hinausgeht. ([31] Kap. 3.2.2)

Die Unterkritikalität während der Handhabung und Lagerung abgebrannter BE muss gewährleistet sein ([32] Kap. 15). Im Rahmen der Langzeitkritikalitätssicherheitsanalyse sind daher die Möglichkeit einer sich selbst erhaltenden Kettenreaktion zu berücksichtigen und die Folgen eines solchen Ereignisses zu analysieren ([31] Kap. 5.3.4).

Des Weiteren ist die Nachzerfallsleistung der BE ein entscheidender Faktor, um die Temperatur im Bentonit unter 100 °C zu halten und thermische Schäden am Gestein zu vermeiden. Für jeden Brennelementtyp ist die Oberflächentemperatur des Gebindes daher auf 95 °C (100 °C mit einer Toleranz aufgrund der Konservativität) begrenzt ([29] Kap. 4.4.2).

8.2.1.1.4 Ableitung der Anforderungen an die Inventarmodelle

Radionuklidtransport

Obwohl das finnische Endlagerkonzept vorsieht, dass die Behälter ihre Funktionsfähigkeit für den Zeitraum von 1 Million Jahre behalten ([33] Kap. 1), kann nicht ausgeschlossen werden, dass es im Laufe der Zeit zum Versagen von einem oder mehreren Endlagerbehältern kommt. Um sicherzustellen, dass die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auch im Fall eines Behälterversagens eingehalten werden, müssen Freisetzung, Rückhaltung und Transport von Radionukliden modelliert werden. Die Modellierung erfolgt in drei aufeinanderfolgenden Schritten, wobei die Ergebnisse jeden Schrittes als Input für den nächsten Schritt dienen ([34] Kap. 1):

- Modellierung von Freisetzung, Rückhaltung und Transport im Nahfeld
- Modellierung von Rückhaltung und Transport in der Geosphäre (Fernfeld)
- Modellierung der Umwelt an der Oberfläche und der radiologischen Auswirkungen

Die Freisetzung der Radionuklide aus den Abfällen bei Kontakt mit dem Grundwasser ist abhängig vom Radionuklidinventar, dem Freisetzungsmodell (z. B. graduell oder instantan) und der Freisetzungsrate. Da die graduellen Freisetzungsraten von den Materialeigenschaften abhängen, werden sie komponentenspezifisch (i. e. Brennstoffmatrix (BM), Strukturteile aus Zirkonium-Legierungen und „andere“ metallische Strukturteile) bestimmt. ([34] Appendix A Table A-5)

Da die Freisetzung komponentenspezifisch erfolgt, wird auch das Radionuklidinventar komponentenspezifisch bestimmt ([34] Appendix A Table A-2). Da das Radionuklidinventar mit Hilfe von

Reaktorphysikberechnungen bestimmt wird ([29] Kap. 5.2), müssen die entsprechenden Eingangsdaten (z. B. Anreicherung, Abbrand, Dampfblasengehalt, Borkonzentration im Kühlmittel, Stickstoff- und Chlorverunreinigungen) erfasst werden.

Kritikalität

In der Vergangenheit wurden die Berechnungen der Kritikalitätssicherheit mit *Monte Carlo N-Particle® (MCNP)4C* durchgeführt, einem allgemeinen, zeitabhängigen, gekoppelten Neutronen-Photonen-Elektronen-Monte-Carlo-Transport-Codesystem mit kontinuierlicher Energie und verallgemeinerter Geometrie, das komponentenspezifische Eingangsdaten für Endlagerbehälter und BE benötigt (z. B. Innen- und Außendurchmesser, Wandstärke, Länge, Dichte, elementspezifische Zusammensetzung, Geometrie, Anzahl der BE pro Endlagerbehälter, Anzahl der BS pro BE, Uranmasse je BE). ([35] Kap. 3)

Langzeitverhalten der Endlagerbehälter

Um zu zeigen, dass die Endlagerbehälter ihre Funktionsfähigkeit für einen Zeitraum von 1 Million Jahren behalten, muss das Langzeitverhalten der Endlagerbehälter modelliert werden. Um das Behälterverhalten abbilden zu können, müssen die Behälterdaten selbst (z. B. Materialien, Innendurchmesser, Höhe, Wandstärke, Masse, Größe der Oberfläche, Restfeuchte, Hohlraumvolumen, Eigenspannung) erfasst werden ([33] Kap. 2.1.2). Da das Verhalten der Endlagerbehälter aber auch vom Inventar abhängig ist, ergeben sich auch hieraus Anforderungen an das Inventarmodell:

Durch Gasbildung (Korrosion, Radiolyse, radioaktiven Zerfall und Zersetzung von Materialien) kann es zu einer internen Druckbeaufschlagung des Endlagerbehälters kommen. Daher ist die Gasbildungsrate ein wichtiger Parameter. Des Weiteren kann unzureichende Wärmeübertragung zu hohen Temperaturen im Inneren des Endlagerbehälters führen, die die mechanischen Eigenschaften des Behältermaterials beeinträchtigen. Die Geschwindigkeit der Wärmeübertragung wird dabei weitgehend durch den Temperaturunterschied innerhalb und zwischen den Komponenten des Behälters sowie durch die thermischen Eigenschaften der Materialien bestimmt. ([33] Kap. 2.4.2)

8.2.1.1.5 Anforderungen an Qualität und Umfang der Inventardaten

Für die Langzeitsicherheitsanalyse sind in Finnland konzeptionelle Modelle zu erstellen, die die zugrundeliegenden Ereignisse und Prozesse sowie die Langzeitsicherheitsfunktionen und die Faktoren, die sie beeinflussen, beschreiben. Aus den konzeptionellen Modellen werden (vereinfachte) mathematische Modelle abgeleitet. Die Vereinfachung der aus den konzeptionellen Modellen abgeleiteten mathematischen Modelle und die Bestimmung der erforderlichen Eingabedaten muss dabei auf dem Grundsatz beruhen, dass die Wirksamkeit der Langzeitsicherheitsfunktionen weder über- noch unterschätzt wird.

Die Modellierung und Bestimmung der Eingangsdaten muss auf dem besten verfügbaren experimentellen Wissen und dem Urteil von Experten beruhen. Des Weiteren müssen die Modelle und die Eingangsdaten mit dem Szenario, dem Bewertungszeitraum und dem Endlagersystem konsistent sein. Die Variationsbreite von sicherheitstechnisch bedeutsamen Eingabedaten, die für ein bestimmtes Szenario herangezogen werden, muss dargestellt und begründet werden. Wenn die Eingabedaten zufällige Schwankungen beinhalten, sind Modelle zu verwenden, die zufällige Schwankungen berücksichtigen. ([31] Annex A Kap. 9.5)

8.2.1.1.6 Umsetzung der Anforderungen im Endlagerprogramm

Die Quellterme, die für die Bewertung der potenziellen radiologischen Auswirkungen der endgelagerten abgebrannten BE herangezogen werden, werden im Dokument *Source Terms for Safety Case*

in *Support of the Operating Licence Application* [29] ausführlich beschrieben. Die zentralen Aspekte sind:

- Brennstofftypen und -design sowie Materialeigenschaften vor der Bestrahlung
- Eigenschaften des abgebrannten BSt während der Bestrahlung
- Zwischenlagerung, Transport und Endlagerung des abgebrannten BSt
- Aktivitätsinventar des abgebrannten BSt
- Freisetzungsraten des abgebrannten BSt

Die in Tabelle 62 in Anhang A5 aufgeführten Angaben zu Finnland wurden größtenteils aus diesem Bericht übernommen.

Inventar

Radionuklidinventar

In [29] werden Parameter grundsätzlich für die drei in Finnland vorkommenden Brennstofftypen angegeben. Die drei Brennstofftypen sind dabei nach dem Reaktortyp, aus dem sie stammen (d. h. Druckwasserreaktor (DWR), Druckwasserreaktor russischer Bauart (WWER), und Siedewasserreaktor (SWR)), benannt.

Das Radionuklidinventar der BE wurde mit Hilfe von Reaktorphysikberechnungen (*Serpent Monte Carlo code*) bestimmt. Die Berechnungen wurden für verschiedene Brennstofftypen und -designs, Abbrand, Borkonzentrationen, Dampfblasengehalt, Querschnittsbibliotheken sowie für Stickstoff- und Chlorverunreinigungen durchgeführt. Die Gesamtzahl der Berechnungen belief sich auf etwa 1.800, aus denen das Referenzinventar für die drei Komponenten BM, Hüllrohre (HR) und andere Strukturteile unter Berücksichtigung der Referenzbrennstoffeigenschaften abgeleitet wurde ([29] Kap. 5.2). Die Referenzbrennstoffeigenschaften sind in Tabelle 3 aufgeführt.

Tabelle 3: Referenzbrennstoffeigenschaften (Finnland)

Eigenschaft		SWR	WWER	DWR
Abbrand	[MWd/kgU]	60 ⁵		
Minimale Abklingzeit	[a]	20		
U-235-Anreicherung	[Gew.-%]	4,2	3,7; 4,0	4,0
Brennstoffdesign			BNFL ⁶ ; TVEL ⁷	
Borkonzentration	[ppm]	-	600	600
Dampfblasengehalt	[%]	40	-	-
Querschnittsbibliothek		JEFF ⁸ 3.2		
Stickstoffverunreinigung				

⁵ Üblicherweise nimmt das Radionuklidinventar mit zunehmendem Abbrand zu. Daher wird für die Bestimmung des Radionuklidinventars (konservativ) ein Abbrand von 60 MWd/kgU angenommen. Da die U-235-Aktivität aber mit zunehmendem Abbrand monoton abnimmt, wird für dessen Bestimmung ein Abbrand von 40 MWd/kgU angenommen.

⁶ *British Nuclear Fuel Limited* (BNFL)

⁷ *ROSATOM TVEL* (TVEL)

⁸ *Joint Evaluated Fission and Fusion File* (JEFF)

Eigenschaft		SWR	WWER	DWR
• BM	[ppm]		75	
• HR	[ppm]		80	
• Andere Strukturteile	[ppm]		1000	
Chlorverunreinigung				
• BM	[ppm]		25	
• HR	[ppm]		10	
• Andere Strukturteile	[ppm]		10	

Das Inventar der Steuerelemente (Absorbermaterial und HR) wurde mit *ORIGEN2.2* auf der Grundlage von *MCNP5*-Reaktionsgeschwindigkeiten berechnet ([29] Kap. 5.4).

Das tatsächliche Radionuklidinventar der Endlagergebäude wird variieren, insbesondere wegen des variierenden Abbrands und unterschiedlicher Abklingzeiten. Diese Varianz wird im Rahmen der Sicherheitsanalyse nicht explizit berücksichtigt. Stattdessen wurde ein konservatives Referenzinventar für alle endzulagernden Gebäude bestimmt. Zu diesem Zweck wurde für jedes Radionuklid die Komponente mit der höchsten Aktivität der drei Brennstofftypen ausgewählt, sodass sichergestellt ist, dass das Referenzinventar nicht unterschätzt wird. ([29] Kap. 5.5)

Da die radiologischen Auswirkungen durch wenige Radionuklide dominiert werden, werden in der Sicherheitsanalyse nur die potenziell sicherheitsrelevanten Radionuklide betrachtet. Um diese potenziell sicherheitsrelevanten Radionuklide zu identifizieren, wurde ein vierteiliges Auswahlverfahren angewendet ([29] Kap. 5.6). Die Radionuklide, die in der Sicherheitsanalyse betrachtet werden, sind in Tabelle 63 in Anhang A6 aufgeführt.

Der zur Bestimmung des Radionuklidinventars verwendete *Serpent Monte Carlo code* wurde sowohl durch den Vergleich mit experimentellen Daten als auch durch den Vergleich mit den Ergebnissen anderer Abbrand-Codes validiert. Des Weiteren wurde das Radionuklidinventar mit den *TURVA-2012* Inventarberechnungen verglichen, die für die gleichen Brennstofftypen mit dem numerischen Modell *SCALE* durchgeführt wurden. ([29] Kap. 5.11.1)

Außerdem hat Posiva eine Studie für radiochemische Isotopenmessungen in Auftrag gegeben, um die Gültigkeit der zur Bestimmung der Radionuklidinventare verwendeten Reaktorphysik-Codes zu bewerten. Dieses Projekt liefert Messdaten von tatsächlich abgebrannten BE zur Validierung der Methoden. ([29] Kap. 5.11.3)

Elementare Zusammensetzung

Die Elementmengen stammen aus den *Serpent*-Berechnungen und sind für ein Gebäude mit einer Abklingzeit von zwanzig Jahren berechnet. Um die Konsistenz zwischen Radionuklidinventar und den Elementmengen zu gewährleisten, wurden für die verschiedenen Komponenten jeweils die Elementmengen berücksichtigt, die dem Brennstofftyp mit der höchsten Aktivität entsprechen. Die Elementmengen der Steuerelemente wurden analog zum Radionuklidinventar separat berechnet. ([29] Kap. 5.10)

Freisetzung

Es wird angenommen, dass die Freisetzung von Radionukliden und stabilen Elementen aus den Abfallstoffen beginnt, sobald diese mit Wasser in Berührung kommen, wodurch sie sich verändern und auflösen ([29] Kap. 6.1).

Radionuklidfreisetzung aus der Brennstoffmatrix

Der Anteil des berechneten Inventars, der in einem bestimmten Zeitintervall in der wässrigen Phase freigesetzt wird, wird in Form der Radionuklidfreisetzungsrates (a^{-1}) angegeben. Für den Quellterm der deterministischen Berechnungen wird eine Radionuklidfreisetzungsrates von $10^{-7} a^{-1}$ empfohlen. Für probabilistische Berechnungen wird basierend auf den Freisetzungsrates unter reduzierenden Bedingungen eine Log-Normalverteilung (Min = $5 \cdot 10^{-9} a^{-1}$, Max = $2 \cdot 10^{-6} a^{-1}$) gewählt. ([29] Kap. 6.3.19)

Für die Bestimmung der Radionuklidfreisetzungsrates und deren Verteilung wurden die Ergebnisse mehrerer Studien unter Berücksichtigung des Einflusses verschiedener Effekte (z. B. Abbrand, Oberfläche, Dotierstoffe und verbrennbare Gifte, Temperatur, pH-Wert des Grundwassers, Bestandteile des Grundwassers (z. B. Karbonate, Chloride, Sulfide, Calcium, Silikate)) ausgewertet ([29] Kap. 6.3).

Radionuklidfreisetzung aus den Hüllrohren

Zirkoniumlegierungen sind passive Werkstoffe, die durch die Bildung einer anhaftenden Schutzschicht (oder Passivschicht) aus ZrO_2 vor Korrosion geschützt sind. Der ZrO_2 -Film ist über einen weiten Bereich von Temperaturen, Redoxbedingungen und pH-Werten stabil.

Bei der Modellierung wird davon ausgegangen, dass die allgemeine Korrosionsrate der passiven Legierungen konstant bleibt. Es wird ein Referenzwert von $4 \cdot 10^{-5} a^{-1}$ gewählt, der einer Korrosionsrate von 10 nm/a entspricht. Für probabilistische Berechnungen wird eine Log-Normalverteilung (Min = $10^{-5} a^{-1}$, Max = $10^{-4} a^{-1}$) gewählt. ([29] Kap. 6.4).

Für die Bestimmung der Korrosionsrate wurden die Ergebnisse von drei Studien ausgewertet. Die Ergebnisse dieser Studien, die nur einen Zeitraum von wenigen Jahren abdecken, zeigen einen abnehmenden Trend der Korrosionsraten, wobei unsicher ist, ob der stationäre Zustand bereits erreicht wurde. Es wird als unwahrscheinlich erachtet, dass die Korrosionsrate den Wert von 10 nm/a übersteigt. Dennoch wird dieser Wert gewählt, um den sehr limitierten Daten und den bestehenden Ungewissheiten Rechnung zu tragen. ([29] Kap. 6.4)

Radionuklidfreisetzung aus anderen metallischen Strukturteilen

Für die Bestimmung der Radionuklidfreisetzungsrates wird für die metallischen Strukturteile eine Dicke von 2 mm angesetzt. Auch für diese Strukturteile wird davon ausgegangen, dass sich eine Schutzschicht (aus Cr(III) Oxid/Hydroxid) ausbildet.

Bei der Modellierung wird davon ausgegangen, dass die Korrosionsrate konstant bleibt. Es wird ein Referenzwert von $10^{-3} a^{-1}$ gewählt. Für probabilistische Berechnungen wird eine Log-Normalverteilung (5. Perzentil = $1 \cdot 10^{-5} a^{-1}$, 95. Perzentil = $1 \cdot 10^{-3} a^{-1}$, Median = $1 \cdot 10^{-4} a^{-1}$) gewählt. ([29] Kap. 6.5)

Instant Release Fraction

Die Werte für die IRF werden verwendet, um etwaige Freisetzungen zu berücksichtigen, die schneller erfolgen als die graduelle Freisetzung. Die IRF umfasst

- den Anteil der Radionuklide, die zu den Korngrenzen, verschiedenen Lücken und Rissen (oder anderen Hohlräumen, wie dem Brennstabplenum) des BSt migriert sind und die vermutlich relativ schnell freigesetzt werden, nachdem der BSt mit Wasser in Kontakt gekommen ist;
- die Oxidschicht auf den HR (beschränkt auf Freisetzung von C-14). Die Freisetzungs-Zeitskalen sind im Vergleich zu anderen bei der Freisetzungsmodellierung berücksichtigten Zeitskalen relativ kurz. Aus diesem Grund wird bei der Modellierung des Quellterms instantane Freisetzung angesetzt, auch wenn die Radionuklidfreisetzung in der Realität nicht sofort erfolgt;
- die Freisetzung aus den Steuerelementen, bei der ebenfalls davon ausgegangen wird, dass sie instantan erfolgt. ([29] Kap. 6.8)

Korrelation mit Spaltgasfreisetzung

Die IRF kann bis zu einem gewissen Grad mit der Spaltgasfreisetzung (*fission gas release*, FGR) des BSt korreliert werden. Das Radionuklidinventar in der IRF basiert derzeit auf der Annahme, dass die FGR in allen abgebrannten BS < 5 % beträgt. Diese Annahme basiert auf Berechnungen der FGR für BSt aus den Reaktoren Olkiluoto-1 und 2. Die Berechnungen wurden mit einem durch das *Technical Research Centre of Finland* (VTT) modifizierten *ENIGMA-5.9b*-Code für zwei SWR-Brennstoffdesigns durchgeführt, wobei die linearen Stabileistungen mit einem separaten Computercode berechnet wurden, der dann vom *ENIGMA-5.9b*-Code gelesen wurde. Die *best-estimate*-Berechnungen verwenden die nominalen Werte für die Hauptparameter des Modells. Da die FGR aber über eine große Anzahl von BS mit unterschiedlichen Abbränden berechnet wurde, weisen die Berechnungsergebnisse eine Variabilität auf. In den probabilistischen Berechnungen wurden die Hauptparameter entsprechend den ihnen zugewiesenen Verteilungen variiert und eine große Anzahl von Rechenfällen berechnet, um die Variabilität der FGR darzustellen. Für die betrachteten Brennstoffdesigns ergab die Verteilung, dass die FGR für ein Endlagergebäude mit über 97,5 %-iger Sicherheit unter 5 % bleibt. Die Modellierung umfasste zwar keine WWER- oder DWR-Brennstofftypen, aber deren FGR wird auf Grundlage verfügbarer FGR-Messungen mit französischen DWR- und WWER-Brennstoffdesigns niedriger eingeschätzt. ([29] Kap. 6.8.1)

Ausgewählte Werte für die IRF

Die IRF wurden elementspezifisch für jedes Element, das relevante Radionuklide enthält, festgelegt. Die Elemente wurden dabei in die folgenden Kategorien eingeteilt:

- Elemente ohne IRF
 - Actinide, Lanthanide und ihre Töchter (Ac, Am, Ba, Cf, Cm, Eu, Ho, La, Lu, Np, Pa, Pb, Pm, Pu, Ra, Sm, Tb, Th, Tm, U)
 - Metallische Aktivierungsprodukte (Co, Fe, Hf, Nb, No, Pt, Zr)
- Elemente mit einer spezifischen IRF (siehe Tabelle 4)
- Elemente mit 100 % IRF
 - Hauptsächlich in Steuerelementen vorkommende Elemente (Ag, Cd)
 - Elemente, die konservativ als instantan freigesetzt angenommen werden (Ca, H, Rb, Sb, Si, Tl)

Tabelle 4: IRF (Finnland) gemäß [29] Kap. 6.8.2

	Referenzwert	Verteilung	Mittelwert bzw. Median	Standardabweichung	Untergrenze	Obergrenze
FGR	5 %	normal	2,4 %	0,3 %	-	-
Be	5 %	loguniform	-	-	1 %	10 %
C-14 (BM)	5 %	dreiecks	3 %	-	1 %	10 %
C-14 (HR)	5 %	loguniform	-	-	0,1 %	10 %
Cl	15 %	normal	7,2 %	0,9 %	-	-
Cs	3 %	normal	1,4 %	0,2 %	-	-
I	5 %	normal + uniform	2,4 %	0,3 %	0 %	4 %
Kr	5 %	normal	2,4 %	0,3 %	-	-
Mo, Pd, Rh, Ru, Tc	0,03 %	loguniform	-	-	0,01 %	0,1 %
Se	0,3%	dreiecks	0,3 %	-	0,1 %	0,5 %
Sn	0,1 %	loguniform	-	-	0,01 %	1 %
Sr	0,2 %	loguniform	-	-	0,05 %	0,5 %

Die IRF wurden entweder aus den Materialeigenschaften, Analogien zu anderen Elementen oder aus Studien abgeleitet. Bei den Actiniden und Lanthaniden wird beispielsweise davon ausgegangen, dass die Aktivität an die BM gebunden ist, da die Actinide und seltenen Erden im Urandioxid (UO₂)-Gitter durch Uran ersetzt werden und somit homogen verteilt sind. Bei unzureichender Datenlage über den Freisetzungsmechanismus wurde konservativ 100 % IRF angesetzt. ([29] Kap. 6.8.2)

8.2.1.2 Schweden (SWE)

In Schweden ist *Svensk Kärnbränslehantering AB* (SKB) für die Entsorgung abgebrannter BE, die aus dem Betrieb der schwedischen KKW stammen, zuständig. Aus dem derzeit genehmigten schwedischen Kernenergieprogramm (der letzte der zehn in Betrieb befindlichen Reaktoren soll 2045 auslaufen) werden rund 12.000 Tonnen abgebrannte BE prognostiziert, die direkt endgelagert werden sollen. ([36] S1)

8.2.1.2.1 Konzept

Nach jahrzehntelanger Forschung und Entwicklung hat SKB die KBS⁹-3-Methode für die Entsorgung abgebrannter BE konzipiert. Bei dieser Methode werden die abgebrannten BE in Kupfergehäusen mit einem gusseisernen Einsatz endgelagert, welche mit Bentonit umschlossen und in einer Teufe von etwa 500 m in grundwassergesättigtem Granitgestein eingelagert werden. ([36] S1)

8.2.1.2.2 Status

Im Frühjahr 2011 reichte SKB die Anträge für die Genehmigung des Baus eines Endlagers für abgebrannte BE in Forsmark und einer Einkapselungsanlage in Oskarshamn ein. Die Anträge umfassen

⁹ *Kärnbränslesäkerhet* (KBS) - Sicherheit von Kernbrennstoffen

das gesamte Endlagersystem, d. h. die Anlage, in der die abgebrannten BE vor der Endlagerung eingekapselt werden (Einkapselungsanlage) und das Endlager, in das sie eingebracht werden (*Spent Fuel Repository*). [37]

Im Januar 2022 stimmte die schwedische Regierung den Anträgen zu [38].

8.2.1.2.3 Anforderungen an die Langzeitsicherheit

Die Anforderungen an die Langzeitsicherheit eines Endlagers werden im Wesentlichen in den beiden folgenden Verordnungen festgelegt:

- *Vorschriften der schwedischen Strahlenschutzbehörde über die Sicherheit bei der Endlagerung von nuklearen Abfällen und*
- *Vorschriften der schwedischen Strahlenschutzbehörde zum Schutz der menschlichen Gesundheit und der Umwelt im Zusammenhang mit der Endlagerung von abgebrannten Brennelementen oder nuklearen Abfällen* [39].

Bevor eine Anlage gebaut oder geändert und in Betrieb genommen wird, ist mit deterministischen Methoden zu analysieren, ob ihre Barrieren und ihr *defence in depth*-System geeignet sind, radiologische Unfälle zu verhindern und die Folgen eines Unfalls abzumildern (Sicherheitsanalyse). Die Sicherheitsanalysen müssen sich auf eine systematische Bestandsaufnahme der Ereignisse, Ereignisabläufe und Bedingungen stützen, die zu einem radiologischen Unfall führen können. Die ermittelten Ereignisse, Abläufe und Zustände sind in Ereignisklassen zu unterteilen. Für jede Ereignisklasse ist durch quantitative Analysen nachzuweisen, dass die für die Barrieren geltenden Grenzwerte eingehalten werden und dass eine radiologische Auswirkung auf die Umwelt im Verhältnis zu den im Strahlenschutzgesetz festgelegten Grenzwerten akzeptabel ist. ([40] Kap. 4.1)

Sicherheitsrelevante Zielgrößen

Ein Endlager für abgebrannte BE oder radioaktive Abfälle ist so auszulegen, dass das jährliche Risiko schädlicher Auswirkungen nach dem Verschluss für eine repräsentative Person der Gruppe mit dem größten Risiko nicht mehr als 10^{-6} beträgt ([39] Kap. 5). Die Umrechnung zwischen effektiver Dosis und Risiko erfolgt anhand des Wahrscheinlichkeitskoeffizienten der *International Commission on radiological protection* (ICRP) für Krebs und hereditäre Auswirkungen von 0,073 pro Sievert. Ein jährlicher Risikogrenzwert von 10^{-6} entspricht somit einem Grenzwert für die effektive Dosis von etwa $1,4 \cdot 10^{-5}$ Sv. Der ICRP-Koeffizient wurde aktualisiert und ist jetzt etwas höher, dies wird in der schwedischen Verordnung aber nicht umgesetzt. ([36] Kap. 2.6.1)

Die Endlagerung abgebrannter BE und radioaktiver Abfälle hat so zu erfolgen, dass die biologische Vielfalt und die nachhaltige Nutzung der biologischen Ressourcen vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung geschützt werden ([39] Kap. 6).

Des Weiteren werden gemäß [36], Kap. 5.3.1 folgende Anforderungen an die Endlagergebäude gestellt:

- Die in einem einzelnen Endlagerbehälter einzukapselnden BE sind hinsichtlich Abbrand und Alter so auszuwählen, dass die Gesamtzerfallsleistung im Endlagergebäude nicht zu Temperaturen führt, die den im Bentonit zulässigen Höchstwert überschreiten. Daraus ergibt sich, dass die Gesamtzerfallsleistung in jedem Endlagergebäude 1.700 W nicht überschreiten darf.
- Die einzukapselnden BE sind im Hinblick auf Anreicherung, Abbrand, geometrische Konfiguration und Materialien im Endlagerbehälter so auszuwählen, dass, selbst wenn der Endlagerbehälter mit Wasser gefüllt ist, bei der Handhabung und Lagerung der Endlagergebäude

keine Kritikalität auftritt. Daraus ergibt sich, dass der effektive Multiplikationsfaktor einschließlich Ungewissheiten einen Wert von 0,95 nicht überschreiten darf.

- Bevor die BE in den Endlagerbehälter eingesetzt werden, sind sie so zu trocknen, dass die bei der Behälterauslegung angegebene zulässige Wassermenge nachweislich nicht überschritten wird. Daraus ergibt sich, dass die in einem Endlagerbehälter verbleibende Wassermenge weniger als 600 g betragen muss.
- Bevor der Endlagerbehälter endgültig versiegelt wird, muss die Atmosphäre im Behältereinsatz so verändert werden, dass annehmbare chemische Bedingungen gewährleistet werden können. Daraus ergibt sich, dass die Atmosphäre im Behältereinsatz zu mindestens 90 % aus Argon bestehen muss.
- Es ist zu überprüfen, dass die Dosisleistung an der Behälteroberfläche den Wert nicht überschreitet, der bei der Bewertung der Langzeitsicherheit zugrunde gelegt wird. Daraus ergibt sich, dass die Strahlendosisleistung an der Behälteroberfläche 1 Gy/h nicht überschreiten darf.

8.2.1.2.4 Ableitung der Anforderungen an die Inventarmodelle

Die primäre Sicherheitsfunktion des KBS-3-Konzepts besteht darin, die abgebrannten BE während des gesamten Bewertungszeitraums von einer Million Jahre vollständig in den Endlagerbehältern einzuschließen. Sollte ein Endlagerbehälter beschädigt werden, besteht die sekundäre Sicherheitsfunktion darin, jegliche Freisetzung aus den Endlagerbehältern zu verzögern. Die beiden Sicherheitsfunktionen Einschluss und Verzögerung, die durch die verschiedenen Teile des Endlagersystems (u. a. abgebrannte BE und Endlagerbehälter) gewährleistet werden sollen, sind daher für die Langzeitsicherheitsbewertung von größter Bedeutung und werden weiter differenziert. ([36] Kap. 8.1.1 und 8.2)

Im Folgenden werden die Sicherheitsfunktionen benannt, aus denen sich Anforderungen an das Inventarmodell ergeben.

Einschluss

Endlagerbehälter – Gewährleistung des Korrosionsschutzes

Um den Einschluss der Radionuklide zu gewährleisten, besteht die Anforderung, dass das Kupfergehäuse des Endlagerbehälters nicht durchdrungen werden darf. Als Indikator für diese Sicherheitsfunktion wird die Mindestkupferdicke über die gesamte Behälteroberfläche verwendet, die größer als Null sein muss ([36] Kap. 8.3.1). Um mit Hilfe von quantitativen Analysen zu zeigen, dass diese Anforderung erfüllt wird, müssen entsprechende Daten (z. B. initiale Wandstärke des Kupfergehäuses (Wand, Schweißnähte, Deckel und Boden) und Korrosionsraten) erfasst werden.

Da die Dosisleistung den Korrosionsschutz beeinflussen kann, sollten auch die BE- und Behälter-eigenschaften, die die Dosisleistung an der Behälteroberfläche beeinflussen (z. B. Radionuklidinventar, Dicke des Kupfergehäuses und Randabstand des Behältereinsatzes), erfasst werden.

Endlagerbehälter – Beständigkeit gegen isostatische Belastung

Eine weitere wichtige Sicherheitsfunktion des Endlagerbehälters ist seine Fähigkeit, isostatischen Belastungen im Endlager standzuhalten. Die maximalen isostatischen Drücke in einem Endlager wurden auf 45 MPa geschätzt (Bentonitquelldruck und hydrostatischer Druck in der Einlagerungstiefe während einer Eiszeit). Daraus ergibt sich die Auslegungsprämisse, dass der Endlagerbehälter einer isostatischen Belastung von 45 MPa standhalten muss. ([36] Kap. 8.3.1)

Um (z. B. mit der Finite Elemente Methode (FEM)) zu zeigen, dass diese Anforderung an die Festigkeit erfüllt wird, müssen entsprechende Endlagerbehälterdaten (z. B. Form, Abmessungen wie Wandstärke, Randabstand oder Querschnittsflächen, Materialzusammensetzung des Behältereinsatzes und des Kupfergehäuses) erfasst werden.

Endlagerbehälter – Beständigkeit gegen Scherbelastung

Eine weitere wichtige Sicherheitsfunktion des Endlagerbehälters ist seine Fähigkeit, Scherbewegungen in Rissen, die das Einlagerungsbohrloch kreuzen, standzuhalten. Daraus ergeben sich folgende Auslegungsprämissen:

- Der Korrosionsschutz sollte nach einer Scherbewegung von 5 cm bei einer Geschwindigkeit von 1 m/s für Puffermaterialeigenschaften eines 2.050 kg/m³ Ca-Bentonits, für alle Stellen und Winkel des Scherbruchs im Einlagerungsbohrloch und für Temperaturen bis zu 0 °C intakt bleiben und
- der Einsatz sollte seine drucktragenden Eigenschaften bei isostatische Drücke beibehalten. ([36] Kap. 8.3.1)

Um (z. B. mit FEM) zu zeigen, dass diese Anforderungen erfüllt werden, müssen entsprechende Behälterdaten (z. B. Form, Abmessungen wie Wandstärke oder Länge, Materialzusammensetzung des Behältereinsatzes und der Kupferhülle) erfasst werden.

Bentonit-Puffer – Beständigkeit gegen Veränderungen (Anforderung an die Temperatur)

Die Temperatur im Bentonit-Puffer soll 100 °C nicht übersteigen und 4 °C nicht unterschreiten ([36] Kap. 8.3.2). Die Einhaltung dieser Temperaturkriterien hängt ganz wesentlich von der Wärmeleistung der Gebinde ab, die wiederum vom Radionuklidinventar und den thermischen Eigenschaften des Endlagerbehälters abhängt. Aus diesem Grund müssen entsprechende Daten (Nachzerfallswärme, Wärmeleitfähigkeit etc.) erfasst werden.

Verzögerung

Abgebrannte BE – Einschluss von Radionukliden

Die BM hält Radionuklide zurück und trägt damit zu der Sicherheitsfunktion Verzögerung bei. Die Auflösungsrate der BM ist dabei ein geeigneter Indikator für diese Sicherheitsfunktion. Auch die metallischen Strukturteile der BE enthalten Radionuklide. Die Metallkorrosionsrate ist daher ebenfalls ein Indikator für diese Sicherheitsfunktion. ([36] Kap. 8.4.1)

In diesem Zusammenhang ist auch die IRF der Radionuklide zu bestimmen ([41] Kap. 1).

Da die Auflösungs- und Korrosionsraten bzw. die Freisetzungsraten komponentenspezifisch bestimmt werden, muss auch das Radionuklidinventar komponentenspezifisch angegeben werden. Das Radionuklidinventar wird mit den Computerprogrammen *Origen-S*, *IndAct* und *CrudAct* berechnet bzw. abgeschätzt ([42] Kap. 6.2.2). Folglich müssen die Eingangsdaten für diese Computerprogramme erfasst werden (z. B. Anreicherung, Abbrand, Leistungshistorie, Gadoliniumgehalt, Materialzusammensetzung, bestrahlte Masse, Neutronenfluss).

Abgebrannte BE – Ausfällung

Viele der sicherheitsrelevanten Radionuklide haben eine begrenzte Löslichkeit in einer Endlagerumgebung, wodurch die Radionuklidfreisetzung aus einem defekten Endlagerbehälter erheblich eingeschränkt wird. Aus diesem Grund sind die Löslichkeiten der Elemente geeignete Indikatoren für diese Sicherheitsfunktion und müssen erfasst werden ([36] Kap. 8.4.1).

Abgebrannte BE – Vermeidung von Kritikalität

Die Brennelementeigenschaften und die geometrische Anordnung im Endlagerbehälter sollten so beschaffen sein, dass Kritikalität vermieden wird, wenn Wasser in einen defekten Behälter eindringt. Allerdings gibt es kein aussagekräftiges einfaches Kriterium für eine solche Bewertung. Qualitativ sollte die Reaktivität des BSt gering sein, und es ist eine Auslegungsprämisse, dass der effektive Multiplikationsfaktor für den BSt in einem wassergefüllten Endlagerbehälter einschließlich Ungewissheiten einen Wert von 0,95 nicht überschreiten soll. Außerdem sollte der Behältereinsatz eine günstige Geometrie und Materialzusammensetzung im Hinblick auf die Vermeidung von Kritikalität aufweisen. Dies spiegelt sich in geometrischen Beschränkungen für die Konstruktion des Endlagerbehälters und in Beschränkungen des C- und Si-Gehalts des Einsatzes aus Gusseisen wieder. ([36] Kap. 8.4.1)

Um zu zeigen, dass der effektive Multiplikationsfaktor unterhalb von 0,95 liegt, sollten die dazu benötigten Daten (z. B. Mengen der Spaltstoffe sowie ihre element- und isotoneweise Zusammensetzung, geometrische Anordnung und Materialzusammensetzung des Behältereinsatzes) erfasst werden.

Sonstiges

Aus dem Inventarmodell muss auch abgeleitet werden können, aus welchen Elementen sich die abgebrannten BE zusammensetzen, damit die elementspezifischen Diffusions- und Sorptionskoeffizienten im Bentonit-Puffer, dem Streckenversatz und der Geosphäre bestimmt werden können ([36] Kap. 8.4.3, 8.4.4 und 8.4.5).

8.2.1.2.5 Anforderungen an Qualität und Umfang der Inventardaten

Die radioaktiven Abfälle auf dem Gelände einer kerntechnischen Anlage müssen in Schweden in einem Verzeichnis erfasst werden. Jede registrierte Abfalleinheit muss (z. B. durch Zuordnung zu einem gekennzeichneten Behälter) eindeutig identifizierbar sein. Das Verzeichnis ist auf dem neuesten Stand zu halten. ([40] Kap. 6.1)

Modelle, Methoden und Daten, die für Sicherheitsanalysen von kerntechnischen Anlagen verwendet werden, müssen validiert und bestehende Ungewissheiten berücksichtigt werden. Zusätzlich zu deterministischen Analysen ist die Anlage mit probabilistischen Methoden zu analysieren, um ein möglichst umfassendes Bild der Sicherheit zu erhalten. ([40] Kap. 4.1)

8.2.1.2.6 Umsetzung der Anforderungen in dem Endlagerprogramm

Im *Data report* [43] werden die wesentlichen Eingangsdaten für die Langzeitsicherheitsbewertung gesammelt, dokumentiert und qualifiziert. Die Eingangsdaten betreffen das Endlagersystem, d. h. die eingelagerten abgebrannten BE, die sie umgebenden technischen Barrieren, das Wirtsgestein und die Biosphäre in der Umgebung des Endlagers. Außerdem betreffen die Eingabedaten auch externe Einflüsse, die auf das System einwirken, in Form von Klimadaten.

Die im *Data report* vorgestellten Daten für die abgebrannten BE beschreiben

- das ausgewählte Radionuklidinventar¹⁰ eines durchschnittlichen Gebindes sowie das ausgewählte Radionuklidinventar von den acht Gebindetypen, wobei sich das Inventar eines durchschnittlichen Gebindes aus der Division des Gesamtinventars für das SKB-Referenzszenario für abgebrannte BE durch die geschätzte Gesamtzahl der Gebinde ergibt,
- die radionuklidspezifische IRF und Korrosionsfreisetzung (*Corrosion Release Fraction, CRF*),
- die Umwandlungsraten der BM und
- die elementspezifischen Löslichkeitsdaten (z. B. löslichkeitslimitierende Phasen, Reaktionen und Gleichgewichtskonstanten).

Die im *Data report* vorgestellten Daten für die Behälter beschreiben

- die intakten Behälter und
- das sich entwickelnde Behälterversagen.

Im *Data report* wird für die oben benannten Daten u.a. Folgendes dargelegt:

- Herkunft der Daten und Dokumentation der Datenqualifizierung
- Bedingungen, für die die Daten bereitgestellt werden
- konzeptionelle Ungewissheiten
- Datenungleichheit aufgrund von Präzision, Bias und Repräsentativität
- räumliche und zeitliche Variabilität der Daten
- Korrelationen

Im *Spent fuel report* [42] werden die Ausgangszustandsdaten der abgebrannten BE vorgestellt, die für die Berechnungen im Rahmen der Langzeitsicherheitsbewertung benötigt werden. Die in Tabelle 62 in Anhang A5 aufgeführten Angaben zu Schweden wurden größtenteils aus dem *Spent fuel report* [42] übernommen.

Inventar

Menge

Das betrachtete Radionuklidinventar basiert auf dem Referenzszenario für den Betrieb der KKW.

Radionuklidinventar

Beim Verschluss des Endlagers werden die Abbrand-, Bestrahlungs- und Leistungsgeschichte sowie das Alter der BE in jedem Endlagergebäude bekannt sein, sodass das Radionuklidinventar für jedes einzelne Endlagergebäude berechnet werden kann. Derzeit ist es jedoch nicht möglich, das Inventar in einzelnen Endlagergebäuden zu berechnen. Um die Variabilität des Inventars zu berücksichtigen, wurden acht Gebindetypen definiert, wobei die Gesamtzerfallsleistung der eingekapselten BE in keinem Gebindetyp 1.700 W überschreiten darf. Das Radionuklidinventar wird für den BSt, die Strukturteile mit *Chalk River Unidentified Deposits (CRUD)* und bei DWR für die Steuerstäbe angegeben. ([36] Kap. 5.3.4)

Das Inventar in der BM wurde für die durchschnittlichen Abbrände von SWR und DWR mit *Origen-S* berechnet. Das Inventar an Aktivierungsprodukten wurde aus Berechnungen mit *IndAct* und

¹⁰ Radionuklide, die in ausreichend großen Mengen vorkommen und aufgrund einer ausreichend langen Halbwertszeit sowie einer ausreichend großen Radiotoxizität für die Langzeitsicherheitsbewertung relevant sind. Dies beinhaltet auch die Radionuklide, deren Zerfallsprodukte diese Eigenschaften aufweisen.

CrudAct abgeschätzt, wobei der gleiche Abbrand wie für die BM angenommen wurde ([42] Kap. 6.2.2).

Um zu überprüfen, ob die Gebindetypen eine repräsentative und angemessene Beschreibung des gesamten Radionuklidinventars darstellen, wurde das summierte Gesamtinventar in allen Gebindetypen mit dem für das Referenzszenario für den Betrieb der KKW berechneten Gesamt radionuklidinventar verglichen. ([36] Kap. 5.3.4)

Kritikalität

Sowohl für SWR- als auch für DWR-Endlagergebinde wurden Belastungskurven berechnet. Die Belastungskurven beschreiben das Abbrand-Anreicherungsgrad-Verhältnis, das erforderlich ist, um unterkritisch zu bleiben. Bei der Berechnung wurden alle Ungewissheiten nach den allgemein für den Umgang mit Kernbrennstoff geltenden Grundsätzen systematisch untersucht. Vor der Einkapselung wird jedes einzelne BE anhand der Beladungskurve überprüft. ([36] Kap. 5.3.4)

Freisetzung

Die IRF und CRF werden bei der Modellierung des Radionuklidtransports im Nahfeld verwendet, um die Freisetzungsraten von Radionukliden aus dem BSt und aus defekten Endlagerbehältern zu berechnen. ([43] Kap. 3.2.1)

IRF

Die IRF stellt den Anteil des gesamten Radionuklidinventars dar, der im Modell bei Kontakt mit Wasser sofort in das Innere des Endlagerbehälters freigesetzt wird. Neben dem Inventar in Spalten und Korngrenzen wird auch das Inventar des CRUD der IRF zugerechnet. Im Fall von C-14 wird auch ein Teil des Inventars im HR in die IRF einbezogen. Außerdem sind die Ag-108m- und Cd-113m-Inventare der Ag-In-Cd-Legierung der Steuerstäbe in der IRF enthalten. ([43] Kap. 3.2)

Für manche volatilen Radionuklide korreliert der Inventaranteil in Spalten und Korngrenzen mit der FGR, während für andere Radionuklide keine offensichtliche Korrelation besteht ([43] Kap. 3.2.1).

Ausgewählte Werte für IRF

Die IRF wird nur für die Radionuklide ausgewiesen, bei denen das IRF-Inventar das leicht zugängliche Inventar (Inventar nach zehn Jahren Brennstoffumwandlung) übersteigt. In Tabelle 5 sind die IRF für das durchschnittliche Endlagergebinde dargestellt. In [43] werden auch IRF für die DWR- und SWR-Endlagerbehälter ausgewiesen.

Tabelle 5: IRF (Schweden) gemäß [43] Tabelle 3-15

	Verteilung	Mittelwert [-]	Standardabweichung [-]	
Cl-36	Normal	0,076	0,064	
Cs-135, Cs-137, I-129	Normal	0,025	0,021	
Se-79	Normal	0,0038	0,0032	
	Verteilung	Untergrenze [-]	Best estimate [-]	Obergrenze [-]
Ag-108m	Einzelner Punktwert	-	1	-
C-14	Doppeldreieck, Normalraum	0,085	0,092	0,11
Cd-113m	Einzelner Punktwert	-	1	-
H-3	Einzelner Punktwert	-	1	-
Mo-93	Doppeldreieck, Normalraum	$5,10 \cdot 10^{-05}$	0,012	0,018
Nb-93m	Doppeldreieck, Normalraum	$6,50 \cdot 10^{-07}$	0,017	0,026
Nb-94	Doppeldreieck, Normalraum	$6,40 \cdot 10^{-07}$	0,018	0,027
Ni-59	Doppeldreieck, Normalraum	$1,60 \cdot 10^{-03}$	0,012	0,017
Ni-63	Doppeldreieck, Normalraum	$1,40 \cdot 10^{-03}$	0,012	0,017
Pd-107	Doppeldreieck, Normalraum	0	0,002	0,01
Sn-121m	Doppeldreieck, Normalraum	$3,20 \cdot 10^{-07}$	$1,90 \cdot 10^{-04}$	$8,7 \cdot 10^{-04}$
Sn-126	Doppeldreieck, Normalraum	0	$3,00 \cdot 10^{-04}$	0,001
Sr-90	Doppeldreieck, Normalraum	0	0,0025	0,01
Tc-99	Doppeldreieck, Normalraum	0	0,002	0,01
Zr-93	Doppeldreieck, Normalraum	$6,30 \cdot 10^{-08}$	$9,20 \cdot 10^{-06}$	$1,4 \cdot 10^{-05}$

Spaltgasfreisetzung

Die FGR korreliert stark mit der linearen Wärmeerzeugungsrate, die wiederum von der thermischen Leistung des Reaktors, der Anzahl der BE und der Konfiguration der BE im Reaktorkern sowie von der Art und Weise abhängt, wie die BE während des Betriebs genutzt werden. Die Kernbrennstofflieferanten und Energieversorgungsunternehmen haben Brennstoffleistungs-codes entwickelt, mit denen u. a. die FGR berechnet werden kann. Die Korrelationen zwischen berechneten und gemessenen Brennstoffdaten wurden untersucht, und die verwendeten Codes wurden für die Leistungsanalyse von BS und für Genehmigungsanalysen validiert. ([42] Kap. 6.3.1)

Die FGR der BE in den verschiedenen Gebindetypen wurde auf der Grundlage des durchschnittlichen Abbrandes der BE in den jeweiligen Behältern geschätzt. Da die FGR in einem BE jedoch stark mit der linearen Leistung korreliert und diese bei BE mit ähnlichem Abbrand variieren kann, wurde folgender Ansatz verfolgt: Zunächst wurden die BE nach ihrem Abbrand sortiert. Dann wurde die FGR in den verschiedenen Gebindetypen als durchschnittliche FGR aller SWR- oder DWR-BE in einem Intervall von ± 5 MWd/kgU vom durchschnittlichen Abbrand in jedem Gebindetyp berechnet (siehe Tabelle 6).

Tabelle 6: FGR (Schweden) gemäß [36] Tabelle 6-16

SWR-Gebinde	FGR	DWR-Gebinde	FGR
BWR I	1,3 %	PWR I	2,9 %
BWR II	2,1 %	PWR II	7,8 %
BWR III	2,1 %	PWR III	7,8 %
BWR-MOX	2,3 %	PWR-MOX	(2,9 %)
BWR: <i>Boiling water reactor</i> - Siedewasserreaktor (SWR) PWR: <i>Pressurized water reactor</i> - Druckwasserreaktor (DWR) MOX: Mischoxid			

Für das PWR-MOX-Gebinde wurde die FGR nicht abgeschätzt, da die erforderlichen Informationen nicht verfügbar waren. In Anbetracht des geringen Abbrandes der MOX-BE und eines durchschnittlichen Abbrandes, der dem des PWR I-Gebindes nahekommt, kann davon ausgegangen werden, dass die FGR in diesen Behältern ähnlich oder geringer ist als im PWR I-Gebinde. ([42] Kap. 6.3.2)

Korrosion der metallischen Strukturteile

Die CRF stellt den Anteil des Inventars dar, der als Ergebnis der Korrosion der metallischen Strukturteile (HR und Metallteile der BE) bei Kontakt mit Wasser freigesetzt wird ([43] Kap. 3.2). Die CRF wird nur für die Radionuklide ausgewiesen, bei denen unter Annahme vollständiger Korrosion nach 100 Jahren ein größeres Inventar durch Korrosion als durch Umwandlung der BM freigesetzt wird. In Tabelle 5 sind die CRF für das durchschnittliche Endlagergebäude dargestellt. In [43] werden auch CRF für die DWR- und SWR-Endlagerbehälter ausgewiesen.

Tabelle 7: CRF (Schweden) gemäß [43] Tabelle 3-14

	Verteilung	Untergrenze [-]	Best estimate [-]	Obergrenze [-]
C-14	Doppeldreieck, Normalraum	0,57	0,64	0,68
Cl-36	Doppeldreieck, Normalraum	$1,4 \cdot 10^{-2}$	0,015	0,018
Mo-93	Doppeldreieck, Normalraum	0,8	0,81	0,83
Nb-93m	Doppeldreieck, Normalraum	-	1	-
Nb-94	Doppeldreieck, Normalraum	-	1	-
Ni-59	Doppeldreieck, Normalraum	0,9	0,96	0,99
Ni-63	Doppeldreieck, Normalraum	0,91	0,97	0,99
Se-79	Doppeldreieck, Normalraum	0	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$5,5 \cdot 10^{-4}$
Sn-121m	Doppeldreieck, Normalraum	0,13	0,52	0,66
Tc-99	Doppeldreieck, Normalraum	$4,0 \cdot 10^{-5}$	$6,1 \cdot 10^{-5}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$
U-233	Doppeldreieck, Normalraum	0,126	0,25	0,29
Zr-93	Doppeldreieck, Normalraum	0,093	0,125	0,14

Auflösung der Brennstoffmatrix

Im Falle eines Behälterversagens kann Grundwasser mit der UO₂-Brennelementmatrix in Kontakt kommen. Dies führt dazu, dass sich die BM auflöst oder anderweitig verändert wird. Infolgedessen werden Uran und andere in der BM eingebettete Radionuklide als gelöste Stoffe freigesetzt.

In dem konzeptionellen Modell trägt bei einer geringen Transportrate von Uranspezies aus dem Endlagerbehälter nur die Brennstoffumwandlungskomponente zur Brennstoffauflösung bei. In diesen Fällen entspricht die Brennstoffauflösungsrate praktisch der Brennstoffumwandlungsrate. Bei größeren Transportraten kann die Komponente zur Aufrechterhaltung der Löslichkeitsgrenze des Urans wichtig werden, da die UO₂(s)-Auflösungskomponente zunimmt und die gesamte Brennstoffauflösungsrate größer ist als die Brennstoffumwandlungsrate. ([43] Kap. 3.3)

Die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion für die empfohlene Brennstoffumwandlungsrate ist in Tabelle 8 angegeben.

Tabelle 8: Brennstoffumwandlungsrate (Schweden) gemäß [43] Tabelle 3-21

	Verteilung	Untergrenze	Best estimate	Obergrenze
Brennstoffumwandlungsrate [a ⁻¹]	Dreieck, log ₁₀ -Raum	10 ⁻⁸	10 ⁻⁷	10 ⁻⁶

Löslichkeit

Im Falle eines Behälterversagens kann Grundwasser in den Endlagerbehälter eindringen und mit den abgebrannten BE und den Metallteilen in Kontakt kommen. Infolgedessen können Radionuklide als gelöste Stoffe freigesetzt werden. Wenn die Konzentrationen der gelösten Stoffe hoch genug sind,

fallen die Radionuklide als feste Phasen aus. Die Löslichkeit der ausgefällten Phasen bestimmt die maximale Konzentration eines Radioelements im Behälter. Diese Konzentrationen werden als Quellterm für die Berechnungen des Radionuklidtransports verwendet. ([43] Kap. 3.4)

8.2.1.3 Kanada (CA)

Die *Nuclear Waste Management Organization* (NWMO) ist für die Umsetzung des *Adaptive Phased Management* (APM) zuständig. APM ist der vom kanadischen Bund genehmigte Plan für die sichere Endlagerung von Kanadas abgebrannten BE. ([44] Kap. 1.1)

Die abgebrannten BE stammen aus KKW sowie Forschungsreaktoren. Neben den sich im Betrieb befindlichen und abgeschalteten KKW werden auch zukünftige KKW berücksichtigt [45]. Die Wiederaufbereitung von BE wird in Kanada bis heute nicht durchgeführt ([46] S. 37).

8.2.1.3.1 Konzept

APM umfasst die Entwicklung eines geologischen Tiefenlagers, der zugehörigen Oberflächeneinrichtungen und eines Transportsystems für abgebrannte BE. Das Endlagersystem besteht aus mehreren Barrieren, die darauf ausgelegt sind, die abgebrannten BE langfristig sicher einzuschließen und zu isolieren. Das aktuelle Referenzkonzept sieht ein Endlager in einer Teufe von ca. 500 Metern vor, das für einen Bestand von 4,6 Millionen abgebrannten *Canada Deuterium Uranium* (CANDU)-BE ausgelegt ist. ([44] Kap. 1.2)

Die abgebrannten BE werden in den ZWL an den Reaktorstandorten in zugelassene Transportverpackungen verladen und zum geologischen Tiefenlager transportiert, wo sie in korrosionsbeständige Endlagerbehälter umgepackt und nach untertage gebracht werden. Im Referenzkonzept werden die Endlagerbehälter in einer Bentonit-Pufferbox eingeschlossen und über einen Schacht nach untertage verbracht. Diese Boxen werden in den Einlagerungsräumen in zwei Reihen gestapelt, wobei Bentonit-Pellets zum Ausfüllen von Lücken verwendet werden. ([44] Kap. 1.2)

8.2.1.3.2 Status

Kanada befindet sich derzeit im Standortauswahlverfahren, das im Jahr 2010 von der NWMO eingeleitet wurde. Das Standortauswahlverfahren wurde entwickelt, um eine informierte und bereitwillige Standortgemeinde für das Endlager zu finden und um sicherzustellen, dass der ausgewählte Standort die abgebrannten BE sicher aufnehmen und isolieren kann. ([44] Kap. 1.3.1)

Im Jahr 2020 wurde die Anzahl der am Standortauswahlverfahren beteiligten Gemeinden auf zwei eingegrenzt (Ignace- und South-Bruce-Gebiete). ([47] S. 1)

8.2.1.3.3 Anforderungen an die Langzeitsicherheit

Das wichtigste Sicherheitsziel eines geologischen Tiefenlagers ist der langfristige Einschluss und die Isolierung von abgebrannten BE. Zweck der Langzeitsicherheitsbewertung ist es, die potenziellen Auswirkungen des Endlagers auf die Gesundheit und Sicherheit der Menschen und der Umwelt während der NVP zu ermitteln. ([44] Zusammenfassung)

Der Zeitraum, für den die potenziellen Auswirkungen ermittelt werden, muss den Zeitraum umfassen, in dem die größten Auswirkungen zu erwarten sind ([48] Kap. 5). Der gewählte Bewertungszeitraum beträgt in Kanada eine Million Jahre. Dieser Zeitraum ist erforderlich, damit die Radioaktivität der abgebrannten BE auf das gleiche Niveau abklingt wie bei einer entsprechenden Menge natürlichen Urans. ([44] Zusammenfassung)

Die prognostizierten Auswirkungen dürfen nicht größer sein, als die Auswirkungen, die zum Zeitpunkt der behördlichen Entscheidung in Kanada zulässig sind ([48] Kap. 5).

Sicherheitsrelevante Zielgrößen

Die kanadische Kommission für nukleare Sicherheit (*Canadian Nuclear Safety Commission*) erwartet, dass die radiologische Dosis und die Konzentrationen der Radionuklide in der Umwelt bei der Bewertung der Langzeitsicherheit als primäre Indikatoren verwendet werden. Daneben sollen aber auch andere Modellparameter berechnet werden, die weitere Hinweise auf die Leistungsfähigkeit des Endlagersystems geben. ([49] Kap. 6)

Die behördlichen Anforderungen an den Schutz von Mensch und Umwelt vor den radiologischen und nicht-radiologischen Gefahren radioaktiver Abfälle führen zu vier Sätzen an Kriterien für die Langzeitsicherheitsbewertung:

- Schutz von Personen vor radiologischen Auswirkungen
- Schutz von Personen vor gefährlichen Stoffen
- Schutz der Umwelt vor radiologischen Auswirkungen
- Schutz der Umwelt vor gefährlichen Stoffen

Bezüglich des Schutzes von Personen vor radiologischen Auswirkungen sollte die Langzeitsicherheitsbewertung hinreichend sicherstellen, dass der behördliche Grenzwert für die Strahlendosis der Bevölkerung (derzeit 1 mSv/a) nicht überschritten wird. Um jedoch die Möglichkeit einer Exposition gegenüber mehreren Quellen zu berücksichtigen und um sicherzustellen, dass das *as low as reasonably achievable* (ALARA)-Prinzip eingehalten wird, sollte ein Kriterium verwendet werden, das unter dem gesetzlichen Grenzwert liegt. ([49] Kap. 6.2.1)

Für die erwartete Entwicklung wird als vorläufiges Kriterium eine jährliche effektive Individualdosisleistung von 0,3 mSv/a verwendet. Für die abweichenden Entwicklungen wird für langfristige Freisetzungsszenarien als vorläufiges Kriterium eine jährliche effektive Individualdosisleistung von 1 mSv/a verwendet. ([44] Kap. 7.1.1)

Bei der Bewertung des Schutzes von Personen vor gefährlichen Stoffen sollen prioritär Richtwerte aus den Umweltzielen und -leitlinien des Bundes (insbesondere der kanadischen Umweltqualitätsrichtlinie) und alternativ aus denen der Provinzen verwendet werden. Sofern in Kanada keine auf die menschliche Gesundheit bezogenen Leitlinien festgelegt wurden, können die Leitlinien der *United States Environmental Protection Agency* (USEPA) herangezogen werden. ([49] Kap. 6.2.2)

Bezüglich des Schutzes der Umwelt vor radiologischen Auswirkungen geht es in erster Linie um die Gesamtstrahlendosis für die Organismen, die zu deterministischen Effekten führt. Die Entwicklung entsprechender Kriterien sollte in Analogie zu denen für gefährliche Stoffe erfolgen. ([49] Kap. 6.2.3)

Die vorläufigen Kriterien können der Tabelle 7-2 in [49] entnommen werden.

Nicht-radiologische Kriterien für den Schutz der Umwelt können die Konzentration oder den Fluss gefährlicher Stoffe umfassen. In der kanadischen Umweltqualitätsrichtlinie für Wasser, Sediment und Boden sind Richtwerte für konservative Bewertungen enthalten. Für Stoffe, für die es keine Bundesrichtlinie gibt, können entsprechende Richtlinien der Provinzen herangezogen werden. Alternativ können Richtwerte für gefährliche Stoffe auch aus der Literatur abgeleitet werden oder es können Studien zur Toxizität durchgeführt werden. ([49] Kap. 6.2.4)

Die vorläufigen elementspezifischen Kriterien für Oberflächenwasser, Grundwasser, Boden, Sediment und Luft können der Tabelle 7-1 in [49] entnommen werden.

8.2.1.3.4 Ableitung der Anforderungen an die Inventarmodelle

Im Rahmen der sechsten Fallstudie wird die Langzeitsicherheit eines geologischen Tiefenlagers in kristallinem Gestein in Kanada bewertet ([50] Kap. 2.2). Die Studie konzentriert sich dabei auf folgende Schlüsselszenarien:

- **Erwartete (normale) Entwicklung, auch Referenzszenario:** Alle Endlagerkomponenten erfüllen ihre Auslegungsspezifikation und funktionieren wie erwartet. In diesem Fall bleiben die Endlagerbehälter intakt und in dem für die Sicherheitsbewertung relevanten Zeitraum von einer Million Jahren kommt es zu keiner Freisetzung von Schadstoffen. Mit Hilfe von Sensitivitätsstudien wird veranschaulicht, wie sich das Endlagersystem im Falle von vernünftigerweise vorhersehbaren Abweichungen verhält. Diese Abweichungen ergeben sich aus Komponenten, die unwissentlich in das Endlager eingebracht werden und die entweder
 - nicht ihrer Auslegungsspezifikation entsprechen oder
 - nicht in vollem Umfang so wie erwartet funktionieren (z. B. nicht entdeckte, fehlerhaft produzierte Endlagerbehälter)
- **Intruder-Szenario:** Die Barrieren werden durch ein Bohrloch umgangen, das versehentlich durch einen Endlagerbehälter gebohrt wird.
- **Komplettes Behälterversagen-Szenario:** Es wird angenommen, dass nach 60.000 Jahren, dem angenommenen Zeitpunkt des ersten größeren Eisschildvorstoßes, alle Endlagerbehälter versagen.
- **Verschlussbauwerksversagen-Szenario:** schnelle und weitreichende Degradation
 - der Schachtverschlüsse und/oder
 - der Dichtungen um den Riss, der sich durch den Fußabdruck des Endlagers zieht.

Aus dem in [50], Abbildung 2.1 dargestellten allgemeinen konzeptionellen Modell geht hervor, welche Code-Merkmale und Daten für die Langzeitsicherheitsbewertung dieser Szenarien erforderlich sind und damit erfasst werden sollten. Für die Endlagerbinde sind das:

- Radioaktiver Zerfall und Aufbau von Töchternukliden
- Instantane und graduelle Freisetzung von Schadstoffen
- Auflösung von BM und HR
- Defektgröße und innerer Hohlraum
- Löslichkeit und Ausfällung von Schadstoffen

8.2.1.3.5 Anforderungen an Qualität und Umfang der Inventardaten

Gemäß dem *rechtlichen Leitfaden zur Bewertung der langfristigen Sicherheit der Entsorgung radioaktiver Abfälle* [49] der kanadischen Kommission für nukleare Sicherheit sollte im Langzeitsicherheitsnachweis eine Beschreibung der Eigenschaften der Abfälle (Abfallart, Bestand, Eigenschaften der radioaktiven und gefährlichen Stoffe, Verpackung etc.) enthalten sein (Kap. 7.3.2). Außerdem sollten in Modellen verwendete Eingabedaten nach einem akzeptablen Qualitätssicherungs (QS)-Standard überprüft werden, und zwar in einem Umfang, der dem Niveau der Bewertung entspricht (Kap. 7.6.3).

8.2.1.3.6 Umsetzung der Anforderungen in dem Endlagerprogramm

Inventar

Radionuklidinventar

In der vorläufigen Langzeitsicherheitsanalyse [44] wird ein Referenzbrennelement mit charakteristischen Eigenschaften definiert. Dessen Eigenschaften sind in der folgenden Tabelle angegeben.

Tabelle 9: Eigenschaften des Referenzbrennelements (Kanada)

Parameter	Wert
Abfallform	37 UO ₂ Brennstäbe (CANDU)
Uranmasse je BE	19,25 kg
Zirkoniummasse je BE	2,2 kg
Anreicherung	0,72 Massen-%
Abbrand	220 MWh/kgU bzw. 280 MWh/kgU
Leistung je BE	455 kW
BE-Alter bei Endlagerung	30 Jahre
Oberfläche des Pellets	8,47 cm ²

Die Berechnung des Radionuklidinventars erfolgte mit dem Computerprogramm *Origen-S* für die durchschnittlichen Abbrände (d. h. es wurde angenommen, dass alle BE denselben durchschnittlichen Neutronenfluss und damit denselben durchschnittlichen Abbrand erfahren; [44] Kap. 3.2.2 und [50] Kap. 4.3).

Der Referenzdatensatz enthält Aktivitäten, Halbwertszeiten, Dosiskoeffizienten und zugehörige Daten für über 300 Radionuklide ([50] Kap. 4.2). Mit einem Screening-Verfahren wurden für den UO₂-BSt bzw. das Zircaloy-HR 26 bzw. zwei Radionuklide als potenziell wichtig identifiziert. Um sicherzustellen, dass der Aufbau von Töchternukliden korrekt berücksichtigt wird, wurden 11 zusätzliche Radionuklide in die Betrachtung aufgenommen, sodass insgesamt 39 Radionuklide (siehe Tabelle 63 in Anhang A6) in die Langzeitsicherheitsbewertung einbezogen wurden. ([44] Kap. 3.2.1)

Chemisches Inventar

Die Bestimmung des chemischen Inventars erfolgt analog zu der des Radionuklidinventars (Abbrandrechnung mit *Origen-S*).

Auch hier wurden die potenziell chemo-toxisch relevanten Elemente mit einem Screening-Verfahren identifiziert. Für den UO₂-BSt wurden 13 Elemente und für das Zircaloy-HR zwei Elemente als potenziell chemo-toxisch relevant identifiziert. Um sicherzustellen, dass der Aufbau von Töchternukliden korrekt berücksichtigt wird, wurden 18 zusätzliche Elemente berücksichtigt, sodass insgesamt 33 Elemente in die Langzeitsicherheitsbewertung einbezogen wurden. ([44] Kap. 3.2.1)

Freisetzung

Instant Release Fraction

Die in der vorläufigen Langzeitsicherheitsanalyse [44] verwendeten IRF sind in Tabelle 10 dargestellt.

Tabelle 10: IRF (Kanada) gemäß [44] Table 7-13

Elemente	Verteilung	Mittelwert [-]	Standardabweichung [-]	Obergrenze [-]	Untergrenze [-]
Brennstoffmatrix					
Ac, Am, Ca, Np, Pa, Pu, Th, U, W	konstant	0	-	-	-
Ag, Sn	uniform	-	-	0	0,001
Bi, Cd, Pb, Sb, Se, Te	normal	0,006	0,0015	0,0023	0,03
Ra, Sr	normal	0,025	0,008	0,001	0,05
C	normal	0,027	0,016	0,0005	0,075
Cs, Hg, I, Po, Rn	normal	0,04	0,01	0,015	0,2
Br, Cl	normal	0,06	0,01	0,01	0,2
Mo, Pd, Tc	lognormal	0,01	2	0,0005	0,05
Hüllrohr					
C	konstant	0,021	-	-	-
Andere Elemente	konstant	0	-	-	-

Sofern diese vorlagen, wurde die IRF aus Studien abgeleitet (z. B. für I, Sr, Cs, Cl, Sr, C, Tc, Sn, Se). Für die Elemente, für die keine Auslaugungsmessungen zur Verfügung standen, wurde die IRF auf Basis der Diffusionskoeffizienten und der Chemie der Elemente im BSt abgeschätzt. ([50] Kap. 4.5.1)

Freisetzung aus der Brennstoffmatrix

Für die Berechnung der radiolysebedingten Auflösung der BM wird ein empirisches Modell verwendet. Bei diesem Ansatz wird angenommen, dass die Auflösungsraten der BM aufgrund von α -, β - und γ -Radiolyse proportional zu den entsprechenden Dosisleistungen sind. ([50] Kap. 4.6.1)

Metallkorrosion (Zircaloy)

Die Auflösung des Zircaloy wird in einem Radionuklid-Screening-Modell (RSM) und *SYVAC3-CC4* (Modell für die primäre Sicherheitsbewertung) modelliert. Dabei wird ein kinetisches Auflösungsmodell verwendet, bei dem sich das Zirkonium mit einer Geschwindigkeit auflöst, die proportional zur Korrosionsgeschwindigkeit von Zircaloy in Wasser und der Oberfläche des Zircaloy in Kontakt mit Wasser ist. Während der Korrosion werden die in der Zircaloy-Matrix eingeschlossenen Stoffe freigesetzt. Aus der Modellierung ergibt sich eine Korrosionsrate von $1,18 \cdot 10^{-3}$ kg/a. ([50] Kap. 4.6.2)

8.2.1.4 Frankreich (FR)

In Frankreich ist die *Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs* (Andra) für die sichere Entsorgung aller radioaktiven Abfälle zuständig. Die ILW-LL und hochradioaktiven Abfälle (*high level waste*, HLW), die bei dem Betrieb der kerntechnischen Anlagen sowie bei der Wiederaufbereitung abgebrannter BE anfallen, sollen in einem geologischen Tiefenlager für radioaktive Abfälle (dem Cigéo) entsorgt werden [51].

Die ILW-LL werden in 79 Abfallfamilien unterteilt. Bei diesen Abfallfamilien handelt es sich um

- Strukturteile aus der Wiederaufbereitung abgebrannter BE (35 % der ILW-LL-Gebinde),
- Abfälle aus der Wiederaufbereitung flüssiger Abfälle aus kerntechnischen Anlagen (35 % der ILW-LL-Gebinde),

- aktivierte Technologieabfälle aus dem Betrieb oder Rückbau kerntechnischer Anlagen (5 % der ILW-LL-Gebinde) und
- kontaminierte Technologieabfälle aus dem Betrieb oder Rückbau kerntechnischer Anlagen (23 % der ILW-LL-Gebinde).

Bei den 19 HLW-Abfallfamilien handelt es sich hauptsächlich um verglaste Abfälle (99,5 % der HLW-Gebinde).

8.2.1.4.1 Konzept

In der NVP besteht das französische Endlagersystem aus den Endlagergebinden, den Entsorgungszellen und Zugangsstrecken sowie dem Wirtsgestein (Callovo-Oxfordian Tongestein; ([52] Vol. I Kap. 2.1).

Die ILW-LL und HLW werden in Primärbehältern verpackt, die wiederum in Endlagerbehälter eingeschlossen werden. Die ILW-LL-Primärbehälter sind von unterschiedlicher Art, Form und Größe und bestehen je nach Abfallfamilie aus unterschiedlichen Materialien (z. B. unlegierter Stahl, Edelstahl, normaler Stahlbeton oder faserverstärkter Beton). Die ILW-LL-Endlagerbehälter werden in den meisten Fällen aus Stahlbeton und seltener aus Stahl gefertigt. Bei den HLW-Primärbehältern handelt es sich um Edelstahlkokillen, die HLW-Endlagerbehälter bestehen aus kohlenstoffarmen, unlegiertem Stahl. ([52] Vol. I Kap. 2.1 und Vol. II Kap. 2.4.2 und 2.5.1)

Die Endlagergebinde werden unter Tage in Endlagerzellen – kugelförmige oder eiförmige Aushöhlungen auf einer horizontalen oder leicht geneigten Achse – verbracht, die über einen oder mehrere Zugangstrecken verfügen. Um die phänomenologischen Wechselwirkungen zwischen ILW-LL und HLW zu begrenzen, befinden sich die ILW-LL- und HLW-Entsorgungszellen in getrennten Bereichen des Endlagers. Während in die HLW-Entsorgungszellen jeweils nur ein Endlagergebinde verbracht wird, werden in die ILW-LL-Endlagerzellen mehrere Endlagergebinde eingelagert. ([52] Vol. I Kap. 2.1)

Im Rahmen der Stilllegung werden alle Strecken, Rampen und Schächte verfüllt und teilweise abgedichtet.

In der von Andra definierten *zone of interest* befindet sich die Oberkante des Callovo-Oxfordian Tongesteins in einer Teufe zwischen 340 m und 530 m und seine Mächtigkeit beträgt zwischen 140 m und 160 m ([52] Vol. II Kap. 1.2.1).

8.2.1.4.2 Status

Andra hat am 16.01.2023 den Antrag für die Baugenehmigung des Endlagers eingereicht [53].

8.2.1.4.3 Anforderungen an die Langzeitsicherheit

Der Schutz der menschlichen Gesundheit und der Umwelt ist das grundlegende Sicherheitsziel für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen Frankreichs. Zu diesem Zweck muss das gewählte Endlagerkonzept die radiologische Belastung auf dem niedrigsten Niveau halten, das unter Berücksichtigung der erworbenen wissenschaftlichen Kenntnisse, des Stands der Technik sowie der wirtschaftlichen und sozialen Faktoren vernünftigerweise erreichbar ist. Um zu überprüfen, ob diese Schutzziele erreicht werden, werden Bewertungen der radiologischen und chemischen Auswirkungen durchgeführt ([54] Kap. 4.1).

Sicherheitsrelevante Zielgrößen

Für die NVP wird im Rahmen von Sicherheitsanalysen die individuelle Exposition, ausgedrückt als effektive Dosis, bestimmt ([54] Kap. 4.2). Für die normale Entwicklung soll Andra einen Dosisgrenzwert von 0,25 mSv pro Jahr verwenden. Für die abweichenden Entwicklungen und die Intruder-Szenarien soll Andra prüfen, ob die Folgen unter den Werten bleiben, die wahrscheinlich deterministische Effekte verursachen. ([52] Vol. I Kap. 4.3.1)

Die Auswirkungen von chemischen Schadstoffen müssen anhand von gesetzlichen Kriterien oder, falls diese nicht vorliegen, anhand von verfügbaren Empfehlungen beurteilt werden ([54] Kap. 4.2). Die in einem Rundschreiben vom 8. Februar 2007 über verschmutzte Standorte und Böden festgelegten Akzeptanzziele für Gesundheitsrisiken lauten:

- für nicht krebserzeugende chemische Elemente: *Hazard Quotient* (HQ) < 1 (d. h., dass schädliche Auswirkungen nicht zu erwarten sind und somit als vernachlässigbar angesehen werden können)
- für krebserzeugende chemische Elemente: *Environmentally Induced Replication* (EIR) < 10⁻⁵ (d. h. 1 zusätzlicher Fall pro 100.000 exponierte Personen)

8.2.1.4.4 Ableitung der Anforderungen an die Inventarmodelle

Transports von Radionukliden und toxischen Elementen

Um zu überprüfen, ob die Sicherheitsfunktionen des Endlagersystems erfüllt und die Schutzziele eingehalten werden, wird das Verhalten des Endlagersystems für eine Reihe von Szenarien modelliert und die mit jedem dieser Szenarien verbundenen Auswirkungen abgeschätzt. Die quantitative Bewertung der Szenarien stützt sich dabei i. W. auf numerische Simulationen. Derzeit verwendet Andra ein Kompartimentmodell, in dem die verschiedenen Kompartimente (die Geosphäre, das Endlager und seine technischen Komponenten sowie die Endlagergebäude) in einer Simulationsfolge angeordnet sind. Für jedes Kompartiment wird eine Berechnung durchgeführt, wobei die Verbindungen zwischen den Kompartimenten mit Hilfe von Randbedingungen und Freisetzungsfunktionen (z. B. Konzentration von Radionukliden oder toxischen Elementen) berücksichtigt werden, die durch das vorherige Modell erstellt wurden. ([52] Vol. II Kap. 5.1 und 5.6.1)

Der für die Berechnung des Transports von Radionukliden und toxischen Elementen benötigte Quellterm wird durch das Radionuklidinventar, die Verteilung der Abfallgebindefamilien im Endlager und die Freisetzungsmodelle bestimmt ([52] Vol. II Kap. 2.2). Bezüglich der Freisetzung aus den Abfällen ist dabei zwischen den verglasten Abfällen aus der Wiederaufbereitung und den aktivierten metallischen Abfällen zu unterscheiden.

Verglaste Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Durch die Verglasung der hochradioaktiven Abfälle werden die Radionuklide sowie das chemotoxische Inventar wirksam von zutretendem Wasser isoliert. Radionuklide und das chemotoxische Inventar können folglich nur in dem Maße freigesetzt werden, wie die Glasmatrix in Gegenwart von Wasser korrodiert ([52] Vol. II Kap. 2.3.1). Da die Glaskorrosionsrate von ihren intrinsischen Eigenschaften (z. B. Zusammensetzung, Rissbildungsrate und spezifische Größe der Oberfläche) abhängt, müssen entsprechende Daten erfasst werden.

Um die Rückhaltekapazität der Glasmatrix optimal zu nutzen, hat Andra sich dazu entschieden, den Kontakt von Wasser und Glasmatrix möglichst lange zu verzögern. Da die hochradioaktiven Abfälle eingeschlossen bleiben, solange der Endlagerbehälter dicht ist, ergeben sich daraus Anforderungen an die Dichtheit der Endlagerbehälter. Derzeit strebt Andra an, die Dichtheit der Endlagerbehälter

mindestens so lange zu gewährleisten, bis die Kerntemperatur der Glasmatrix weniger als 50 °C (mäßig exotherme Abfälle HLW0) bzw. weniger als 70 °C (hochexotherme Abfälle HLW1/HLW2) beträgt. Bei dem derzeitigen Layout des Endlagers entspricht dies einem Zeitraum von weniger als 500 Jahren nach Verschluss des Endlagers. ([52] Vol. II Kap. 2.3.1 und 2.4.1)

Um zu zeigen, dass die Endlagerbehälter im gewählten Zeitraum dicht bleiben, muss das Verhalten der Endlagerbehälter modelliert werden. Um das Behälterverhalten abbilden zu können, müssen die Behälterdaten (z. B. Material, Güte, Korrosionsrate, Form, Wandstärke, Mikrostruktur, Eigenspannung, Anzahl Primärgebinde (PG)) erfasst werden. Da Radiolyse (durch Bildung von oxidierenden Spezies oder chemischen Spezies, die den pH-Wert des Mediums lokal verändern) das Auftreten von lokaler Korrosion begünstigen kann, ist Andra der Auffassung, dass die Behälterwandstärke die Dosisleistung an der Metalloberfläche auf weniger als 10 Gray pro Stunde begrenzen muss ([52] Vol. II Kap. 2.4.2, 2.4.3 und 2.4.4). Da die Dosisleistung u. a. vom Radionuklidinventar abhängt, muss auch dieses erfasst werden.

Aktivierete metallische Abfälle (inkl. Strukturteile der BE)

Das Radionuklidinventar kann nur in dem Maße freigesetzt werden, wie die Metalle korrodieren ([52] Vol. II Kap. 2.3.2). Da die Metallkorrosionsrate u. a. von den Materialeigenschaften der Metalle abhängt, müssen entsprechende Daten erfasst werden.

Die Funktionen der Endlagerbehälter betreffen im Wesentlichen die Betriebsphase (Transfer und Handhabung von Gebinden usw.). Dennoch soll der Beton der Endlagerbehälter auch der Rückhaltung dienen, indem er zu einem pH-Wert beiträgt, der die Passivierung der aktivierten Metallabfälle begünstigt und folglich ihre Korrosion und die Freisetzung von Aktivierungsprodukten begrenzt und niedrige Löslichkeitswerte für radioaktive Elemente wie Nickel, Kobalt, Americium, Curium, Neptunium und Plutonium begünstigt ([52] Vol. II Kap. 2.5 und 2.5.2). Für die Modellierung des Behälterversagens müssen entsprechende Behälterdaten erfasst werden.

Wärmeaustrag

Andra hat entschieden, die Temperatur und die thermo-hydrmechanischen Auswirkungen auf das Wirtsgestein so zu begrenzen, dass

- irreversible Verschlechterungen der Eigenschaften des Endlagersystems (insbesondere des Wirtsgesteins), die zu den Sicherheitsfunktionen beitragen, vermieden werden und
- die Prozesse, die die Veränderungen im Endlagersystem bestimmen, zuverlässig dargestellt und modelliert werden können.

Konkret bedeutet dies, dass die Temperatur in der Entsorgungszelle auf 100 °C bzw. im Tongestein auf 90 °C begrenzt ist. Die Einhaltung dieses Temperaturkriteriums hängt von der Wärmeleistung der Gebinde ab ([52] Vol. II Kap. 2.3.1). Da die Wärmeleistung eines Gebindes vom Radionuklidinventar, der Dauer der Zwischenlagerung (und der Dimensionierung des Endlagers) abhängt, müssen entsprechende Daten erfasst werden.

8.2.1.4.5 Anforderungen an Qualität und Umfang der Inventardaten

Das Radionuklidinventar ist eine wesentliche Eingangsgröße für die quantitative Sicherheitsbewertung in der NVP. Zusammen mit der Verteilung der Abfallgebindefamilien im Endlager und den Freisetzungsmoellen bestimmt es die Quellterme, die für die quantitativen Sicherheitsbewertungen (einschließlich der Langzeitsicherheitsbewertung) verwendet werden. ([52] Vol. II Kap. 2.2)

Für jede Abfallfamilie muss gemäß [54] (A1-1) ein Wissensdossier erstellt werden, das alle Eigenschaften der Abfallgebinde enthält, die die Sicherheit des Endlagers beeinflussen können. Diese Eigenschaften müssen sowohl auf Grundlage von Charakterisierungsversuchen (z. B. Auslaugversuche) als auch auf Grundlage von Messungen oder Bewertungen an den hergestellten Abfallgebänden ermittelt worden sein. Die Charakterisierungsversuche werden je nach Fall an aktiven oder inaktiven Abfallgebänden oder an Proben durchgeführt, die für den industriellen Produktionsprozess repräsentativ sind. Der Zweck der Prüfungen, Messungen und Bewertungen besteht darin, die für die Auslegung und den Sicherheitsnachweis erforderlichen Kenntnisse zu erbringen. Insbesondere ist es wichtig,

- die radioaktiven Eigenschaften der Abfallgebinde und ihr Radionuklidinventar zu bestimmen; insbesondere muss eine gute Schätzung der Aktivität langlebiger Radionuklide und flüchtiger Radionuklide erreicht werden,
- den chemischen Gehalt der Abfallgebinde zu kennen, insbesondere Komplexbildner oder Produkte, die die Löslichkeit von Radionukliden erhöhen oder die Fähigkeit der Radionuklide, in den anderen Komponenten des Endlagersystems zurückgehalten zu werden, beeinträchtigen können,
- die Art und Menge der Gase zu kennen, die aufgrund von Radiolyse, Korrosion und Alteration der Endlagergebinde unter Bestrahlung oder unter dem Einfluss von Mikroorganismen entstehen,
- die physikalischen Eigenschaften der Abfallgebinde zu beurteilen: Dichte, Homogenität, Füllgrad, Anteil des eingelagerten Wassers, Wärmeleitfähigkeit und -kapazität, charakteristische Temperaturen, mechanische Eigenschaften und
- die Eigenschaften der Endlagergebinde zu bestimmen, insbesondere diejenigen, die mit ihrer anfänglichen Einschlusskapazität und ihrer Entwicklung unter für die Endlagerung repräsentativen Bedingungen verbunden sind. Dies sind je nach Fall:
 - Beständigkeit gegen Auslaugung
 - Ausgasungsrate
 - mechanische Beständigkeit
 - chemische Wechselwirkungen
 - thermische Effekte
 - Auswirkungen von α - oder β -/ γ -Strahlung
 - Auswirkungen von Mikroorganismen

Es müssen Studien über das Langzeitverhalten der Endlagergebinde unter den verschiedenen Einflüssen, die auf sie einwirken können (Wechselwirkungen insbesondere mit den Materialien der gefertigten Bauteile und mit dem Gestein, Auswirkungen von Strahlung oder Mikroorganismen), durchgeführt werden, um insbesondere ihre Abbaurate in Abhängigkeit von der Zeit, die Art der Abbauprodukte und die Wechselwirkungen zwischen den Abbauprodukten und den in den Endlagergebänden enthaltenen langlebigen Radionukliden (Kolloide, Komplexe etc.) zu bestimmen. Des Weiteren müssen Studien durchgeführt werden, um die stabilen chemischen Formen von Radionukliden zu bestimmen, die unter Endlagerbedingungen aus den Endlagergebänden freigesetzt werden. ([54] A1-1)

8.2.1.4.6 Umsetzung der Anforderungen in den Endlagerprogrammen

Inventar

Menge

Für die Abschätzung der Menge der radioaktiven Abfälle werden für die verschiedenen kerntechnischen Anlagen durchschnittliche Laufzeiten abgeschätzt (z. B. 50 Jahre für alle Reaktoren). Dabei wird davon ausgegangen, dass alle abgebrannten BE aus DWR und Schnellen Reaktoren (*fast reactors*) wiederaufbereitet werden ([52] Vol. II Kap. 2.1.2).

Für den Auslegungsentwurf des Endlagers und die Langzeitsicherheitsstudien werden als Eingangsdaten die Inventare nach Anzahl der Gebinde der aktuellen Ausgabe (derzeit Ausgabe D) des Entsorgungsprogramms für Industrieabfälle (*Plan industriel de gestion des déchets*, PIGD) verwendet ([52] Vol. II Kap. 2.1.3).

Radionuklidinventar

Zur Bestimmung des Radionuklidinventars wird ein mehrstufiges Verfahren angewandt. Zunächst werden die verfügbaren Daten (z. B. PIGD und Daten der Hersteller) für alle Radionuklide mit einer Halbwertszeit von mehr als 0,5 Jahren und weniger als 50 Milliarden Jahren (144 Radionuklide) zusammengestellt. Jeder Abfallfamilie wird dann ein Kenntnislevel zwischen 0 und 3 zugeordnet (ein Kenntnislevel von 0 bedeutet, dass Andra keinerlei Informationen zu dieser Abfallfamilie hat und das Radionuklidinventar nur auf Basis von Analogieparametern abschätzen kann; ein Kenntnislevel von 3 bedeutet, dass bezüglich des Radionuklidinventars nur geringe Restungewissheiten bestehen). Je nach Kenntnislevel wird jeder Abfallfamilie ein Multiplikationsfaktor (10, 5, 2 oder 1,5) zugeordnet, der auf die durchschnittliche Aktivität pro Masseneinheit jedes Radionuklids angewendet wird. ([52] Vol. II Kap. 2.2.1.1 bis 2.2.1.3)

Chemisches Inventar

Die Bestimmung des Inventars an toxischen Chemikalien erfolgt nach einer ähnlichen Methodik wie beim Radionuklidinventar: Zunächst werden die verfügbaren Daten zusammengestellt und dann hinsichtlich ihrer Ungewissheiten bewertet ([52] Vol. II Kap. 2.2.3).

Andra konzentriert sich bei der quantitativen Bewertung auf einige toxische Elemente, die stellvertretend für die potenziell schädlichsten ausgewählt wurden (i. e. Arsen, Bor, Beryllium, Cadmium, Chrom (III) und (VI), anorganisches und organisches Quecksilber, Nickel, Blei, Antimon, Selen, Uran und Asbest; [52] Vol. I Kap. 4.3.2).

Freisetzung

Für jede Abfallfamilie wird ein Freisetzungsmodell und dessen Anwendungsbereich ermittelt. Kann einer Abfallfamilie aufgrund fehlender Kenntnisse kein Freisetzungsmodell zugeordnet werden oder ist das identifizierte Freisetzungsmodell unter den erwarteten Endlagerbedingungen nicht anwendbar, wird instantane Freisetzung angenommen.

Für jedes der anwendbaren Modelle wird der Stand der erworbenen Kenntnisse bewertet, insbesondere im Hinblick auf die durchgeführten Experimente und die verbleibenden Ungewissheiten, die dem Modell innewohnen oder die mit den Entsorgungsbedingungen zusammenhängen:

- Wenn der Kenntnisstand hoch ist und die verbleibenden Ungewissheiten kontrolliert werden können, wird ein „phänomenologisches“ Modell gewählt.
- Wenn der Kenntnisstand mit großen Ungewissheiten belegt ist, wird ein „konservatives“ Model gewählt. ([52] Vol. II Kap. 2.3.3.1)

Die Freisetzungsmodelle beruhen auf Parametern, die sich auf die intrinsischen Eigenschaften des konditionierten Abfalls (z. B. die Abfallzusammensetzung) und auf deren zeitliche Entwicklung in Abhängigkeit von den physikalisch-chemischen Bedingungen (Temperatur, pH-Wert, Redox usw.) beziehen. Die Parameterauswahl beruht auf den folgenden Grundsätzen:

- Wenn der Kenntnisstand zu den Modellparametern hoch ist (dies ist insbesondere dann der Fall, wenn er durch Experimente gestützt wird), werden „phänomenologische“ Parameter bestimmt, die aus den verfügbaren Messungen abgeleitet werden.
- Wenn die Kenntnisse weniger experimentell gestützt sind oder mit schwer kontrollierbaren Restungewissheiten behaftet sind, werden "maximale" (das heißt konservative) Parameter ausgewählt.

8.2.1.5 Schweiz (CH)

In der Schweiz ist die *Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle* (Nagra) für die sichere Entsorgung der radioaktiven Abfälle zuständig. Abgebrannte BE, die nicht wiederaufbereitet wurden und verglaste Spaltproduktlösungen aus der Wiederaufarbeitung von abgebrannten BE werden in der Schweiz als hochaktive Abfälle bezeichnet. Verglaste Dekontaminations- und Spülwässer aus der Wiederaufarbeitung und kompaktierte radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung werden in der Schweiz als alphatoxische Abfälle (ATA) bezeichnet.

8.2.1.5.1 Konzept

Das Konzept der Nagra sieht die Lagerung hochradioaktiver Abfälle im Opalinuston (Wirtsgestein) in einer Teufe von mehreren hundert Metern vor. Die abgebrannten BE bzw. hochradioaktiven Abfälle werden gemäß der aktuellen Planung an der Oberfläche in Endlagerbehälter aus Kohlenstoffstahl verpackt. Gemäß der aktuellen Planung sind die Endlagerbehälter 5 m bzw. 3 m lang und haben einen Durchmesser von 1 m bzw. 0,7 m und eine Wandstärke von 0,14 m. Die Endlagerbehälter werden nach unter Tage transportiert und in den Einlagerungsstrecken auf verdichteten Bentonitblöcken gelagert. Unmittelbar nach dem Einbringen wird der jeweilige Streckenabschnitt mit hochverdichtetem, körnigem Bentonitmaterial verfüllt. ([55] Kap. 5.2.5)

8.2.1.5.2 Status

Die Schweiz befindet sich derzeit in der dritten und letzten Etappe des Standortauswahlverfahrens (Sachplanverfahren) für das kombinierte Tiefenlager bzw. zwei einzelne Tiefenlager (eins für hochradioaktive Abfälle und eins für schwach- und mittelradioaktive Abfälle). In dieser Etappe werden die Ende 2018 (Abschluss von Etappe 2) vom Bundesrat festgelegten geologischen Standortgebiete Jura Ost, Nördlich Lägern und Zürich Nordost weiter untersucht. ([56] Kap. 2.2)

Die Standortentscheidung (Nördlich Lägern) wurde im September 2022 von der Nagra bekannt gegeben. Nun folgt die Vorbereitung und Einreichung der Rahmenbewilligungsgesuche beim Bundesamt für Energie (BFE) voraussichtlich bis zum Jahr 2024 [55].

8.2.1.5.3 Anforderungen an die Langzeitsicherheit

Mit der geologischen Tiefenlagerung sind radioaktive Abfälle in der Schweiz so zu entsorgen, dass der Schutz von Mensch und Umwelt vor deren ionisierender Strahlung dauerhaft gewährleistet ist, ohne dass künftigen Generationen unzumutbare Lasten auferlegt werden ([57] Kap. 4.1).

Der Langzeitsicherheitsnachweis basiert auf einer umfassenden und systematischen Analyse, die aufzeigt, wie sich das Lager entwickeln wird, welche radiologischen Konsequenzen sich daraus ergeben

und dass das übergeordnete Schutzziel und die damit verbundenen Leitlinien und Schutzkriterien eingehalten werden ([55] Kap. 5.2).

Sicherheitsrelevante Zielgrößen

Das Erreichen des Schutzziels unter Beachtung der Grundsätze ist gemäß [57], Kap. 4.3 und 4.3.1 sowie [58], Kap. 2.15 anhand der folgenden quantitativen Schutzkriterien zu beurteilen und im Rahmen des Sicherheitsnachweises aufzuzeigen:

- Für keine zukünftige Entwicklung eines Tiefenlagers darf die Freisetzung von Radionukliden zu einer Individualdosis größer als 0,1 mSv pro Jahr oder zu einer Überschreitung des Risiko-richtwerts von 10^{-5} pro Jahr führen.
- Im Nachweiszeitraum sind die radiologischen Folgen eines unbeabsichtigten menschlichen Eindringens in das Tiefenlager anhand folgender Kriterien zu beurteilen:
 - Führt ein solches Eindringen zu einer jährlichen Dosis von weniger als 1 mSv für die in der Umgebung des Standorts lebenden Personen, sind Bemühungen zur Verringerung der Wahrscheinlichkeit eines Eindringens oder zur Begrenzung der Folgen nicht gerechtfertigt.
 - Liegen die jährlichen Dosen im Bereich von 1 mSv bis 20 mSv, so sind angemessene Bemühungen zur Verringerung der Wahrscheinlichkeit für menschliches Eindringen oder zur Begrenzung der Folgen durch eine Optimierung der Anlagenauslegung gerechtfertigt.
- Nach Ende des Nachweiszeitraums dürfen die Auswirkungen an der Oberfläche nicht wesentlich höher sein als die durchschnittliche heutige Strahlenexposition der schweizerischen Bevölkerung.

8.2.1.5.4 Ableitung der Anforderungen an die Inventarmodelle

Die für die Lagerauslegung und für die sicherheitstechnischen Betrachtungen im Rahmen des Sachplanverfahrens wesentlichen und damit zu erfassenden Eigenschaften der radioaktiven Abfälle sind gemäß [59], Kap. A3.1.2,

- Inventar, Halbwertszeit und Radiotoxizität der sicherheitsrelevanten Radionuklide sowie die zeitliche Entwicklung von Aktivität und Radiotoxizität,
- das Abfallvolumen,
- die Wärmeentwicklung,
- das Materialinventar und mögliche Auswirkungen auf die technischen und geologischen Barrieren,
- der Gehalt an potenziell Gas produzierenden Bestandteilen (Metalle, Organika) und
- der Gehalt an Komplexbildnern.

Einige weitere Anforderungen an das Inventarmodell ergeben sich gemäß [59], Kap. A3.3.2 aus den explizit berücksichtigten Freisetzungs- und Transportprozessen für Radionuklide, die im Rahmen des Langzeitsicherheitsnachweis für geologische Tiefenlage abzubilden sind. Gemäß dem Stand der Wissenschaft sind dies

- radioaktiver Zerfall und Aufbau von Töchternukliden,
- instantane und graduelle Freisetzung von Radionukliden und stabilen Isotopen aus der Abfallmatrix,
- gesättigter Grundwasserfluss sowie advektiver, dispersiver und diffusiver Stofftransport in Lösung und

- temporäre Immobilisierung von Radionukliden und stabilen Isotopen durch Sorption an Festphasen und durch Ausfällungen.

8.2.1.5.5 Anforderungen an Qualität und Umfang der Inventardaten

Für den Sicherheitsnachweis sind in der Schweiz Daten, Prozesse und Modellkonzepte gemäß SWT zu verwenden und deren Ungewissheiten aufzuzeigen. Dabei sind auch die Informationen über die eingelagerten Gebinde im Sicherheitsnachweis zu berücksichtigen ([57] Kap. 9.1 und 9.3). Konkret bedeutet dies, dass fundierte Daten über alle radioaktiven Abfälle der Schweiz benötigt werden. Die Zielsetzung des *Modellhaften Inventars für radioaktive Materialien* (MIRAM) besteht daher darin, alle bereits vorhandenen und in Zukunft noch anfallenden radioaktiven Abfälle der Schweiz zu quantifizieren und umfassend zu charakterisieren ([23] Zusammenfassung).

Für den Umgang mit Daten und die Durchführung von quantitativen Analysen und qualitativen Bewertungen im Rahmen des Sicherheitsnachweises sind qualitätssichernde Maßnahmen vorzusehen und im Managementsystem festzulegen ([57] Kap. 11).

8.2.1.5.6 Umsetzung der Anforderungen in den Endlagerprogrammen

Inventar

Das „MIRAM basiert auf dem ‚Informationssystem für radioaktive Materialien‘ (ISRAM), in dem alle bis heute in der Schweiz produzierten und konditionierten radioaktiven Abfälle erfasst sind. Abfälle mit ähnlichen Eigenschaften, Kenndaten und Konditioniermethoden werden in ISRAM in sogenannten Abfallgebindetypen (AGT) zusammengefasst. Zusätzlich erhält jedes hergestellte Einzelgebilde eine Individuelle Zusatzdokumentation (IZD), welche gebindespezifische Kenndaten und Eigenschaften enthält.“ ([23] Kap. 1)

Da die MIRAM-Datenbank neben den bereits produzierten und konditionierten Abfällen auch die in der Zukunft anfallenden Abfälle berücksichtigen soll, wurde seitens der Nagra eine spezielle ISRAM-basierte Datenbank erstellt, welche das komplette Spektrum derzeit vorhandener und zukünftig zu erwartender Abfälle und deren Eigenschaften modellhaft in 631 Nagra-AGT (Stand 2014) abbildet. Die Kenndaten und Eigenschaften jedes Nagra-AGT werden dabei durch ein zugehöriges Referenzgebilde beschrieben. Die Anzahl der Referenzgebilde eines Nagra-AGT wird über eine Produktionsstatistik definiert. ([23] Kap. 2)

In der MIRAM-Datenbank werden ähnliche Nagra-AGT zu Abfallsorten kombiniert. In Analogie zu den Nagra-AGT werden auch die Kenndaten und Eigenschaften jeder Abfallsorte durch ein repräsentatives Gebilde beschrieben. Für das Basisszenario gibt es insgesamt 162 (Stand 2014) Abfallsorten mit repräsentativen Gebinden. ([23] Kap. 2.4.2 und 2.5)

Radionuklidinventar

Für die bereits produzierten Abfälle basieren die Nuklidinventare der Referenzgebilde auf den in den IZD deklarierten Inventaren. Für die noch nicht produzierten Abfälle basieren die Nuklidinventare der Referenzgebilde auf Modellrechnungen und Abschätzungen auf Basis vergleichbarer existierender Abfälle. ([23] Kap. 3.2)

Konkret bedeutet dies für die Wiederaufarbeitungsabfälle, dass deren Radionuklidinventare auf den im Endlagerfähigkeitsbescheinigungs-Verfahren eingereichten Spezifikationen der Antragsteller basieren. Dabei wurden die sicherheitsrelevanten Nuklide in den Wiederaufarbeitungsabfällen unter anderem mittels Abbrandrechnungen berechnet. Diese Berechnungen wurden mit dem Programm *ORIGEN-ARP* durchgeführt, das in dem im *Oak Ridge National Laboratory* (USA) entwickelten, nuklearen Softwarepaket *SCALE* (2011) enthalten ist.

Die Berechnung der Aktivität bzw. der Isotopeninventare von abgebrannten BE wird ebenfalls mit dem Programm *ORIGEN-ARP* durchgeführt, wobei für die verschiedenen BE-Abfallsorten unterschiedliche *ORIGEN*-Standardbibliotheken verwendet werden ([23] Kap. 3.2.4).

Die in den *ORIGEN*-Rechnungen verwendeten Anreicherungs- und Entladeabbrand-Eingangsdaten der BE-Abfallsorten sind in Tabelle 11 aufgeführt:

Tabelle 11: Anreicherung und Entladeabbrand der BE-Abfallsorten (Schweiz)

BE-Abfallsorte	Anreicherung [%]	Entladeabbrand [GWd/t]	Referenz
BE-PD-UO2-U-HAA	-	-	[60]
BE-B-MOX-U-HAA	2,73 - 4,86	33,8 - 55,0	[61]
BE-B-UO2-U-HAA	3,36 - 4,54	35,9 - 55,0	[62]
BE-G-MOX-U-HAA	4,78	54,8 - 55,0	[63]
BE-G-UO2-U-HAA	3,46 - 4,10	39,3 - 56,6	[64]
BE-M-UO2-U-HAA	3,13 - 4,20	30,8 - 55,0	[65]
BE-L-UO2-U-HAA	1,67 - 4,30	18,3 - 55,0	[66]
M: KKW Mühleberg B: KKW Beznau G: KKW Gösgen L: KKW Leibstadt PD: Forschungsreaktor (Diorit) HAA: hochaktiver Abfall			

Materialinventar

Für bereits produzierte Abfälle werden von den Abfallproduzenten mittlere Materialinventare mit Bandbreiten deklariert. Diese primären Informationen werden von der Nagra in ein System von Standardmaterialien konvertiert. Die Materialinventare für zukünftig anfallende Abfälle werden von der Nagra modellhaft und auf der Grundlage der Standardmaterialien abgeschätzt. ([23] Kap. 3.1)

Freisetzung

Freisetzungsrates aus der Brennstoffmatrix

Instantane Freisetzung

Der gesamte Anteil der instantan freigesetzten Radionuklide (IRF_T) ergibt sich aus dem Radionuklidinventar in Spalten (IRF_G) und dem Radionuklidinventar auf Korngrenzen (IRF_{GB}). Für die Sicherheitsanalyse werden die in der nachfolgenden Tabelle aufgeführten IRF empfohlen. ([67] Kap. 4)

Tabelle 12: IRF [%] der Brennstoffmatrix (Schweiz) gemäß [67] Table 5

		Beznau		Gösgen		Leibstadt	Mühleberg
		UO ₂	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂	UO ₂
FGR (Ø)		1,8	3,4	14	16	4,5	4,5
Cs-137, Cs-135	IRF _G	1,8	2,0	7,5	9,2	2,6	2,6
	IRF _{GB}	4					
	IRF _T	5,8	6	11,5	13,2	6,6	6,6

		Beznau		Gösgen		Leibstadt	Mühleberg
		UO ₂	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂	UO ₂
I-129	IRF _G	1,8	3,4	14	16	4,5	4,5
	IRF _{GB}	4					
	IRF _T	5,8	7,4	18	20	8,5	8,5
Cl-36	IRF _T	5,4	10,2	42	48	13,5	1,5
Se-79	IRF _T	0,2					
C-14	IRF _T	10					
Sn-126	IRF _T	0,1					
Sr-90, Pd-107, Tc-99	IRF _T	1					

Graduelle Freisetzung

Es wird angenommen, dass das übrige Radionuklidinventar durch die Auflösung der BM mit einer fraktionellen Rate von 10^{-7} pro Jahr graduell freigesetzt wird ([59] Kap. 3.4 und [67] Kap. 4).

Freisetzung aus den Hüllrohren

Instantane Freisetzung

Für C-14 wird eine IRF von 20 % angesetzt ([67] Kap. 4).

Graduelle Freisetzung

Für die Auflösungsrate der HR der BE wird von einer Zircaloy-Korrosionsrate von 10 nm/a ausgegangen; bei einer Dicke der HR von ca. 600 mm und unter Annahme einer gleichzeitigen Korrosion von außen und von innen entspricht dies einer fraktionellen Auflösungsrate von $3,3 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr ([59] Kap. 3.4 und [67] Kap. 4).

Korrosion der Glasmatrix

Auf Basis von Erkenntnissen aus Laborexperimenten und Feldstudien wurde eine Reihe von Korrosionsraten für den Sicherheitsnachweis abgeleitet. Für die Berechnungen des Referenzszenarios werden die folgenden Korrosionsraten empfohlen:

- BNFL-Glas: $1,5 \cdot 10^{-3} \text{ g m}^{-2} \text{ d}^{-1}$ und
- AREVA-Glas: $2,0 \cdot 10^{-4} \text{ g m}^{-2} \text{ d}^{-1}$.

Für optimistische Berechnungen (realistische Temperaturen und geringere Zugänglichkeit von Wasser zur Glasoberfläche) werden um den Faktor 10 niedrigere Korrosionsraten empfohlen. Für ein pessimistisches Szenario werden sehr hohe Raten ($0,1 \text{ g m}^{-2} \text{ d}^{-1}$ für beide Glastypeen) vorgeschlagen, um den großen Ungewissheiten im Zusammenhang mit der schädlichen Wirkung von Ton- und Eisenkorrosionsprodukten Rechnung zu tragen ([68] Kap. 8.5).

8.2.1.6 Belgien (BEL)

In Belgien ist die *Organisme national des déchets radioactifs et des matières fissiles enrichies/ Nationale instelling voor radioactief afval en verrijkte splijtstoffen* (ONDRAF/NIRAS) für die sichere Entsorgung der radioaktiven Abfälle zuständig. Verglaste Abfälle aus der Wiederaufbereitung

abgebrannter BE aus dem Betrieb der beiden kommerziellen KKW Doel und Tihange (und aus dem Forschungsreaktor BR2) sowie nicht wiederaufbereitete abgebrannte BE (mit Ausnahme bestimmter BE aus Forschungsreaktoren) werden als Abfälle der Kategorie C bezeichnet. ([69] S. 26-27)

Technische Dokumente von ONDRAF/NIRAS (z. B. zum Konzept, zu den Anforderungen an die Langzeitsicherheit oder den Anforderungen an Inventarmodelle) sind in der Regel nicht öffentlich zugänglich. Des Weiteren existieren in Belgien bisher keine Anforderungen an die hochradioaktiven Abfälle. Aus diesen Gründen kann Belgien hier nur sehr oberflächlich behandelt werden. Konkret bedeutet dies, dass sich die Angaben zu Belgien auf den Status des Verfahrens beschränken und keine Angaben zum Konzept, den Anforderungen an die Langzeitsicherheit und deren Umsetzung gemacht werden können.

8.2.1.6.1 Status

Für das langfristige Management von hochradioaktiven und/oder langlebigen Abfällen schlug ONDRAF/NIRAS der belgischen Regierung im Jahr 2020 die geologische Tiefenlagerung vor. Sobald dieser Vorschlag von der Regierung angenommen wird, möchte ONDRAF/NIRAS der Regierung einen Vorschlag für einen Entscheidungsprozess zur systematischen Umsetzung der Maßnahme vorlegen. ([70] S. 6)

Die Forschungsaktivitäten für das geologische Tiefenlager für die Abfälle der Kategorien B und C fokussieren sich auf tertiäre Tonablagerungen, den *Boom* und *Ypresian Clay*. Für die Abfälle dieser beiden Kategorien ist ONDRAF/NIRAS aktuell dabei, einen methodischen Sicherheitsnachweis (SFC 1) für das Referenzszenario zu entwickeln ([69] S. 119).

8.2.2 Identifizierte internationale Anforderungen an Inventarmodelle

Die auf Basis des internationalen SWT identifizierten Anforderungen an Inventarmodelle werden in Form einer tabellarischen Auflistung (siehe Tabelle 62 in Anhang A5) dargestellt. Auch hier wird zwischen den in Kapitel 7.2 benannten Abfallströmen (A, B, V und S) unterschieden.

Außerdem wird zwischen Anforderungen an verschiedene Objekte differenziert:

- Abfälle (allgemein: Abfall, spezifisch: BE)
- PG (allgemein: PG, spezifisch: Kokille)
- Behälter (= Endlagerbehälter)
- Gebinde (= Endlagergebände)
- Gesamt (diese Anforderungen beziehen sich nicht auf einzelne Abfälle, Behälter oder Gebinde, sondern auf die Gesamtheit aller hochradioaktiven Abfälle. Ein Beispiel ist die Anzahl der beschädigten BS (siehe Tabelle 62 in Anhang A5 Nummer 022))

Anforderungen, die sich aus finnischen, schwedischen oder kanadischen Dokumenten ergeben, beziehen sich immer auf den Abfallstrom „Bestrahlte Brennelemente und Brennelementkannen“. Aus den schweizerischen Dokumenten lassen sich Anforderungen an alle vier Abfallströme ableiten. Aus den französischen Dokumenten ergeben sich Anforderungen an „Verglaste Abfälle aus der Wiederaufbereitung“ und „Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung“.

Sofern eine Anforderung in Tabelle 62 in Anhang A5 einer für die Standortauswahl identifizierten Anforderung an Inventarmodelle (Tabelle 61 in Anhang A4) entspricht, wird in der Spalte „Anf.-ID“ die entsprechende Nummer vermerkt.

8.2.3 Auswertung der identifizierten Anforderungen an Inventarmodelle

Für die Entwicklung der Anforderungen an Inventarmodelle für hochradioaktive Abfälle, die dem SWT entsprechen, werden die identifizierten internationalen Anforderungen an Inventarmodelle kategorisiert (siehe Kapitel 8.2.3.1) und Schlussfolgerungen für das deutsche Programm abgeleitet (siehe Kapitel 8.2.3.2).

8.2.3.1 Kategorisierung

Grundsätzlich ist ein Inventarmodell die strukturierte Darstellung von Inventardaten, welches die Inventardaten sinnvoll ins Verhältnis setzt und Annahmen einbezieht. Im Rahmen dieses Forschungsvorhabens liegt der Fokus auf den Anforderungen an die abfallspezifischen Inventardaten¹¹, die benötigt werden, um die Eigenschaften der Referenzabfälle¹² (Referenzdaten) abdeckend definieren zu können (siehe Abbildung 1). Da die Auswertung der identifizierten internationalen Anforderungen gezeigt hat, dass diese neben Anforderungen an abfallspezifische Inventardaten auch weitere Anforderungen enthalten, werden die identifizierten internationalen Anforderungen zunächst in die in Tabelle 13 beschriebenen Kategorien eingeteilt (siehe Tabelle 62 in Anhang A5).

¹¹ Abfallspezifische Inventardaten sind Daten, die für jedes bestrahlte BE bzw. jede Kokille zu erfassen sind.

¹² Üblicherweise werden für die Ableitung des im Rahmen von Sicherheitsanalysen benötigten Quellterms Referenzabfälle definiert, die eine Gesamtheit von radioaktiven Abfällen (z. B. einen Abfallstrom) repräsentieren.

Tabelle 13: Kategorisierung der identifizierten Anforderungen an Inventarmodelle

K1		<p>Abfallspezifische Aspekte (Inventardaten), die an die deutschen Anforderungen an Inventarmodelle angepasst werden können.</p> <p>Voraussetzung für eine Zuordnung zur Kategorie K1 ist, dass die Anforderung in Tabelle 62 in Anhang A5 ebenfalls vorhanden ist.</p>
K2		<p>Abfallspezifische Aspekte (Inventardaten), die in den deutschen Anforderungen an Inventarmodelle ergänzt werden sollten, um diese an den internationalen SWT anzupassen. Hierbei kann unterschieden werden zwischen:</p>
	K2P	<p>Primäraspekte: Hierbei handelt es sich um abfallspezifische Daten, die</p> <ul style="list-style-type: none"> • als Eingabedaten für Modelle oder Rechnungen zur Bestimmung der sicherheitsrelevanten Zielgrößen erforderlich sind oder • benötigt werden, um die Eingabedaten abzuleiten.
	K2S	<p>Sekundäraspekte: Hierbei handelt es sich um abfallspezifische Daten, die</p> <ul style="list-style-type: none"> • dazu dienen die Primäraspekte abzusichern oder • redundante Angaben zu anderen Aspekten darstellen.
K3		<p>Aspekte, die zunächst nicht betrachtet werden müssen, da sie nicht relevant für die vSU sind. Hierzu gehören z. B. Aspekte, die</p> <ul style="list-style-type: none"> • Abfallströme betreffen, die in Deutschland nicht relevant für das Endlager für hochradioaktive Abfälle sind, • für die vSU im Rahmen der Standortauswahl nicht relevant sind oder • zu unspezifisch sind (z. B. „für die Sicherheit bedeutsame Struktur- und Materialmerkmale“). <p>Hinweis: Eine Zuordnung einer Anforderung zur Kategorie K3 bedeutet nicht, dass die Anforderung generell nicht relevant ist und sie nicht erfasst werden sollte. Ein Beispiel ist die Identifizierungsnummer, die für die vSU nicht relevant ist, aber für die Nachverfolgbarkeit (z. B. auch für die Rückholung) unbedingt zu erfassen ist.</p>
K4		<p>Aspekte, die sich aus der Auswertung der abfallspezifischen Daten ergeben und als Referenzdaten der Abfälle für die vSU herangezogen werden können.</p>
K5		<p>Aspekte, die sich nur auf Behälter und/oder Gebinde beziehen. Diese Daten werden im Rahmen der vSU benötigt, müssen aber zunächst aus dem entsprechenden Behälterkonzept abgeleitet werden. Hierbei handelt es sich grundsätzlich um Referenzdaten.</p>
K6		<p>Aspekte, die für die vSU notwendig sind, die aber erst zu einem späteren Zeitpunkt erhoben werden können oder abgeschätzt werden müssen (z. B. Zeitpunkt der Einlagerung in das Endlager).</p>
K7		<p>Aspekte, die für die vSU erforderlich sind, die aber nicht nur vom Inventar sondern auch von den Umgebungsbedingungen (i. W. geochemisches Milieu) abhängig sind.</p>
K8		<p>Nicht abfallspezifische Hintergrundinformationen, die z. B. für Plausibilitätsbetrachtungen herangezogen werden können.</p>
K9		<p>Ergebnisse von (Modell-)Berechnungen</p>

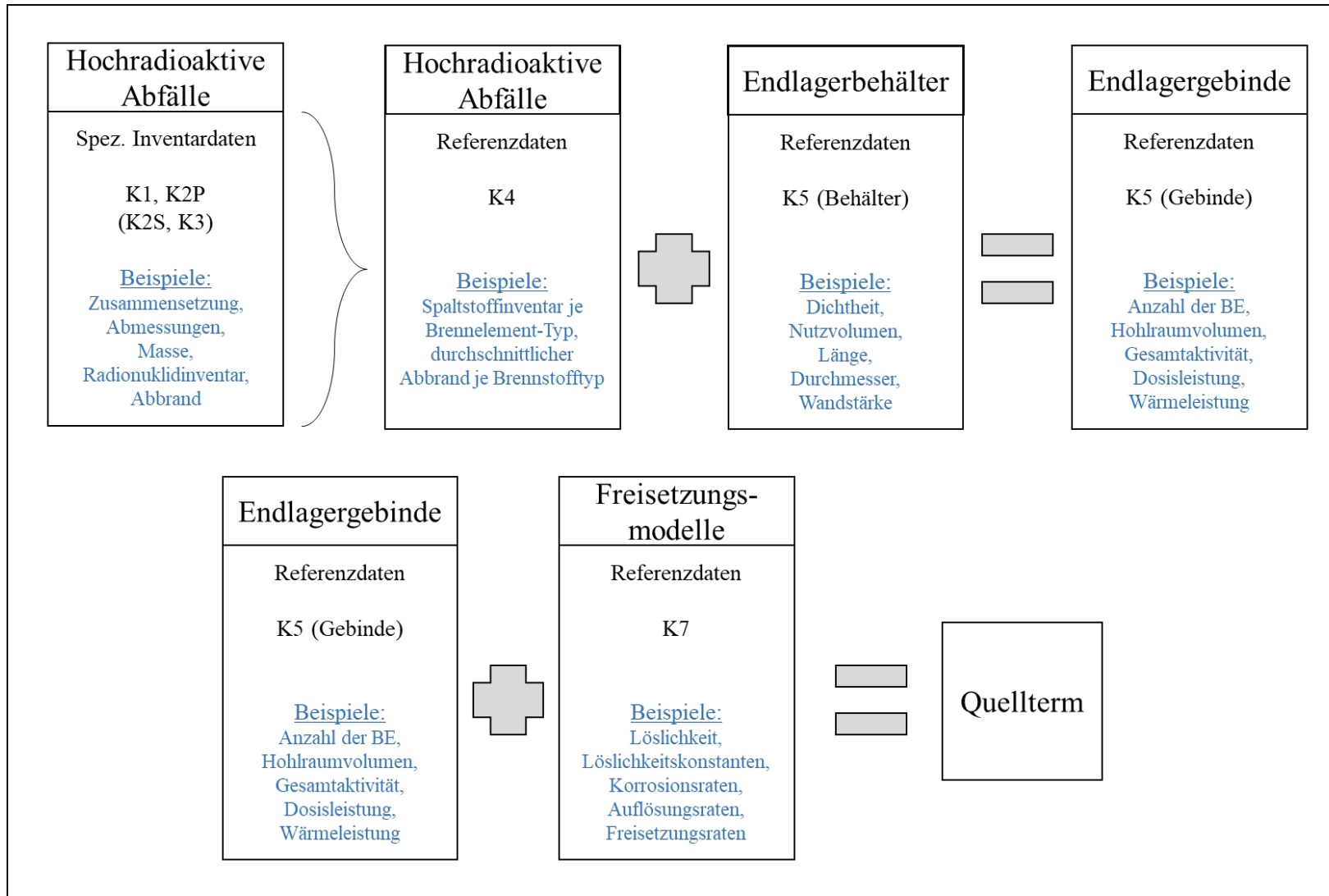


Abbildung 1: Vereinfachte Darstellung des Zusammenhangs zwischen Inventar-, Behälter- und Gebindedaten sowie Freisetzungsdaten zur Bestimmung des Quellterms

8.2.3.2 Schlussfolgerungen für das deutsche Programm

Auf Basis der Analyse des internationalen SWT zu Anforderungen an Inventarmodelle lassen sich folgende Schlussfolgerungen für das deutsche Programm ziehen:

- Die kugelförmigen Hochtemperaturreaktoren (HTR)-BE sind eine spezifische deutsche Entwicklung, dementsprechend werden sie im internationalen SWT nicht diskutiert. Dies lässt erwarten, dass der Forschungsbedarf zu diesen BE (z. B. hinsichtlich Auflösungs- und Korrosionsraten) größer ist, als der Forschungsbedarf zu den BE aus DWR und SWR. Auch in [9] wird die Korrosion von BSt aus Forschungs- und Prototypreaktoren als offene Frage bezeichnet.
- Anders als z. B. bei den Sicherheitsanalysen in Kanada und Frankreich finden sich im deutschen Regelwerk zur Standortauswahl (d. h. insbesondere *StandAG* [1], *EndlSiAnfV* [2] und *EndlSiUntV* [3]) keine Hinweise darauf, dass im Rahmen der vSU auch die nicht-radio-logischen Auswirkungen (wie z. B. Verletzung von Grenzwerten aus der Grundwasser- oder Trinkwasserverordnung) zu betrachten sind. Um den Nachweis zu erbringen, dass z. B. die wasserrechtlichen Grenzwerte eingehalten werden, sind zusätzliche Daten (z. B. zum chemotoxischen Inventar) erforderlich.
- Die Auflösungs- und Korrosionsraten der radioaktiven Abfälle sind für definierte Bedingungen in verschiedenen Studien untersucht worden. Sollten im Rahmen der vSU Daten aus vorliegenden Studien verwendet werden, ist zu überprüfen, ob die dort definierten Bedingungen (z. B. hinsichtlich der Zusammensetzung des Grundwassers) für den jeweiligen Standort anwendbar sind. Einen besonderen Fall stellen dabei Standorte im Steinsalz dar, da dieses Wirtsgestein in den betrachteten Endlagerkonzepten nicht berücksichtigt worden ist. Mit Fortschritt des Standortauswahlverfahrens werden zusätzliche Studien erforderlich, um die Auflösung bzw. Korrosion der Abfälle sowie das Löslichkeitsverhalten der Radionuklide unter den erwarteten Bedingungen verlässlich abbilden zu können.
- Generell sind die IRF mit relativ großen Ungewissheiten belegt (dies zeigt sich beispielsweise an den Bandbreiten der in den Langzeitsicherheitsanalysen verwendeten Werte (siehe Tabelle 4, Tabelle 5 und Tabelle 10). Für manche Elemente kann deren IRF auf Basis verfügbarer Studien zu Auslaugversuchen abgeleitet bzw. abgeschätzt werden (z. B. C, Cl, Cs, I, Sr). Für andere Elemente (z. B. Be, Ag und Cd) liegen keine relevanten Studien zu Auslaugversuchen vor, sodass die IRF z. B. auf Basis von Diffusionskoeffizienten und der Chemie der Elemente abgeschätzt werden muss. Zusätzliche Forschungsarbeiten können die Ungewissheiten reduzieren und damit zu einer realistischeren Abschätzung des Quellterms beitragen.
- Die Endlagerbehälter tragen in den unterschiedlichen Endlagerkonzepten in unterschiedlichen Maß zum sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle bei. Insbesondere für die Endlager im Kristallingestein (Finnland, Schweden und Kanada) haben die Endlagerbehälter eine zentrale Sicherheitsfunktion, da davon ausgegangen wird, dass sie ihre Funktionsfähigkeit für den Betrachtungszeitraum von einer Million Jahre behalten. Die Modellierung des Langzeitverhaltens der Endlagerbehälter unter Endlagerbedingungen muss in diesen Fällen somit ein integraler Bestandteil des Langzeitsicherheitsnachweises sein. Der Forschungsbedarf zu den Endlagerbehältern richtet sich somit nach dem Endlagergesamtkonzept, insbesondere aber danach, ob im Rahmen der vSU von den Barriereigenschaften der Endlagerbehälter Kredit genommen wird.

- Im internationalen SWT wird großer Wert auf den Umgang mit Ungewissheiten gelegt (siehe z. B. [29] und [43]). Auch gemäß § 11 Abs. 1 *EndlSiUntV* sind die zum Zeitpunkt der Erstellung der jeweiligen vSU bestehenden Ungewissheiten systematisch auszuweisen und zu charakterisieren. Für die Bestimmung von Ungewissheiten ist insbesondere die Dokumentation der Herkunft von Daten sowie der Datenqualifizierung erforderlich. Diese kann in allgemeinen Spezifikationen (wie sie den Abfalleigentümern z. B. von den Wiederaufbereitungsanlagen zur Verfügung gestellt werden) erfolgen. Da die Bestimmung von Ungewissheiten nicht trivial ist, darf der zu diesem Zweck benötigte Aufwand nicht unterschätzt werden.

8.3 Ergebnisse

Bei den entwickelten Anforderungen an Inventarmodelle wird zwischen Anforderungen an die Erfassung der abfallspezifischen Inventardaten (siehe Kapitel 8.3.1) und weiteren Anforderungen an Inventarmodelle (siehe Kapitel 8.3.2) differenziert.

8.3.1 Anforderungen an die Erfassung der abfallspezifischen Inventardaten

Bei den Anforderungen an die Erfassung der Inventardaten der hochradioaktiven Abfälle handelt es sich um die Anforderungen an die Erfassung der

- bestrahlten BE,
- verglasten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung in Kokillen und
- sonstigen radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitung in Kokillen.

Diese Anforderungen sind für jedes BE bzw. PG (i. W. Kokille) zu erfassen und sind unabhängig vom Prozess der Standortauswahl. Es ist daher nicht notwendig, bei diesen Anforderungen zwischen den drei Phasen der vSU zu unterscheiden. Die Anforderungen an die Erfassung ergeben sich aus

- den Anforderungen an Inventarmodelle für die Standortauswahl, denen die Kategorie K1 oder K2P¹³ zugeordnet ist (Tabelle 61 in Anhang A4) und
- den internationalen Anforderungen an Inventarsysteme, denen die Kategorie K1 oder K2P zugeordnet ist (Tabelle 62 in A5).

Die identifizierten Anforderungen an die Erfassung der Inventardaten sind in Tabelle 17 in Kapitel 10 zusammengestellt. Dort ist auch angegeben, ob die identifizierten Anforderungen von der *AtEV* [6] abgedeckt werden.

8.3.2 Weitere Anforderungen an Inventarmodelle

Die Auswertung des internationalen SWT (siehe Kapitel 8.2.3) hat gezeigt, dass es bei Langzeitsicherheitsanalysen üblich ist, Referenzabfälle zu definieren. Die Parameter, die abfallspezifisch bestimmt werden, können für die Referenzabfälle abdeckend (ggf. mit Angabe von Bandbreiten) bestimmt werden. Zusätzlich werden für die Referenzabfälle aber auch Parameter bestimmt, deren abfallspezifische Erfassung zu komplex und zeitaufwendig wäre. Zu letzteren Parametern gehören insbesondere:

- Größe der Pelletoberfläche (benötigt um Auslaugraten in Freisetzungsraten umzurechnen)
- Größe der Metalloberfläche (beeinflusst z. B. die Korrosions- und Gasbildungsrate)

¹³ Die Zuordnung der Kategorien erfolgte in Anlehnung an die in Kapitel 8.2.3.1 beschriebene Vorgehensweise.

- Größe der Glasoberfläche (beeinflusst die Auflösungsrate und damit die Freisetzungsrates)
- Oberflächenbeschaffenheit (die Oberflächenbeschaffenheit kann z. B. die Ausprägung der Korrosion sowie den Emissionsgrad von Metallen beeinflussen)
- Fragmentgröße des metallischen Abfalls bzw. Anteil von Feinanteilen (beeinflusst die Wahl des Freisetzungsmodells, da besonders kleine Fragmente potenziell schneller freigesetzt werden können)
- Mechanische Vorbelastungen der Glasmatrix (beeinflusst die tatsächliche Größe der Glasoberfläche)
- CRUD-Konzentration
- FGR
- Spezifische Wärmekapazität
- Wärmeleitfähigkeit
- Thermischer Ausdehnungskoeffizient

Neben den Eigenschaften der hochradioaktiven Abfälle sind für die Langzeitsicherheitsanalyse auch die Eigenschaften der Endlagerbehälter relevant. Daher muss bereits im Rahmen der Langzeitsicherheitsanalyse ein Behälterkonzept entwickelt und die relevanten Eigenschaften der Endlagerbehälter festgelegt werden. Dabei ist davon auszugehen, dass sich die Behälterkonzepte für die drei potenziellen Wirtsgesteine voneinander unterscheiden und im Laufe des Standortauswahlverfahrens weiterentwickelt werden.

Zu den relevanten Eigenschaften der Endlagerbehälter und ihrer Bestandteile¹⁴ gehören:

- Dichtheit
- Gesamt- und Nutzvolumen
- Abmessungen (z. B. Länge, Durchmesser, Wandstärke)
- Form
- Größe der Metalloberfläche
- Masse (Leergewicht)
- Festigkeit
- Eigenspannung
- Komponentenspezifische Zusammensetzung (Werkstoff-Spezifikation)
- Korrosionsbeständigkeit
- Neutronenmoderator
- Wärmeleitfähigkeit
- spezifische Wärme

Durch die Beladung der Endlagerbehälter mit hochradioaktiven Abfällen entstehen Endlagergebände. Während sich die meisten relevanten Eigenschaften der Endlagergebäude (z. B. Stoff- und Radionuklidinventar, Dosis- und Wärmeleistung und Zusammensetzung) aus den Inventar- und Endlagerbehälterdaten ableiten lassen, sind einige Gebäudeeigenschaften separat zu erfassen. Dazu gehören:

- (Referenz-) Abfall
- Anzahl der (Referenz-) Abfälle (i.e. Anzahl der BS, BE oder Kokillen)
- Beladungsgeometrie (Spaltstoffe und Neutronen-moderierende oder reflektierende Stoffe)
- Hohlraumvolumen
- ggf. Eigenschaften des Füllmaterials (Zusammensetzung, Dichte, Masse)

¹⁴ Bestandteile des Behälters sind z. B. Behälterhülle, Behältereinsätze, Führungsrohre, Abstandshalter, Deckel oder die Beschichtung.

- Restfeuchte
- nicht festanhaftende Oberflächenkontamination
- Temperatur

Für die Bestimmung der sicherheitsrelevanten Zielgrößen (siehe Kapitel 7.1 und 9.2.1) muss die Freisetzung der Radionuklide aus den hochradioaktiven Abfällen (Quellterm) sowie deren Mobilisierung und Transport bestimmt werden. Allgemein wird davon ausgegangen, dass es nur dann zu einer Freisetzung kommen kann, wenn die hochradioaktiven Abfälle in Kontakt mit Wasser oder wässrigen Lösungen kommen. Die Freisetzungsraten sind dabei nicht nur vom Inventar, sondern auch von den Umgebungsbedingungen (geochemisches Milieu) und damit vom Wirtsgestein abhängig. Zu den Parametern, die die Freisetzung beeinflussen gehören im Wesentlichen:

- elementspezifische Löslichkeit bzw. Gleichgewichtskonstanten
- elementspezifische Löslichkeitskonstanten
- Auflösungsrate der BM
- komponentenspezifische Metallkorrosionsrate
- Glaskorrosionsrate
- elementspezifische IRF

Da diese Parameter von den Umgebungsbedingungen und damit vom Standort abhängig sind, können sich ihre Ausprägungen durch neue Erkenntnisse im Verlauf des Standortauswahlverfahrens (z. B. durch die untertägige Erkundung) verändern. Damit die Ergebnisse der vSU vergleichbar sind, ist es empfehlenswert, in den ersten beiden Phasen der vSU wirtsgesteinsspezifische Bedingungen für diese Parameter festzulegen.

Transportbeeinflussende Parameter, die sowohl vom Inventar als auch von den Umgebungsbedingungen abhängig sind, sind u. a.

- elementspezifische Sorptionskoeffizienten,
- Diffusionskoeffizienten und die
- Neigung zur Kolloidbildung.

Wird für die Nacherhebung von Parametern (z. B. komponentenspezifische Zusammensetzung der bestrahlten BE) die Durchführung von Reaktorphysikberechnungen erforderlich, sind u. a. folgende Angaben zusätzlich erforderlich:

- Dampfblasengehalt
- Querschnittsbibliothek für Neutronen- und Gammareaktionen
- Borkonzentration
- Betriebszyklen
- Leistungshistorie

9 ABSCHÄTZUNG ZU UNGEWISSHEITEN UND SENSITIVITÄT

In diesem Kapitel werden die Ungewissheiten und Sensitivitäten der entwickelten Anforderungen an die Erfassung der abfallspezifischen Inventardaten betrachtet. Zunächst werden die Ungewissheiten in den identifizierten Inventardaten semiquantitativ abgeschätzt (siehe Kapitel 9.1). Im Anschluss werden die Inventardaten bestimmt, die schon bei relativ kleinen Änderungen ihrer Ausprägung signifikante Änderungen in den sicherheitsrelevanten Zielgrößen bzw. den Faktoren der Auslegung, des Betriebs oder der NVP eines Endlagers hervorrufen (siehe Kapitel 9.2 bzw. 9.3).

Sofern erforderlich, wurden für die Abschätzung zu Ungewissheiten und Sensitivität die in Tabelle 14 aufgeführten Angaben zum Inventar hochradioaktiver Abfälle herangezogen.

Tabelle 14: Betrachtetes Inventar gemäß dem *Verzeichnis radioaktiver Abfälle* [71]

	Leistungsreaktoren	Andere Reaktoren ¹⁵	
Brennelemente	31.955		
	Wiederaufbereitung in		
	Frankreich (La Hague)	Vereinigtes Königreich (Sellafield)	Deutschland (Karlsruhe)
hochradioaktive Glasprodukte	3.024 <i>Colis Standard de Déchets Vitrifiés (CSD-V)</i>	560 Kokillen mit UK-HAW ¹⁶	140 Kokillen mit HAW-WAK ¹⁷
mittelradioaktive verglaste Abfälle aus der Wiederaufbereitung	140 <i>Colis Standard des Déchets Boues (CSD-B)</i>	-	-
kompaktierte radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung	4.104 <i>Colis Standard des Déchets Compactés (CSD-C)</i>	-	-

Des Weiteren wird generell davon ausgegangen, dass die Strukturteile der bestrahlten BE (außer HR der BS) in kompaktierter Form getrennt von den BS endgelagert werden.

9.1 Semiquantitative Abschätzung der Ungewissheiten

Zunächst wird dargestellt, welche Ungewissheiten im Rahmen der semiquantitativen Abschätzung bzgl. der abfallspezifischen Inventardaten berücksichtigt werden (siehe Kapitel 9.1.1). In Kapitel 9.1.2 wird auf die Ergebnisse der semiquantitativen Abschätzung der Ungewissheiten verwiesen.

¹⁵ Die BE der Versuchs-, Demonstrations- und Forschungsreaktoren (1.145 BE und 908.138 AVR/THTH-BE-Kugeln) werden hier nicht betrachtet.

¹⁶ Hochradioaktive Abfälle aus dem Vereinigten Königreich (*United Kingdom - High activity waste (UK - HAW)*)

¹⁷ Hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitungsanlage Karlsruhe (HAW-WAK)

9.1.1 Betrachtete Ungewissheiten

Im Rahmen der semiquantitativen Abschätzung der Ungewissheiten der abfallspezifischen Inventardaten wird zwischen „Datenungewissheiten“ und „konzeptionellen Ungenauigkeiten“ unterschieden.

9.1.1.1 Datenungewissheiten

Daten können mit Ungewissheiten belegt sein. Diese Ungewissheiten können dabei in Abhängigkeit von

- der Genauigkeit des verwendeten Messgeräts oder der verwendeten Messmethode (inkl. Probenahmeverfahren und Probenvorbereitung),
- der Genauigkeit der verwendeten Berechnungs- oder Interpretationsmethode,
- der Genauigkeit des verwendeten Modells (Grad der Vereinfachung),
- der Repräsentativität der untersuchten Probe,
- der Anwendbarkeit der Untersuchungsbedingungen (*in situ* versus im Labor),
- gewählten Korrelationen und Analogiebetrachtungen oder
- der Qualität der Einflussgrößen

unterschiedlich hoch sein.

Bei der parameterspezifischen Abschätzung der Datenungewissheiten wird zwischen geringen, mittleren und großen Datenungewissheiten unterschieden (siehe Tabelle 16 und Tabelle 17).

9.1.1.2 Konzeptionelle Ungenauigkeiten

Sofern der Vorhabenträger für die Bestimmung des Quellterms Referenzabfälle definiert, kann nicht vermieden werden, dass die Eigenschaften der Referenzabfälle die Eigenschaften der tatsächlichen Abfälle mit einer gewissen Ungenauigkeit beschreiben. Es sollte daher für jeden Parameter dargestellt werden, wie repräsentativ bzw. abdeckend die Eigenschaften der Referenzabfälle bzw. -gebände für die tatsächlichen Abfälle sind¹⁸. Da nicht bekannt ist, ob und wie der Vorhabenträger Referenzabfälle definieren wird, können hierzu derzeit weder qualitative noch quantitative Abschätzungen vorgenommen werden.

Als Grundlage für eine spätere Bewertung der konzeptionellen Ungenauigkeiten wird für jeden Parameter angegeben, ob für dessen gebindespezifische Ausprägung eine geringe, mittlere oder große Bandbreite erwartet wird. Sofern zu den Ausprägungen der Parameter Informationen vorlagen, erfolgte die Zuweisung der Bandbreite auf Basis von Tabelle 15.

¹⁸ Beispiel: In [50] Appendix A.4 wird angegeben, dass in Kanada für die meisten Sicherheitsbewertungen ein Referenzabbrand von 280 MWh/kgU verwendet wird, was ungefähr dem 99 %- Perzentil der Abbrände aller CANDU-Brennstoffe entspricht.

Tabelle 15: Aufteilung der Bandbreiten

Bandbreite	Beschreibung	Abweichung
gering	Die gebindespezifischen Ausprägungen des Parameters weichen für den betrachteten Abfallstrom nur geringfügig voneinander ab.	< 10 %
mittel	Die gebindespezifischen Ausprägungen des Parameters weichen bei dem betrachteten Abfallstrom mäßig voneinander ab.	10 % - 50 %
Groß	Die gebindespezifischen Ausprägungen des Parameters weichen bei dem betrachteten Abfallstrom deutlich (> 50 %) voneinander ab.	> 50 %

Es wird darauf hingewiesen, dass die Angaben zur Bandbreite immer relativ sind. So wird beispielsweise für den Abfallstrom „Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung“ für den Parameter „Organika“ eine große Bandbreite angegeben, da dieser Parameter zwischen 0 g und 10 g variieren kann, obwohl diese Bandbreite absolut betrachtet eher gering ist.

9.1.2 Ergebnisse

Die Ergebnisse der semiquantitativen Abschätzung der Datenungleichheiten und Bandbreiten werden in Tabelle 17 (Kapitel 10) zusammenfassend dargestellt und in den Kapiteln 10.1 bis 10.28 begründet.

9.2 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Inventardaten

Zunächst werden die sicherheitsrelevanten Zielgrößen beschrieben und generelle Zusammenhänge zwischen den Zielgrößen und den abfallspezifischen Inventardaten abgeleitet (siehe Kapitel 9.2.1). Im Anschluss wird erläutert, wie bei der Bewertung der Sensitivität vorgegangen worden ist (Kapitel 9.2.2) sowie auf die Ergebnisse dieser Bewertung verwiesen (siehe Kapitel 9.2.3).

9.2.1 Sicherheitsrelevante Zielgrößen

Im Folgenden werden die in Kapitel 7.1 identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen näher beschrieben und generelle Zusammenhänge zwischen den Zielgrößen und den Inventardaten abgeleitet.

9.2.1.1 Effektiver Multiplikationsfaktor

Gemäß § 8 Abs. 1 und 2 *EnlSiAnfV* [2] ist für den Betrieb und die Stilllegung des Endlagers sowie für die erwarteten und abweichenden Entwicklungen zu prüfen und darzustellen, dass sich selbst tragende Kettenreaktionen im Bewertungszeitraum ausgeschlossen sind. Dabei gilt eine sich selbst tragende Kettenreaktion als ausgeschlossen, wenn der berechnete Neutronenmultiplikationsfaktor (k_{eff}) zuzüglich der Summe aller seiner Ungewissheiten für die reaktivste zu betrachtende Anordnung von hochradioaktiven Abfällen das Akzeptanzkriterium von 0,95 bzw. 0,98 erfüllt.

Zur Bestimmung der effektiven Multiplikationsfaktoren von Spaltstoffsystemen und -anordnungen werden Rechenverfahren verwendet, die auf der Ermittlung von Neutronenbilanzen beruhen. Das

Raum-Zeit-abhängige Verhalten der Neutronen wird dabei durch die Boltzmannsche Transportgleichung beschrieben, die eine Bilanz der zeitlichen Veränderung des orts-, energie- und winkelabhängigen Neutronenflusses unter Berücksichtigung der Neutronenleckage, der Neutronenreaktions- und -streuraten und der Neutronenquellstärke darstellt. Zur praktischen Durchführung von Kritikalitätsrechnungen wird die Neutronentransportgleichung unter Verwendung geeigneter Näherungen und Ansätze (z. B. Diffusionsnäherung oder Monte-Carlo-Methode) mit Hilfe von Rechenprogrammen (z. B. *MCNP Transport Code* oder *SCALE*) gelöst. ([72] Kap. 4)

Gemäß Anlage Teil B der *EnlSiAnfV* [2] muss das zur Bestimmung von k_{eff} verwendete Rechenmodell mindestens folgende Größen berücksichtigen:

- Menge der Spaltstoffe sowie ihre element- und isopenweise Zusammensetzung
- Neutronen moderierende oder reflektierende Stoffe in den Spaltstoffanordnungen, zwischen den Spaltstoffanordnungen und um die Spaltstoffanordnungen
- Geometrische Anordnung aller beteiligten Materialien
- Temperatur der Anordnung

Sobald eine dieser Größen durch einen abfallspezifischen Parameter beeinflusst wird, ist demnach ein Zusammenhang zwischen dem entsprechenden Parameter und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „effektiver Multiplikationsfaktor“ gegeben. Ob dieser Zusammenhang im Rahmen der vSU signifikant ist, muss dann parameterspezifisch bewertet werden.

9.2.1.2 Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren

Gemäß § 4 Abs. 5 *EnlSiAnfV* [2] ist für die erwarteten Entwicklungen zu prüfen und darzustellen, dass im Bewertungszeitraum insgesamt höchstens ein Anteil von 10^{-4} und jährlich höchstens ein Anteil von 10^{-9} sowohl der Masse als auch der Anzahl der Atome aller ursprünglich eingelagerten Radionuklide aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren¹⁹ ausgetragen wird.

Wie groß der Anteil der aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren ausgetragenen Radionuklide ist, wird im Wesentlichen durch Freisetzungsraten und die im Bereich der wesentlichen Barrieren ablaufenden Transportprozesse (inkl. Mobilisierung und Rückhaltung) beeinflusst. Sowohl die Freisetzungsraten (z. B. die IRF) als auch die Transportprozesse werden maßgeblich durch die chemische Zusammensetzung der Abfälle und das geochemische Milieu beeinflusst. Sofern sich ein Parameter also auf die chemische Zusammensetzung der radioaktiven Abfälle auswirkt, ist ein Zusammenhang zwischen dem entsprechenden Parameter und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren“ gegeben. Ob dieser Zusammenhang im Rahmen der vSU signifikant ist, muss dann wiederum parameterspezifisch bewertet werden.

¹⁹ Die wesentlichen Barrieren sind ein oder mehrere ewG oder im Fall des Wirtsgesteins Kristallingestein, sofern kein ewG ausgewiesen werden kann, für die jeweilige geologische Umgebung geeignete technische und geotechnische Barrieren (§ 4 Abs. 3 *EnlSiAnfV* [2]).

9.2.1.3 Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen

Gemäß § 7 Abs. 1 und 2 *EndlSiAnfV* [2] ist für die erwarteten und abweichenden Entwicklungen zu prüfen und darzustellen, dass die zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung maximal im Bereich von 10 Mikrosievert pro Kalenderjahr liegt (erwartete Entwicklungen) bzw. 100 Mikrosievert pro Kalenderjahr nicht überschreitet (abweichende Entwicklungen).

Die zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung ist im Wesentlichen vom Radionuklidinventar (Quellterm), den Freisetzungs- und Transportprozessen (inkl. Mobilisierung und Rückhaltung), den Lebensbedingungen der Bevölkerung und den Dosiskonversionsfaktoren abhängig. Demzufolge besteht für alle abfallspezifischen Parameter, die das Radionuklidinventar oder die chemische Zusammensetzung der Abfälle beeinflussen, ein Zusammenhang zwischen dem entsprechenden Parameter und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen“. Ob dieser Zusammenhang im Rahmen der vSU signifikant ist, muss dann entsprechend parameterspezifisch bewertet werden.

9.2.1.4 Körperdosen

Gemäß § 17 Abs. 3 Nr. 3 *EndlSiAnfV* [2] sind für Auslegungstörfälle während Errichtung, Betrieb und Stilllegung des Endlagers Maßnahmen vorzusehen, die den Störfall beherrschen und das Endlager in einen sicheren Anlagenzustand zurückführen. Dabei sind in der Umgebung der Anlage durch Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung höchstens die in § 104 Abs. 1 Nr. 1 bis 6 der *Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (StrlSchV)* [73] aufgeführten Körperdosen zugrunde zu legen.

Die Berechnung der Exposition des Menschen infolge der Ableitung mit Luft und Wasser sowie durch ionisierende Strahlung aus Anlagen und Einrichtungen ist in der *Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zur Ermittlung der Exposition von Einzelpersonen der Bevölkerung durch genehmigungs- oder anzeigebedürftige Tätigkeiten (AVV Tätigkeiten)* [74] beschrieben. Als Quelle für die jeweilige Exposition ist dabei das Radionuklidinventar maßgeblich, da dieses die in die Berechnungen einfließenden „Quellgrößen“ (z. B. Aktivitätskonzentration (Bq/m^3), flächenbezogene Aktivität bzw. Kontamination (Bq/m^2) oder spezifische Aktivität (Bq/kg)) bestimmt. Demzufolge besteht für alle abfallspezifischen Parameter, die das Radionuklidinventar beeinflussen, ein Zusammenhang zwischen dem entsprechenden Parameter und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Körperdosen“. Ob dieser Zusammenhang im Rahmen der vSU signifikant ist, muss dann wiederum parameterspezifisch bewertet werden.

9.2.1.5 Temperatur an der Gebindeoberfläche

Gemäß § 5 Abs. 2 Nr. 2 *EndlSiAnfV* [2] ist hinsichtlich der Integrität des ewG zu prüfen und darzustellen, dass dessen Barrierewirkung durch die Temperaturentwicklung nicht erheblich beeinträchtigt wird (z. B. durch Festigkeitsverlust oder Bildung von Sekundärpermeabilitäten). Auch hinsichtlich der Integrität des Systems der wesentlichen technischen und geotechnischen Barrieren ist zu prüfen und darzustellen, dass deren Sicherheitsfunktionen durch die Temperaturentwicklung nicht erheblich beeinträchtigt werden (§ 6 Abs. 2 Nr. 3 *EndlSiAnfV* [2]). Zu diesem Zweck sind die maximalen Temperaturen in den jeweiligen Wirtsgesteinen festzulegen. Solange dies noch nicht erfolgt ist, wird aus Vorsorgegründen von einer Grenztemperatur von 100 °C an der Außenfläche der Behälter ausgegangen (§ 27 Abs. 4 *StandAG* [1]).

Die Temperatur an der Gebindeoberfläche ist im Wesentlichen von der Nachzerfallsleistung, den thermischen Eigenschaften der Abfälle und des Endlagerbehälters sowie den thermischen Randbedingungen (d. h. der Umgebungstemperatur) abhängig. Demzufolge besteht für alle abfall-spezifischen Parameter, die die Nachzerfallsleistung beeinflussen, ein Zusammenhang zwischen dem entsprechenden Parameter und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Temperatur an der Gebindeoberfläche“. Ob dieser Zusammenhang im Rahmen der vSU signifikant ist, muss dann entsprechend parameterspezifisch bewertet werden.

9.2.1.6 Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich

Gemäß § 5 Abs. 2 Nr. 3 *EndlSiAnfV* [2] ist hinsichtlich der Integrität des ewG zu prüfen und darzustellen, dass dessen Barrierewirkung durch mögliche Änderungen der chemischen Verhältnisse im Einlagerungsbereich, insbesondere auf Grund der in das Endlagerbergwerk eingebrachten Materialien, nicht erheblich beeinträchtigt wird. Auch hinsichtlich der Integrität des Systems der wesentlichen technischen und geotechnischen Barrieren ist zu prüfen und darzustellen, dass deren Sicherheitsfunktionen durch die im Einlagerungsbereich möglicherweise ablaufenden hydraulischen, chemischen und physikalischen Prozesse, insbesondere Korrosion und Erosion, nicht erheblich beeinträchtigt werden (§ 6 Abs. 2 Nr. 1 *EndlSiAnfV* [2]).

Die chemischen Verhältnisse im Einlagerungsbereich bzw. die dort möglicherweise ablaufenden hydraulischen, chemischen und physikalischen Prozesse können insbesondere dann durch die eingebrachten Abfälle beeinflusst werden, wenn sich deren Eigenschaften auf die Temperatur, den pH-Wert oder den Druck im Einlagerungsbereich auswirken. Demzufolge besteht für alle abfall-spezifischen Parameter, die diese Größen beeinflussen, ein Zusammenhang zwischen dem entsprechenden Parameter und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich“. Dies sind insbesondere die Nachzerfallsleistung sowie die chemische Zusammensetzung. Ob dieser Zusammenhang im Rahmen der vSU signifikant ist, muss dann wiederum parameterspezifisch bewertet werden.

Einschränkung

Die Temperatur beeinflusst sowohl Materialeigenschaften (z. B. Dichte, Viskosität, Wärmeleitfähigkeit, thermischer Ausdehnungskoeffizient, spezifische Wärmekapazität, Diffusionskoeffizient, Deformationsvermögen, Festigkeit, Löslichkeit, Löslichkeitskonstante und Phasengleichgewicht) als auch viele der im Einlagerungsbereich potenziell ablaufenden Prozesse. Beispielsweise bestimmt die Temperatur

- den Ablauf
 - der Metallversprödung durch Wasserstoffaufnahme ([12] Kap. 19),
 - der Auflösung-, Transformations- und Neubildungsreaktionen von Tonmineralen und sonstigen Mineralen ([12] Kap. 21 und 22),
 - der Alteration von Organika ([12] Kap. 23),
 - der Komplexbildung ([12] Kap. 42) und
 - der thermochemischen Sulfatreduktion ([12] Kap. 44).
- den thermischen Gradienten, der den Wärmestrom antreibt ([12] Kap. 28) und
- die thermische Expansion oder Kontraktion ([12] Kap. 29).

Außerdem beeinflusst die Temperatur

- die Korrosionsreaktionen der Brennstoff- und Glasmatrix sowie der metallischen Komponenten ([12] Kap. 15, 16 und 18, [75] Kap. 3.1 und Tab. I),
- radiolytische Prozesse ([75] Kap. 3.2.2.1),
- eines Mediums die Lebensverträglichkeit von Mikroorganismen in diesem Medium und je nach Temperatur wird die Aktivität und das Wachstum von psychrophilen, mesophilen, thermophilen bzw. hyperthermophilen Mikroorganismen bevorzugt ([12] Kap. 24),
- die Fähigkeit der Tonminerale Wassermoleküle aufzunehmen oder abzugeben ([12] Kap. 25),
- die Volumenänderung (Quellen und Schrumpfen) von Beton ([12] Kap. 26),
- die Art der Bitumenmigration (strukturviskos/newtonsch; [12] Kap. 36),
- das Vermögen der Komponenten Radionuklide zu sorbieren ([12] Kap. 41) und
- durch Veränderung der Bindungskräfte der Kolloide mit der Oberfläche die Ausprägung der Kolloidfiltration ([12] Kap. 43).

Auch der pH-Wert beeinflusst sowohl Materialeigenschaften (z. B. Löslichkeit und Speziation, siehe z. B. [75] Tab. XVIII) als auch viele der im Einlagerungsbereich potenziell ablaufenden Prozesse. Beispielsweise beeinflusst der pH-Wert

- die Korrosionsreaktionen der Brennstoff- und Glasmatrix sowie der metallischen Komponenten und Zementphasen ([12] Kap. 15, 16, 17 und 18, [75] Kap. 4.2),
- die Auflösung-, Transformations- und Neubildungsreaktionen von Tonmineralen und sonstigen Mineralen ([12] Kap. 21 und 22),
- die Alteration von Organika ([12] Kap. 23),
- das Vermögen der Komponenten Radionuklide zu sorbieren ([12] Kap. 41),
- die Komplexbildung ([12] Kap. 42),
- die Stabilität von Kolloiden ([12] Kap. 43) und
- die thermochemische Sulfatreduktion ([12] Kap. 44).

Aufgrund der Temperatur- und pH-Wert-Abhängigkeit der Materialeigenschaften und Prozesse ist generell davon auszugehen, dass alle Parameter, die sich auf die sicherheitsrelevante Zielgröße „Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich“ auswirken, auch die anderen sicherheitsrelevanten Zielgrößen beeinflussen. Eine Betrachtung jedes temperatur- und/oder pH-Wert-abhängigen Prozesses würde den Rahmen dieses Forschungsvorhabens übersteigen, sodass der Einfluss von Temperatur und pH-Wert auf die anderen sicherheitsrelevanten Zielgrößen bei der Bewertung der Sensitivität nicht betrachtet wird.

9.2.1.7 Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters

Gemäß § 5 Abs. 1 Satz 3 *EndlSiAnfV* [2] ist zu prüfen und darzustellen, dass die für den sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle relevanten Eigenschaften der technischen und geotechnischen Barrieren mindestens in dem Zeitraum erhalten bleiben, in dem diese Barrieren nach dem Sicherheitskonzept erforderlich sind. Da der Endlagerbehälter die erste technische Barriere darstellt, wird dieser hier stellvertretend betrachtet. In Anlehnung an [36] wird die Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters als Indikator für die Integrität der Endlagerbehälter betrachtet.

Generell besteht immer dann ein Zusammenhang zwischen einem abfallspezifischen Parameter und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters“, wenn der entsprechende Parameter die Integrität des Endlagerbehälters beeinträchtigt. Beeinträchtigungen der Behälterintegrität können dabei insbesondere infolge von

- Metallkorrosions- bzw. Degradationsprozessen,
- Gasbildung innerhalb des Endlagerbehälters (infolge Korrosion bzw. Degradation, Radiolyse oder radioaktivem Zerfall oder Zersetzung),
- strahleninduzierter Materialversprödung,
- Materialversprödung durch Wasserstoffaufnahme,
- thermischer Expansion oder Kontraktion und
- hoher, anisotroper Spannungen (Spannungsänderungen bzw. Spannungsumlagerungen)

auftreten.

Die Abfalleigenschaften, die diese Prozesse maßgeblich beeinflussen, sind

- die Temperatur, da diese die Prozesse
 - Metallkorrosion der Endlagerbehälter,
 - Degradation der organischen Bestandteile der Endlagerbehälter,
 - Materialversprödung der Endlagerbehälter durch Wasserstoffaufnahme und
 - thermische Expansion des Endlagerbehälters, die zu Spannungsentwicklungen in und um den Endlagerbehälter führen kann,beeinflusst,
- die thermischen Eigenschaften der Abfälle²⁰ (Wärmeleitfähigkeit, spezifische Wärmekapazität und thermischer Ausdehnungskoeffizient) und
- die Intensität und Art der Strahlung, da diese die Prozesse
 - Radiolyse und
 - strahleninduzierte Materialversprödung der Endlagerbehälterbeeinflusst.

Die innere Radiolyse (im Endlagergebäude) ist gegenüber den Auswirkungen der äußeren Radiolyse (außerhalb des Endlagergebäudes) generell vernachlässigbar ([12] Kap. 39). Auch die strahleninduzierte Materialversprödung spielt für die Metalle der Endlagerbehälter nur eine untergeordnete Rolle, da in deren Umgebung elektrochemische Effekte und die Versprödung durch Wasserstoff dominieren ([12] Kap. 20). Aus diesen Gründen wird der Einfluss von Intensität und Art der Strahlung bei der Bewertung der Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters“ vernachlässigt, sodass üblicherweise nur dann von einem Zusammenhang zwischen dieser Zielgröße und einem Parameter ausgegangen wird, wenn dieser die Temperatur beeinflusst. Insbesondere sind dies die Parameter, die sich auf die Nachzerfallsleistungen auswirken (z. B. Radionuklidinventar, Abbrand und Daten der Entnahme aus dem Reaktorkern). Ob der identifizierte Zusammenhang im Rahmen der vSU signifikant ist, muss dann parameterspezifisch bewertet werden. Da der Zeitraum, in dem die Integrität des Endlagerbehälters gewährleistet werden muss, je nach Sicherheitskonzept bis zu 1 Million Jahre betragen kann ([13] Kap. 3), wird die Bewertung nicht zeitlich eingeschränkt.

9.2.2 Vorgehensweise

Bei der Bewertung der Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Inventardaten wird in einem ersten Schritt analysiert, ob generell ein Zusammenhang zwischen einem Parameter und einer sicherheitsrelevanten Zielgröße besteht. Sofern ein solcher Zusammenhang besteht,

²⁰ Diese sind nicht Teil der identifizierten abfallspezifischen Inventardaten, sondern werden den Eigenschaften der Referenzabfälle zugeordnet.

wird in einem zweiten Schritt analysiert, ob dieser Zusammenhang signifikant ist, d. h. die sicherheitsrelevante Zielgröße sensitiv hinsichtlich des betrachteten Parameters ist. Von einem signifikanten Zusammenhang wird insbesondere dann ausgegangen, wenn kleine Änderungen des betrachteten Parameters zu größeren Änderungen der sicherheitsrelevanten Zielgröße führen können. Falls hingegen davon ausgegangen wird, dass sich kleine Änderungen des Parameters nicht maßgeblich auf eine sicherheitsrelevante Zielgröße auswirken, wird der Zusammenhang als nicht signifikant betrachtet.

Bei der Bewertung der Sensitivität müssen Abhängigkeiten der verschiedenen Inventardaten berücksichtigt werden. Da das primäre Ziel der Endlagerung von hochradioaktiven Abfällen der dauerhafte Schutz von Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung und sonstigen schädlichen Wirkungen dieser Abfälle ist (§ 1 Abs. 2 Satz 2 *StandAG* [1]), ist der Parameter „Radionuklidinventar“ in Hinblick auf das Gefährdungspotenzial von besonderer Relevanz. In Abbildung 2 sind deshalb für den Abfallstrom „Bestrahlte Brennelemente und Brennelementkannen“ die Abhängigkeiten zwischen dem Radionuklidinventar und den anderen abfallspezifischen Inventardaten dargestellt. Die Abbildung zeigt außerdem, in welchen Phasen (Fertigung, Bestrahlung, Zwischenlagerung und Endlagerung) sich die Inventardaten verändern und bis zu welcher Phase die Inventardaten erwartungsgemäß für die vSU relevant sind (markiert durch den „Endpunkt“ der Betrachtung).

Im Folgenden einige Anwendungsbeispiele:

Das Radionuklidinventar wird von der „BS-Anzahl“ beeinflusst (grauer Kreis), welche durch das Ersetzen geschädigter BS durch Dummies bis zum Zeitpunkt der Zwischenlagerung (gestrichelte Linie) weiterhin veränderbar ist. Obwohl sich die „BS-Anzahl“ im Endlager nicht mehr ändert (durchgezogene Linie), muss dieser Parameter im Rahmen der vSU weiterhin berücksichtigt werden (grauer Kreis). Im Gegensatz zur „BS-Anzahl“ ist der „BS-Abstand“ von der (Bau)Spezifikation des BE-Typs vorgegeben und ändert sich nicht (durchgezogene Linie). Der Endpunkt der Betrachtung im Rahmen der vSU ist mit dem Ende der Bestrahlung erreicht (grauer, schraffierter Kreis). Ebenso wie der „BS-Abstand“, ist auch die Abhängigkeit zwischen der „BE-Länge“ und dem Radionuklidinventar abzulesen. Im Gegensatz dazu verändert sich die „BS-Länge“ durch die Bestrahlung und später durch die Konditionierung sowie durch geochemische Prozesse im Endlager (gestrichelte Linie, siehe 10.8.3). Konsequenterweise ist der Endpunkt der Betrachtung im Rahmen der vSU nie erreicht (grauer Kreis).

Die meisten Parameter beeinflussen das Radionuklidinventar (graue Kreise), nur die wenigsten beeinflussen das Radionuklidinventar nicht (schwarze Kreise: Gesamtmasse, inertes Füllgas, Klassifizierung der abgebrannten BE und Abfallkategorie). Einige weitere Parameter werden durch das Radionuklidinventar beeinflusst (blaue Kreise: Gesamtaktivität, Gasförmige Radionuklide, Strahlungs- und Nachzerfallsleistung). Am Beispiel der Gesamtaktivität ist zu sehen, dass sich das Radionuklidinventar kontinuierlich ändert aufgrund von Radionuklidzerfall (gestrichelte Linie). Da die „Gesamtaktivität“ im Rahmen der vSU als Parameter nicht notwendig ist, ist mit Beginn der Endlagerung der Endpunkt der Betrachtung erreicht (blauer, schraffierter Kreis). Das komponentenspezifische Radionuklidinventar (rote Kreise) ändert sich kontinuierlich aufgrund von Radionuklidzerfall und wird immer im Rahmen der vSU betrachtet werden müssen.

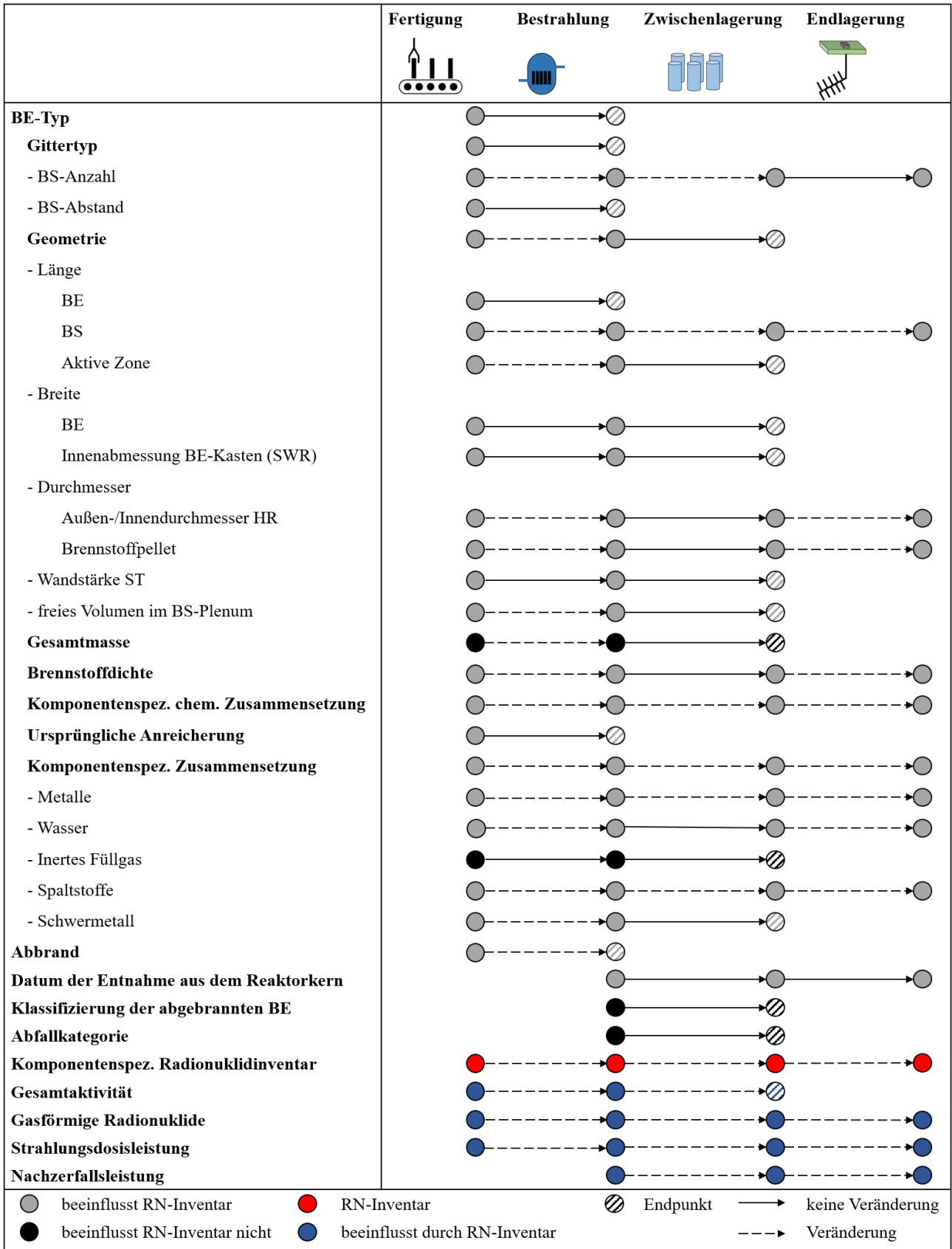


Abbildung 2: Schematischer Überblick der Veränderungen und Abhängigkeiten zwischen Radionuklidinventar (RN-Inventar) und den anderen abfallspezifischen Inventardaten für den Abfallstrom „Bestrahlte Brennelemente und Brennelementkannen“.

9.2.3 Ergebnisse

Die Ergebnisse der Bewertung sind in Tabelle 17 (Kapitel 10) zusammenfassend dargestellt und werden in den Kapiteln 10.1 bis 10.28 begründet.

Es wird darauf hingewiesen, dass die in einem Endlager für hochradioaktive Abfälle ablaufenden Prozesse sehr komplex und neben den Eigenschaften der radioaktiven Abfälle von vielen weiteren Faktoren (z. B. Eigenschaften des Wirtsgesteins und Auslegung der (geo-)technischen Barrieren) abhängig sind. Das bedeutet, dass sich auch Parameter, die sich üblicherweise nicht signifikant auf eine sicherheitsrelevante Zielgröße auswirken, im Einzelfall (zum Beispiel bei einer abweichenden Entwicklung) signifikant auf diese Zielgröße auswirken können.

9.3 Sensitivität der Faktoren der Auslegung, des Betriebs und der Nachver-schlussphase

Änderungen der Ausprägungen der abfallspezifischen Inventardaten können sich nicht nur auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen, sondern auch auf die Faktoren der Auslegung, des Betriebs und der NVP (nachfolgend „Faktoren“ genannt) auswirken.

In Kapitel 9.3.1 werden auf Basis der Auswertung existierender Endlagerkonzepte zunächst Faktoren ausgewählt, die vergleichsweise empfindlich auf relativ geringe Änderungen der Inventardaten reagieren. In Kapitel 9.3.2 wird erläutert, wie bei der Bewertung der Sensitivität vorgegangen worden ist und in Kapitel 9.3.3 wird auf die Ergebnisse dieser Bewertung verwiesen.

9.3.1 Auswahl relevanter Faktoren

Endlager für hochradioaktive Abfälle sollen so ausgelegt und betrieben werden, dass sie

- die international anerkannten und akzeptierten Strahlungsnormen zum Schutz von Mensch und Umwelt einhalten und
- Sicherheitsstrategien anwenden, die mehrere Sicherheitsfunktionen oder Barrieren als Teil eines *defense-in-depth*-Ansatzes nutzen, um die Sicherheit für erwartete und unerwartete Bedingungen sowohl in der Gegenwart (Betriebsphase) als auch in der Zukunft (NVP) zu gewährleisten ([76] Kap. 2).

Die Betriebsphase eines Endlagers beginnt, wenn radioaktive Abfälle dort ankommen und die Möglichkeit von Strahlenexpositionen durch den Betrieb (z. B. Handhabung und Einlagerung) besteht. Der sichere Betrieb eines Endlagers stützt sich dabei oft auf bewährte technische Konzepte und Betriebsverfahren, die auch zur Gewährleistung der Sicherheit bestehender kerntechnischer Anlagen zur Anwendung kommen (hauptsächlich aktive Sicherheitssysteme wie Filtersysteme und Strahlenschutzüberwachung). ([76] Kap. 2.2.1)

In der NVP basiert die Sicherheit eines Endlagers auf passiven Sicherheitssystemen, durch die die radioaktiven Abfälle eingeschlossen und von Mensch und Umwelt isoliert werden. Die passiven Sicherheitssysteme bestehen aus (geo-)technischen Barrieren (z. B. Endlagerbehälter und technisches Verfüllmaterial) und dem Wirtsgestein (geologische Barriere). Dabei ist es wichtig, dass die Eigenschaften der Barrieren den Transport von Radionukliden verzögern und reduzieren und somit die Freisetzung in die Biosphäre begrenzen. ([76] Kap. 2.2.2)

Um die Sicherheit des Endlagers sowohl während des Betriebs als auch in der NVP zu gewährleisten, müssen die Eigenschaften der radioaktiven Abfälle bei der Auslegung des Endlagers und seiner Anlagen, Systeme und Komponenten (ASK) berücksichtigt werden. Die wichtigsten Faktoren sind dabei

- die Auslegung der Endlagerbehälter (Behälter),
- der Strahlen- und Arbeitsschutz während des Betriebs (Betrieb) und
- die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren, die zusammen mit dem Wirtsgestein die Sicherheit des Endlagers in der NVP gewährleisten (NVP).

9.3.2 Vorgehensweise

Bei der Bewertung der Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der abfallspezifischen Inventardaten wird nur dann von einem Zusammenhang zwischen einem Parameter und einem Faktor ausgegangen, wenn sich der Parameter entweder direkt auf den entsprechenden Faktor auswirkt oder sich maßgeblich auf einen anderen Parameter auswirkt, der den Faktor wiederum beeinflusst. Basierend auf den Ergebnissen der Bewertung der Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der abfallspezifischen Inventardaten wird davon ausgegangen, dass sich nur die Parameter

- Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern,
- (komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung,
- (ursprünglicher) Anreicherungsgrad bzw. Anreicherung,
- Abbrand des Kernbrennstoffs,
- Spaltstoffe und ihre isotope Zusammensetzung sowie
- Masse Schwermetall

maßgeblich auf das Radionuklidinventar und die vom Radionuklidinventar abhängigen Parameter auswirken.

9.3.3 Ergebnisse

Die Ergebnisse der Bewertung sind in Tabelle 17 (Kapitel 10) zusammenfassend dargestellt und werden in den Kapiteln 10.1 bis 10.28 begründet.

10 BEWERTUNG DER ANFORDERUNGEN AN DIE ERFASSUNG DER ABFALLSPEZIFISCHEN INVENTARDATEN

In diesem Kapitel werden die identifizierten Anforderungen an die Erfassung der abfallspezifischen Inventardaten tabellarisch dargestellt (siehe Tabelle 17). Neben den identifizierten Anforderungen selbst sind in der Tabelle auch die Ergebnisse

- des Abgleichs zu den gemäß *AtEV* [6] zu erfassenden Inventardaten,
- der semiquantitativen Abschätzung der Datenungleichheiten,
- der semiquantitativen Abschätzung der Bandbreiten,
- der Bewertung der Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Inventardaten und
- der Bewertung der Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Inventardaten

zusammenfassend dargestellt, wobei Erläuterungen (Legende) zu Tabelle 17 der Tabelle 16 zu entnehmen sind. Die Begründung der jeweiligen Ergebnisse erfolgt parameterspezifisch in den nachfolgenden Kapiteln (Kapitel 10.1 bis Kapitel 10.28).

Tabelle 16: Legende für die Bewertung der abfallspezifischen Inventardaten (Tabelle 17)

Bewertung	Spalte	Ausprägung	Bedeutung
Abfallstrom	B		Bestrahlte BE und BE-Kannen
	V		Verglaste Abfälle aus der Wiederaufbereitung
	S		Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung
Abgleich zu den gemäß <i>AtEV</i> [6] zu erfassenden Inventardaten	Abdeckung	Ja	gemäß <i>AtEV</i> [6] zu erfassen
		Nein	gemäß <i>AtEV</i> [6] nicht zu erfassen, aber keine Schwierigkeiten bei Nacherfassung erwartet
		teilw.	gemäß <i>AtEV</i> [6] teilweise zu erfassen, aber keine Schwierigkeiten bei Nacherfassung erwartet
		Nein	gemäß <i>AtEV</i> [6] nicht zu erfassen, Nacherfassung möglich
		teilw.	gemäß <i>AtEV</i> [6] teilweise zu erfassen, Nacherfassung möglich
Datenungewissheiten (semiquantitativ)	Datenungewissheiten	keine	keine signifikanten Datenungewissheiten erwartet
		gering	geringe Datenungewissheiten erwartet
		mittel	mittlere Datenungewissheiten erwartet
		hoch	hohe Datenungewissheiten erwartet
Bandbreite (semiquantitativ)	Bandbreite	gering	geringe Bandbreite erwartet
		mittel	mittlere Bandbreite erwartet
		groß	große Bandbreite erwartet
Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen	Effektiver Multiplikationsfaktor	-	keine Bewertung durchgeführt
		Nein	kein Zusammenhang gegeben
	bis Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters	Ja	nicht signifikanter Zusammenhang gegeben
		Ja	signifikanter Zusammenhang gegeben
Sensitivität der Faktoren	Behälter	-	keine Bewertung durchgeführt
		Nein	kein Zusammenhang gegeben
	bis NVP	Ja	nicht signifikanter Zusammenhang gegeben
		Ja	signifikanter Zusammenhang gegeben

Tabelle 17: Bewertung der abfallspezifischen Inventardaten

ID	Anforderung	B	V	S	Abdeckung	Datengewissheiten	Bandbreite	Effektiver Multiplikationsfaktor	Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren	Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen	Körperdosen	Temperatur an der Gebindeoberfläche	Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich	Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters	Behälter	Betrieb	NVP
Allgemeine Charakterisierung																	
001	Brennstabanzahl (im Beladungszustand)	X			Ja	keine	groß	Ja	Nein	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Nein	Ja	Ja
002	Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (Entladung)	X			Ja	keine	groß	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
003	Brennelementtyp	X			Ja	keine	groß	-	-	-	-	-	-	-	Nein	Nein	Nein
004	Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS <ul style="list-style-type: none"> regulär abgebrannte BE bzw. BS nicht regulärer abgebrannte BE bzw. BS 	X			Nein	gering	gering	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Nein
005	Abfallkategorie	X	X	X	Nein	keine	gering	-	-	-	-	-	-	-	Ja	Ja	Ja
Chemische Charakterisierung																	
006	(Komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung <ul style="list-style-type: none"> bei B und S: Komponente (z. B. BSt, HR, Abstandshalter, Federn) Element oder Verbindung Menge bzw. Masse 	X	X		teilw.	mittel	groß	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
				X	Nein	hoch											

ID	Anforderung	B	V	S	Abdeckung	Datengewissheiten	Bandbreite	Effektiver Multiplikationsfaktor	Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren	Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen	Körperdosen	Temperatur an der Gebindeoberfläche	Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich	Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters	Behälter	Betrieb	NVP	
Geometrische Charakterisierung																		
007	Gittertyp bzw. Anordnung der Brennstäbe	X			Ja	keine	groß	Ja	Nein	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Nein	Nein	Nein	
008	Geometrie (innere und äußere)	(X)			teilw.	-	-	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	-	-	-	
			X	X	Nein	gering	keine	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Ja	Nein	Ja	Ja	Nein	
a	Brennstababstand	X			Ja	gering	mittel	-	-	-	-	-	-	-	Nein	Nein	Nein	
b	Länge des BE	X			Ja	gering	mittel	-	-	-	-	-	-	-	Nein	Ja	Nein	
c	Brennstablänge	X			Ja	gering	mittel	-	-	-	-	-	-	-	Ja	Ja	Nein	
d	Länge der aktiven Zone	X			Ja	gering	gering	-	-	-	-	-	-	-	Nein	Nein	Nein	
e	Breite bzw. Durchmesser des BE (bei SWR mit Kasten)	X			Ja	gering	mittel	-	-	-	-	-	-	-	Nein	Ja	Nein	
f	Querschnittsfläche	X			Ja	gering	mittel	-	-	-	-	-	-	-	Nein	Nein	Nein	
g	Innenabmessungen des BE-Kastens	X			Nein	gering	gering	-	-	-	-	-	-	-	Nein	Nein	Nein	
h	Außendurchmesser der HR	X			Ja	gering	mittel	-	-	-	-	-	-	-	Ja	Ja	Nein	
h	Innendurchmesser der HR	X			Ja	gering	mittel	-	-	-	-	-	-	-	Nein	Nein	Nein	
i	Durchmesser der Pellets	X			Ja	gering	mittel	-	-	-	-	-	-	-	Nein	Nein	Nein	
j	Wandstärke der Strukturteile	X			Nein	gering	groß	-	-	-	-	-	-	-	Nein	Ja	Nein	
009	Form		X	X	Nein	keine	keine	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Ja	Ja	Nein	
010	(Anfangs-)Volumen				Nein	gering bzw. mittel	mittel	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein
				X	Ja	gering	keine											
011	Freies Volumen im Brennstabplenum	X			Ja	mittel	mittel	Nein	Ja	Ja	Ja	Nein	Ja	Ja	Nein	Nein	Nein	
Physikalische Charakterisierung																		
012	Gesamtmasse	X			Ja	gering	groß	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Ja	Nein	
			X	X	teilw.	mittel	Ja								Ja	Nein		
013	Brennstoffdichte	X			Ja	mittel	gering	Nein	Ja	Ja	Ja	Nein	Ja	Ja	Nein	Nein	Nein	

ID	Anforderung	B	V	S	Abdeckung	Datengewissheiten	Bandbreite	Effektiver Multiplikationsfaktor	Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren	Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen	Körperdosen	Temperatur an der Gebindeoberfläche	Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich	Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters	Behälter	Betrieb	NVP
014	Abfalldichte		X		Ja	gering	mittel	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Nein	Nein	Nein
				X	Nein												
Radiologische Charakterisierung																	
015	(Komponentenspezifisches) Radionuklidinventar <ul style="list-style-type: none"> • Radionuklid • Aktivität 	X	X	X	teilw.	mittel	groß	Ja	Nein	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
016	Gesamtaktivität	X	X	X	Ja	mittel	groß	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Ja	Ja	Ja
017	Gasförmige (und flüchtige) Radionuklide <ul style="list-style-type: none"> • Radionuklid • Aktivität 	X	X	X	teilw.	mittel	groß	Nein	Ja	Ja	Nein	Nein	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
018	(Ursprünglicher) Anreicherungsgrad bzw. Anreicherung	X			Ja	gering	groß	Ja	Nein	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
019	Abbrand des Kernbrennstoffs	X			Ja	gering	groß	Ja	Nein	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
020	Strahlungsdosisleistung <ul style="list-style-type: none"> • Art der ionisierenden Strahlung • Abstand • Referenzdatum • Dosisleistung (Mittelwerte und maximale Werte) 	X	X	X	teilw.	gering	groß	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
Stoffliche Charakterisierung																	
021	Komponentenspezifische Zusammensetzung <ul style="list-style-type: none"> • Komponente • Material bzw. Stoffe • Menge bzw. Masse bzw. Anteil 	X			teilw.	stoffabhängig	groß	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
			X	X	Ja												
022	Metalle <ul style="list-style-type: none"> • Metallart bzw. Legierung • Masse • ggf. Vorbehandlung 	X			Nein	gering	groß	Nein	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Nein	Ja
			X		Nein	gering	gering										
				X	Nein	hoch	groß										

ID	Anforderung	B	V	S	Abdeckung	Datengewissheiten	Bandbreite	Effektiver Multiplikationsfaktor	Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren	Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen	Körperdosen	Temperatur an der Gebindeoberfläche	Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich	Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters	Behälter	Betrieb	NVP
023	Organika <ul style="list-style-type: none"> • Art • Masse bzw. Menge 			X	Nein	gering	groß	Nein	Ja	Ja	Ja	Nein	Ja	Nein	Ja	Nein	Ja
024	Wasserinventar <ul style="list-style-type: none"> • Art (i. W. Restfeuchte) • Menge 	X			teilw.	hoch	groß	Nein	Ja	Ja	Ja	Nein	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
				X	Nein	gering	gering										
025	Inertes Füllgas (Brennstab) <ul style="list-style-type: none"> • Gas (z. B. He) • Menge 	X			teilw.	gering	mittel	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein	Nein
026	Spaltstoffe und ihre isoto- penweise Zu- sammensetzung <ul style="list-style-type: none"> • Spaltstoff • Masse 	X	X		Ja	mittel	groß	Ja	Nein	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
				X	Ja	gering											
027	Masse Schwermetall	X			Ja	gering bis mittel	mittel	Ja	Nein	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
Thermische Charakterisierung																	
028	Nachzerfallsleistung	X	X		Ja	mittel	groß	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja	Ja
				X	Nein												

10.1 Brennstabanzahl (im Beladungszustand)

Bei der ursprünglichen Brennstabanzahl handelt es sich um einen Parameter, der durch die Spezifikation des entsprechenden Brennelementtyps vorgegeben wird. Werden Schäden (z. B. Poren, Risse oder Löcher in den HR, Waddickenschwächungen der HR oder Deformationen) an einem BS festgestellt, wird dieser gezogen und in einen sogenannten Köcher eingeladen. Dementsprechend kann die Anzahl der BS in einem BE von der ursprünglichen Brennstabanzahl abweichen, wobei gezogene BS durch sogenannte „Dummy“-Stäbe (ohne Kernbrennstoff) ersetzt werden. Der Prozess des Austausches eines BS gegen einen „Dummy“-Stab wird dokumentiert.

10.1.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Die Brennstabanzahl muss gemäß *AtEV* [6] für jedes bestrahlte BE sowie jeden Köcher angegeben werden (siehe Erfassungs-Identifikationsnummer (Erf.-ID) 008c in Tabelle 60 in Anhang A3).

10.1.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Da die ursprüngliche Brennstabanzahl eines BE aus dessen Spezifikation hervorgeht und das Ziehen von defekten BS und deren Ersatz durch „Dummy“-Stäbe dokumentiert wird, bestehen bezüglich des Parameters „Brennstabanzahl“ keine signifikanten Datenungewissheiten.

10.1.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

SWR- und DWR-BE haben unterschiedlich viele BS (siehe Tabelle 18). Da außerdem mit der Weiterentwicklung von BE die Brennstabanzahl je BE zugenommen hat (siehe Tabelle 18), wird die Bandbreite des Parameters „Brennstabanzahl“ als groß angegeben.

Tabelle 18: Typische Anzahl an BS in Abhängigkeit vom Gittertyp gemäß [42] Table A-3 und A-4 und [77] Tab. 2.1

SWR	Anzahl				
Gitter-Typ	8 x 8 ²¹	9 x 9 ²²	10 x 10 ²³	11 x 11 ²⁴	
BS	62 - 63	72 - 76	91 - 100	109 - 112	
Wasserstäbe	1 - 2	5 - 9	0 - 9	0 - 3	

²¹ Betrachtete Brennelementtypen: AA 8x8, Exxon 8x8, KWU 8x8, Svea 64

²² Betrachtete Brennelementtypen: ANF 9x9-5, KWU 9x9-5, KWU 9x9-Q, Atrium 9A, GE11 S,

²³ Betrachtete Brennelementtypen: Atrium 10B, Atrium 10 XM, Atrium 10 MOX, Atrium 10 XP, GE12 S, GE14, GNF2, Svea 100, Svea 96, Svea 96 Optima, Svea 96 Optima2, Svea 96 Optima 3

²⁴ Betrachtete Brennelementtypen: Atrium 11, Triton11

DWR	Anzahl				
	14 x 14	15 x 15	16 x 16	17 x 17 ²⁵	18 x 18
BS	176 - 179	204 - 208	236	264	300
Führungs- und Instrumentierungsrohre	17 - 20	17 - 21	20	25	24

10.1.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Brennstabanzahl

Das Radionuklidinventar eines BE ergibt sich aus der Summe der Radionuklidinventare seiner BS und Strukturteile. Grundsätzlich besteht also ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Brennstabanzahl“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen, die durch das Radionuklidinventar und die vom Radionuklidinventar abhängigen Parameter (z. B. Nachzerfalls- und Strahlungsdosisleistung) beeinflusst werden. Konkret sind dies alle identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen mit Ausnahme der Zielgröße „Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren“.

Wird ein defekter BS aus einem bestrahlten BE entfernt, verringert sich das Radionuklidinventar des BE. Da die in den BS eingeschlossene BM für die meisten Radionuklide (inkl. der Spaltstoffe) die dominierende Quelle des Radionuklidinventars darstellt, korreliert das Radionuklidinventar eines bestrahlten BE in etwa linear mit dessen Brennstabanzahl. Demzufolge wirken sich kleine Änderungen der Brennstabanzahl nicht signifikant auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen aus.

Es wird darauf hingewiesen, dass die zuvor beschriebene lineare Korrelation zwischen Brennstabanzahl und Radionuklidinventar nur für einzelne bestrahlte BE und nicht für die Gesamtheit aller BE gilt. Dies ist darauf zurückzuführen, dass mit der Erhöhung der Brennstabanzahl im Rahmen der Weiterentwicklung der BE auch andere Parameter (z. B. Pelletdurchmesser und -dichte) geändert wurden, sodass sich die Brennstoffmasse je BE trotz deutlicher Zunahme der Brennstabanzahl nur geringfügig verändert hat (siehe Tabelle 19).

Tabelle 19: Auswirkung der Erhöhung der Brennstabanzahl auf die Brennstoffmatrixmasse, abgeleitet aus [42] Table A-3

Brennelementtyp	BS		Pelletdurchmesser [mm]	Länge der aktiven Zone [m]	Brennstoffdichte [g/cm ³]	Masse je BS [kg]	Masse je BE	
	[Stück]	[%]					[kg]	[%]
AA 8x8	63		10,4	3,712	10,4	3,28	206,60	
KWU 9x9-Q	72	14	9,5	3,68	10,5	2,74	197,20	- 5
Atrium 10B	91	44	8,67	3,712	10,8	2,37	215,38	4

²⁵ Betrachtete Brennelementtypen: W17x17, AA17x17, F17x17, S17x17HTP, 17x17 HTP 5M, 17x17 HTP X5, 17x17 AFA3G

10.1.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Brennstabanzahl

Die Brennstabanzahl je BE ist für die Auslegung der Endlagerbehälter (Faktor „Behälter“) nicht relevant.

Für die Betriebsphase spielt die Brennstabanzahl je BE insofern eine Rolle, als dass sie bestimmt, wie lange es dauert alle BS eines BE zu konditionieren. Da die Konditionierung mutmaßlich ferngesteuert durchgeführt wird, besteht aber kein signifikanter Zusammenhang zwischen diesem Parameter und dem betrieblichen Strahlen- und Arbeitsschutz (Faktor „Betrieb“).

Die Brennstabanzahl je BE bestimmt zusammen mit der Anzahl der BE und der Brennstabaufnahmekapazität der Endlagerbehälter die Gesamtzahl der Endlagergebinde, welche wiederum die Auslegung des Endlagers in der NVP beeinflusst. Da die Auslegung des Endlagers aber auch von vielen anderen Parametern (Nachzerfallsleistung der Abfälle, thermische Eigenschaften des Wirtsgesteins, Stapelkonzept etc.) beeinflusst wird, wird der Einfluss der Brennstabanzahl als nicht signifikant bewertet.

10.2 Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (Entladung)

Aufgrund des radioaktiven Zerfalls verändert sich das Radionuklidinventar (inkl. der Spaltstoffe) im Laufe der Zeit, wobei das Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern üblicherweise²⁶ den Ausgangspunkt für die Bestimmung der Abklingzeit eines bestrahlten BE repräsentiert. Bei der Entladung eines BE aus dem Reaktorkern wird das Datum der Entnahme dokumentiert.

10.2.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Das Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern muss gemäß *AtEV* [6] für jedes bestrahlte BE sowie für BS im Köcher angegeben werden (siehe Erf.-ID 057b in Tabelle 60 in Anhang A3).

10.2.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Da hinsichtlich der Bestimmung des Entnahmedatums keine signifikanten Ungewissheiten bestehen und dieser Parameter von keinen weiteren Einflussgrößen abhängt, bestehen bezüglich des Parameters „Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern“ (bzw. „Ende der Bestrahlung“) keine signifikanten Datenungewissheiten.

10.2.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Der Zeitraum, in dem die in Deutschland endzulagernden BE aus den Reaktoren entnommen wurden bzw. werden, beträgt mehr als fünfzig Jahre. Allerdings konnten bestrahlte BE bis zum 30. Juni 2005 zur Wiederaufbereitung abgegeben werden, sodass ein Teil der vor 2005 angefallenen, bestrahlten BE nicht dem Abfallstrom „Bestrahlte Brennelemente und Brennelementkannen“ zuzurechnen ist. Da die Bandbreite der Entladungsdaten aber in jedem Fall mehrere Jahrzehnte beträgt, wird die Bandbreite des Parameters „Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern“ als groß angegeben.

²⁶ Sofern bestrahlte BE nach der Bestrahlung noch längere Zeit im Reaktorkern verbleiben (im Rahmen der Stilllegung von KKW), ist statt dem Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern das Datum des Endes der Bestrahlung maßgeblich.

10.2.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Datums der Entnahme aus dem Reaktorkern

Da sich das Radionuklidinventar (inkl. der Spaltstoffe) aufgrund des radioaktiven Zerfalls im Laufe der Zeit verändert und das Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (bzw. des Endes der Bestrahlung) den Ausgangspunkt für die Bestimmung der Abklingzeit eines bestrahlten BE repräsentiert, besteht grundsätzlich ein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen, die durch das Radionuklidinventar und die vom Radionuklidinventar abhängigen Parameter (z. B. Nachzerfalls- und Strahlungsdosisleistung) beeinflusst werden. Da sich der radioaktive Zerfall aufgrund unterschiedlicher Halbwertszeiten der Radionuklide auch auf das Verhältnis zwischen ursprünglich eingelagertem Radionuklidinventar und dem zu einem bestimmten Zeitpunkt noch vorhandenen Radionuklidinventar auswirkt, besteht auch ein Zusammenhang zwischen der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren“ und dem Parameter „Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (Entladung)“.

Im Rahmen von Sicherheitsanalysen kann die Annahme getroffen werden, dass alle in ein Endlager eingebrachten radioaktiven Abfälle ein definiertes Alter aufweisen (siehe z. B. [50] Appendix A.3). Da der Zeitraum, in dem die in Deutschland endzulagernden BE aus den Reaktoren entnommen wurden bzw. werden, tatsächlich aber mehr als 50 Jahre beträgt, würde diese Annahme zu Abweichungen zwischen tatsächlichem und angenommenem Alter der BE führen. Die Relevanz dieser Abweichungen für die vSU wird im Folgenden für jede Zielgröße qualitativ bewertet.

Effektiver Multiplikationsfaktor

Mit dem radioaktiven Zerfall der Spaltstoffe nimmt auch deren Masse im Laufe der Zeit ab. Somit ist die Masse der Spaltstoffe von der Zeit und damit von dem Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern abhängig. In Tabelle 20 ist dargestellt, wie sich die Zeit auf die Masse bestimmter Spaltstoffe auswirkt. Es ist zu erkennen, dass sich Abweichungen von einigen Jahrzehnten signifikant auf die Spaltstoffmasse auswirken. Aufgrund der hohen Zerfallsenergie (ZE) der Spaltstoffe (siehe Tabelle 54) beeinflussen sie außerdem die Nachzerfallsleistung und damit die Temperatur besonders stark. Da die Spaltstoffmasse und die Temperatur der Anordnung für die Berechnung des effektiven Multiplikationsfaktors maßgeblich sind (siehe Kapitel 9.2.1.1), wird davon ausgegangen, dass sich das Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern signifikant auf die sicherheitsrelevante Zielgröße „effektiver Multiplikationsfaktor“ auswirkt.

Tabelle 20: Einfluss der Zeit auf die Masse der Spaltstoffe eines bestrahlten BE

		U-233	U-235	Pu-238	Pu-239	Pu-241	Am-242m	Cm-243	Cm-245
Referenzjahr (RJ)	[g]	0,01	3.252	106	2.614	60	0,39	0,10	3
RF + 30 a	[g]	0,01	3.252	83	2.612	14	0,33	0,05	3
Abweichung zu RJ		0,0%	0,0%	-21,1%	-0,1%	-76,6%	-13,7%	-51,0%	-0,2%
RF + 50 a	[g]	0,01	3.252	71	2.611	5	0,30	0,03	3
Abweichung zu RJ		0,0%	0,0%	-32,6%	-0,1%	-91,1%	-21,8%	-69,6%	-0,4%

Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren und Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen

Der Radionuklidaustrag aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren und die zusätzliche jährliche effektive Dosis werden durch Abweichungen von einigen Jahrzehnten nicht signifikant beeinflusst. Dies ist dadurch begründet, dass davon auszugehen ist, dass Radionuklide mit einer kurzen Halbwertszeit bis zum Zeitpunkt, an dem es zu einem etwaigen Radionuklidaustrag aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren kommt, größtenteils zerfallen sein werden und eine Abweichung von wenigen Jahrzehnten für die langlebigen Radionuklide vernachlässigt werden kann.

Körperdosen

Die sicherheitsrelevante Zielgröße „Körperdosen“ ist während Errichtung, Betrieb und Stilllegung und damit relativ kurzfristig relevant. Da das Radionuklidinventar der zunächst dominierenden β - und γ -Strahler von bestrahlten BE in den ersten Jahrzehnten nach der Entladung aus dem Reaktor stark abnimmt (siehe Abbildung 3), ist davon auszugehen, dass sich Abweichungen von einigen Jahrzehnten signifikant auf diese Zielgröße auswirken.

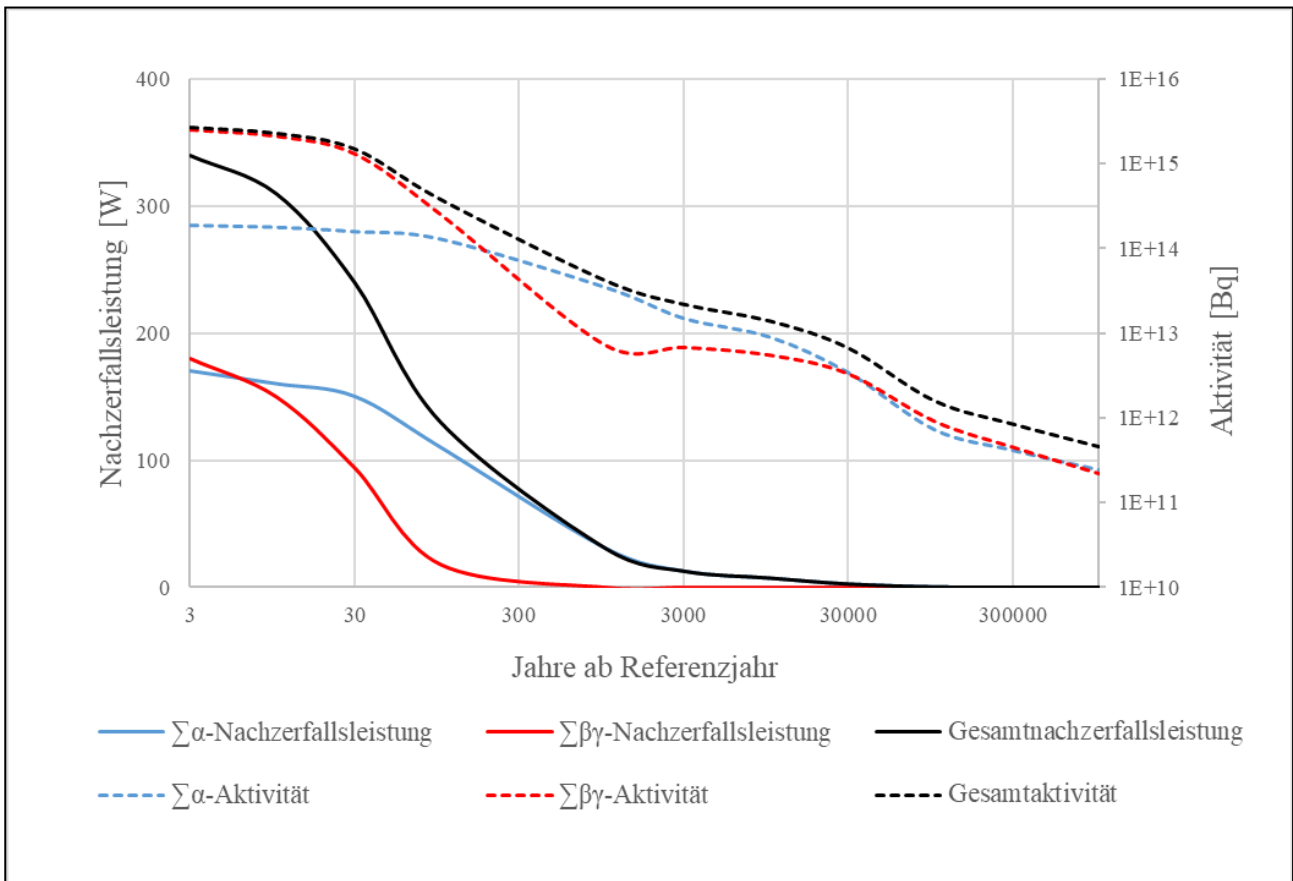


Abbildung 3: Entwicklung der Aktivität und Nachzerfallsleistung eines BE, abgeleitet aus [64]

Temperatur an der Gebindeoberfläche und Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich

Nach der Entnahme der BE aus dem Reaktor nimmt deren Spaltproduktinventar stark ab ([78] Kap. 8.4.3). Da das Spaltproduktinventar die Quelle der Nachzerfallsleistung (und damit der Temperatur) ist, nimmt auch die Nachzerfallsleistung ab (siehe Abbildung 3). Da also die Nachzerfallsleistung in

den ersten Jahren nach der Entnahme aus dem Reaktor stark abnimmt, können sich Abweichungen von einigen Jahrzehnten signifikant auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Temperatur an der Gebindeoberfläche und
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich

auswirken.

Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters

Da verschiedene Prozesse, die die Integrität der Endlagerbehälter beeinflussen können, von der Temperatur abhängig sind (siehe Kapitel 9.2.1.7), muss die Temperaturentwicklung bei der Auslegung der Endlagerbehälter berücksichtigt werden. Ist die Temperatur aufgrund einer erhöhten Nachzerfallsleistung höher als angenommen, kann dies (z. B. durch unzulässig hohe Spannungen infolge thermischer Expansion) zum Verlust der Integrität des Endlagerbehälters führen. Da die Nachzerfallsleistung in den ersten Jahren nach der Entnahme aus dem Reaktor stark abnimmt (siehe Abbildung 3), können sich Abweichungen von einigen Jahrzehnten signifikant auf die Auslegung der Endlagerbehälter auswirken und dazu führen, dass die Endlagerbehälter ihre Integrität vorzeitig verlieren.

10.2.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Datums der Entnahme aus dem Reaktorkern

Zum Schutz des Personals vor den Folgen der ionisierenden Strahlung ist die Oberflächendosisleistung der Endlagergebinde auf definierte Grenzwerte zu beschränken. Zu diesem Zweck ist insbesondere das Aktivitätsinventar der β -/ γ -Strahler (z. B. Cs-137 und Sr-90) bei der Auslegung der Endlagerbehälter zu berücksichtigen. Da dieses in den ersten Jahrzehnten nach der Entnahme aus dem Reaktorkern deutlich abnimmt (siehe Abbildung 4), wirkt sich der Parameter „Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (Entladung)“ signifikant auf die Auslegung der Endlagerbehälter (Faktor „Behälter“) aus.

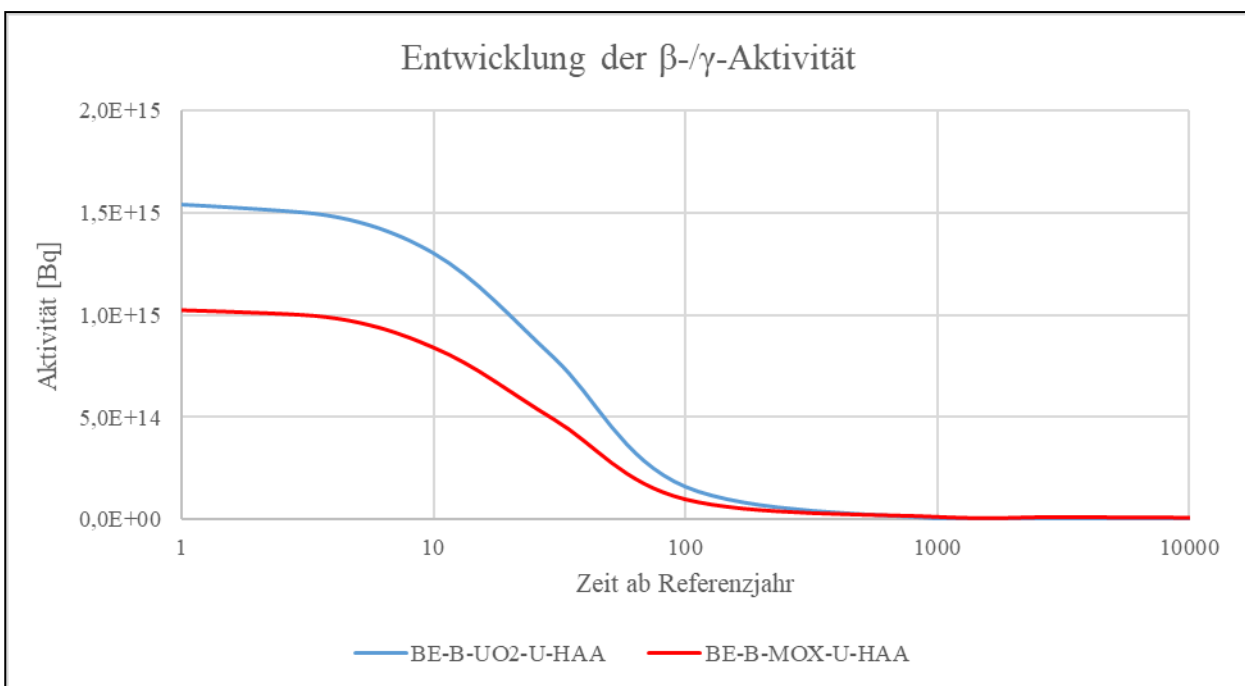


Abbildung 4: Entwicklung der β -/ γ -Aktivität am Beispiel von zwei schweizerischen Abfallsorten, abgeleitet aus [61, 62]

Neben technischen Maßnahmen (wie der Auslegung der Endlagerbehälter) werden zur Gewährleistung des betrieblichen Strahlenschutzes üblicherweise auch organisatorische Maßnahmen (z. B. Minimierung der Aufenthaltszeit) ergriffen. Welche Maßnahmen erforderlich sind, ist dabei insbesondere von der Dosisleistung der β - und γ -Strahler abhängig. Da diese aufgrund des radioaktiven Zerfalls in den ersten Jahrzehnten nach der Entnahme aus dem Reaktorkern deutlich abnimmt, wirkt sich der Parameter „Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (Entladung)“ auch signifikant auf den Faktor „Betrieb“ aus.

In der NVP ablaufende Prozesse können von der zeitabhängigen Strahlungsdosisleistung der Endlagergebinde beeinflusst werden (siehe Kapitel 10.20.4), sodass generell ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (Entladung)“ und dem Faktor „NVP“ besteht. Da diese Prozesse aber vorwiegend dann relevant werden, wenn die Endlagerbehälter ihre Barrierefunktion verloren haben (auslegungsgemäß frühestens nach 500 Jahren), sind für diese Prozesse eher langlebige Radionuklide relevant. Bei langlebigen Radionukliden führen kleine Änderungen des Parameters „Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern“ nicht zu relevanten Änderungen des Aktivitätsinventars, sodass der identifizierte Zusammenhang als nicht signifikant bewertet wird.

10.3 Brennelementtyp

Der Brennelementtyp wird durch die Spezifikation vorgegeben und ist unveränderlich.

10.3.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Der Brennelementtyp muss gemäß *AtEV* [6] für jedes bestrahlte BE angegeben werden (siehe Erf.-ID 009c in Tabelle 60 in Anhang A3).

10.3.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Da der Brennelementtyp durch die Spezifikation vorgegeben wird und unveränderlich ist, bestehen bezüglich dieses Parameters keine signifikanten Datenungewissheiten.

10.3.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Die BE für SWR und DWR unterscheiden sich maßgeblich voneinander (siehe z. B. Tabelle 18). Hinzu kommt, dass BE seit dem Beginn der kommerziellen Kernkraftnutzung in Deutschland (1960er Jahre) stetig weiterentwickelt wurden. Folglich gibt es eine Vielzahl von Brennelementtypen, die unterschiedliche Spezifikationen aufweisen. Aus diesem Grund wird die Bandbreite des Parameters „Brennelementtyp“ als groß angegeben.

10.3.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Brennelementtyps

Beim Parameter „Brennelementtyp“ handelt es sich nicht um einen Parameter, dessen Ausprägung in Form eines Zahlenwertes angegeben wird. Aus diesem Grund ist eine klassische, quantitative Sensitivitätsbetrachtung bei diesem Parameter weder möglich noch sinnvoll. Da aber eine Vielzahl der Inventardaten für bestrahlte BE vom Brennelementtyp abhängig sind (z. B. geometrische Abmessungen, Anfangsanreicherung, chemische und stoffliche Zusammensetzung), ist generell davon auszugehen, dass sich eine Änderung des Brennelementtyps auch auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirkt.

10.3.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Brennelementtyps

Generell müssen die Endlagerbehälter und ASK des Betriebs so ausgelegt werden, dass BE aller in Deutschland eingesetzten BE konditioniert werden können. Konkret sind dabei aber einzelne Parameter (z. B. Länge der BS) maßgeblich, sodass kein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Brennelementtyp“ und den drei Faktoren angegeben wird.

10.4 Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS

In Deutschland wird zwischen regulär abgebrannten BS und Sonderbrennstäben (SBS) unterschieden. SBS sind intakte oder defekte BS, die aus einem BE entfernt wurden. Für die Zwischenlagerung werden sie in Köchern für Sonderbrennstäbe (KSBS) eingesetzt. Stärker beschädigte BS (z. B. eingestellte BS, Brennstababschnitte oder lose, aus dem Hüllrohr ausgetretene Brennstoffe – jeweils auch in gekapselter Form) werden dabei vor dem Einsetzen in die KSBS in einseitig verschlossene Röhren (Handhabungshülsen) gesetzt. [79]

10.4.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Gemäß *AtEV* [6] muss nicht angegeben werden, ob bestrahlte BE regulär oder nicht regulär abgebrannt sind. Gemäß *AtEV* [6] müssen aber die in KSBS eingesetzten SBS einzeln beschrieben (inkl. Identifikationsnummer des BE, aus dem der SBS entnommen wurde, siehe Erf.-ID 005c in Tabelle 60 in Anhang A3) und das sonstige Inventar (u. a. BE-Dummies) der Lager- bzw. Transportbehälter (siehe Erf.-ID 063a in Tabelle 60 in Anhang A3) spezifiziert werden. Folglich können sowohl SBS als auch BE mit BE-Dummies identifiziert werden, sodass eine Nacherhebung dieses Parameters keine Schwierigkeit darstellen sollte.

10.4.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Die Wahrscheinlichkeit, dass ein SBS nicht als solcher erkannt wird, wird als gering eingestuft, da

- Verformungen zu Schwierigkeiten bei der Handhabung führen ([80] Kap. 5.1),
- es bei defekten HR zum Anstieg von radioaktiven Stoffen (Spaltprodukten) im Kühlwasser kommt und
- BE regelmäßig inspiziert werden (optische Kontrollen mit Fernglas oder Fernsehanlage sowie zerstörungsfreie Prüfungen mittels *Sipping*-Test, Ultraschall- und Wirbelstrommessungen, [81] Kap. 4.4.5.1).

Folglich bestehen bezüglich des Parameters „Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS“ nur geringe Datenungewissheiten.

10.4.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Da lediglich zwischen zwei Klassen („Brennstäbe“ und „Sonderbrennstäbe“) unterschieden wird, wird die Bandbreite des Parameters „Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS“ als gering angegeben.

10.4.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS

Bei dem Parameter „Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS“ handelt es sich nicht um einen Parameter, dessen Ausprägung in Form eines Zahlenwertes angegeben wird. Da eine klassische, quantitative Sensitivitätsbetrachtung demzufolge weder möglich noch sinnvoll ist, wird hinsichtlich dieses Parameters stattdessen bewertet, wie sich das Nicht-Erkennen eines defekten SBS auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirken würde. Wie bereits in Kapitel 10.4.2 erläutert, wird es aber als unwahrscheinlich erachtet, dass ein SBS nicht als solcher erkannt wird.

Bei defekten SBS wird davon ausgegangen, dass Wasser in die SBS eingedrungen und somit eine gewisse Restfeuchte in den SBS enthalten ist. Durch die Anwesenheit der Restfeuchte kann es aufgrund von Radiolyse zur Oxidation des BS kommen, wobei die Oxidation von UO_2 zu höheren Freisetzungsraten führt ([29] Kap. 3.5). Höhere Freisetzungsraten können insbesondere die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen und
- Körperdosen

beeinflussen. Allerdings wird in [29], Kap. 3.5 mit Verweis auf *Einzigler & Cook* [82], die die Oxidation von UO_2 -Pellets in der Nähe von HR-Leckagen untersuchten, angegeben, dass nur UO_2 -Pellets innerhalb von 10 cm des Lecks oxidierten. Unter der konservativen Annahme, dass jedes BE einen defekten BS enthält, der nicht als solcher erkannt wird, würde dies bei einer Länge der aktiven Zone von ca. 3,7 m (siehe Tabelle 28) einem Anteil von 5 % je SBS bzw. < 0,1 % je BE entsprechen. Aufgrund dieses sehr geringen Anteils wird davon ausgegangen, dass sich das Nicht-Erkennen eines defekten SBS nicht signifikant auf die Freisetzungsraten und die damit assoziierten Zielgrößen auswirkt.

Defekte an BE können dazu führen, dass der Gehalt an Transuranen im CRUD um einen Faktor 10 ansteigt ([42] Kap. 6.2.7). Da sich unter den Transuranen auch Spaltstoffe befinden, die die Nachzerfallsleistung (und damit die Temperatur) aufgrund ihrer hohen ZE besonders stark beeinflussen (siehe Kapitel 10.26.4), besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Klassifizierung der abgebrannten BE“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- effektiver Multiplikationsfaktor,
- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen,
- Körperdosen,
- Temperatur an der Gebindeoberfläche und
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich.

Da SKB und Posiva zu dem Schluss kommen, dass der Beitrag des CRUD-Inventars zum Quellterm insgesamt vernachlässigbar gering ist ([29] Kap. 3.4), wird davon ausgegangen, dass sich das Nicht-Erkennen von defekten SBS nicht signifikant auf diese Zielgrößen auswirken würde.

Die in defekten SBS vorhandene Restfeuchte wird zunächst im Wesentlichen durch γ -Strahlung radiolytisch zersetzt, wobei die Restfeuchte innerhalb des Endlagerbehälters immer auch durch α -Strahlung radiolytisch zersetzt werden kann ([13] Kap. 74, [14] Kap. 79, [15] Kap. 78). Da sich bei diesem Vorgang Radiolyseprodukte (z. B. gasförmiger Wasserstoff (H_2)) bilden, ist es prinzipiell möglich, dass sich das Nicht-Erkennen von defekten SBS auf die Integrität des Endlagerbehälters und damit auf die sicherheitsrelevante Zielgröße „Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters“ auswirkt (z. B. durch Druckaufbau).

Durch die Unterwasserbeladung der CASTOR[®]-Behälter in den KKW ergibt sich in den POLLUX[®]-Behältern eine Restfeuchtemenge von max. 60 g ([9] Kap. 30). Unter der konservativen Annahme, dass ein BS je BE beschädigt ist und die Restfeuchtemenge 6 g je DWR-SBS und 7,3 g je SWR-SBS beträgt (siehe Kapitel 10.24.3), würde dies eine zusätzliche Restfeuchtemenge von etwa 60 g bzw. 220 g je POLLUX[®]-10- bzw. POLLUX[®]-30-Behälter bedeuten. Eine Erhöhung der Restfeuchtemenge um den Faktor 2 bzw. den Faktor 3,7 ist als signifikant zu bezeichnen, sodass die dadurch ausgelösten Prozesse nicht vernachlässigt werden sollten.

10.4.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS

Defekte SBS sollen so konditioniert werden, dass aus ihnen keine Restfeuchte freigesetzt werden kann ([9] Kap. 30). Zur Erreichung dieses Ziels könnten defekte SBS in speziellen Endlagerbehältern endgelagert oder einem speziellen Konditionierungsverfahren (z. B. Trocknung) unterzogen werden. Demzufolge könnte sich die Klassifizierung der bestrahlten BS sowohl auf die Auslegung der Endlagerbehälter als auch auf die Auslegung der ASK des Betriebs (z. B. Konditionierungsanlagen) auswirken. Da kleine Änderungen dieses Parameters nicht möglich sind, wird dessen Einfluss auf die Faktoren „Behälter“ und „Betrieb“ als signifikant bewertet.

Sofern die defekten SBS so konditioniert werden, dass aus ihnen keine Restfeuchte freigesetzt werden kann, ist die Klassifizierung der bestrahlten BS für die NVP nicht relevant.

10.5 Abfallkategorie

Der Parameter „Abfallkategorie“ wird hier als Synonym für den Abfallstrom verwendet. Bei der Mehrheit der hochradioaktiven Abfälle handelt es sich um bestrahlte BE und deren konditionierte Bestandteile. Die unterschiedlichen Abfallkategorien kommen dadurch zustande, dass

- ein Teil der bestrahlten BE bis zu ihrer sogenannten „direkten Endlagerung“ in entsprechenden Behältern zwischengelagert wird und
- ein anderer Teil der bestrahlten BE an Wiederaufbereitungsanlagen abgegeben wurde und bei der Wiederaufbereitung
 - hochradioaktive Spaltproduktlösungen,
 - kontaminierte Spülwässer und
 - Strukturteile und Technologieabfälle

anfallen, die verglast bzw. kompaktiert werden.

10.5.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Gemäß *AtEV* [6] muss die Abfallkategorie nicht explizit angegeben werden. Da aber von der Abfallkategorie abhängt, welche Parameter gemäß *AtEV* [6] überhaupt zu erfassen sind, stellt die Nacherhebung dieses Parameters keine Schwierigkeit dar.

10.5.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Die Abfallkategorie eines hochradioaktiven Abfalls wird durch dessen Historie vorgegeben. Aus diesem Grund werden bezüglich dieses Parameters keine signifikanten Datenungewissheiten unterstellt.

10.5.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Da lediglich zwischen drei Abfallkategorien („Bestrahlte Brennelemente und Brennelementkannen“, „Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung“ und „Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung“) unterschieden wird, wird die Bandbreite des Parameters „Abfallkategorie“ als gering angegeben.

10.5.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Abfallkategorie

Beim Parameter „Abfallkategorie“ handelt es sich nicht um einen Parameter, dessen Ausprägung in Form eines Zahlenwertes angegeben wird. Aus diesem Grund ist eine klassische, quantitative Sensitivitätsbetrachtung bei diesem Parameter weder möglich noch sinnvoll. Da sich die Ausprägungen der Inventardaten für die verschiedenen Abfallkategorien deutlich voneinander unterscheiden, ist generell davon auszugehen, dass sich eine Änderung der Abfallkategorie auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirkt.

10.5.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Abfallkategorie

Basierend auf den FEP-Katalogen zu den Forschungsprojekten VSG (Steinsalz), ANSICHT (Tongestein) und CHRISTA (Kristallingestein) ist davon auszugehen, dass die Abfälle der verschiedenen Abfallkategorien in verschiedenen Endlagerbehältern endgelagert werden (siehe Tabelle 21). Dies ist sowohl auf die unterschiedlichen geometrischen Abmessungen der PG (HR und Edelstahlkokillen) als auch auf die unterschiedlichen Eigenschaften der Abfälle (z. B. Radionuklidinventar und Nachzerfallsleistung) zurückzuführen. Demzufolge muss die Abfallkategorie bei der Auslegung der Endlagerbehälter (Faktor „Behälter“) und der ASK (z. B. Konditionierungsanlagen) des Betriebs (Faktor „Betrieb“) berücksichtigt werden.

Basierend auf der Analyse internationaler Endlagerkonzepte (z. B. Frankreich und Belgien) ist davon auszugehen, dass die wärmeentwickelnden Abfälle (bestrahlte BE und hochradioaktive verglaste Abfälle aus der Wiederaufbereitung) getrennt von den weniger wärmeentwickelnden Abfällen (CSD-C und CSD-B) endgelagert werden. Da eine Lagerung in verschiedenen Einlagerungsbereichen bei der Auslegung des Endlagers berücksichtigt werden muss, wirkt sich der Parameter „Abfallkategorie“ auch auf die Auslegung des Endlagers (Faktor „NVP“) aus.

Da kleine Änderungen des Parameters „Abfallkategorie“ nicht möglich sind, wird dessen Einfluss auf die drei Faktoren als signifikant bewertet.

Tabelle 21: Endlagerbehälterkonzepte nach Abfallkategorien

Wirtsgestein	Endlagerkonzept	Lagerkonzept	Behälter			Referenz
			B	V	S	
Steinsalz	B1	Streckenlagerung	POLLUX [®] -10 CASTOR [®] - THTR/AVR - KNK - MTR2	POLLUX [®] -9	POLLUX [®] -9 MOSAİK	[9] Kap. 32, 33
	B2	Bohrlochlagerung (horizontal)	CASTOR [®] - V/19 - V/52 - 440/84	CASTOR [®] - HAW 20/28 - HAW28M TN85 TS28V	TGC36	[9] Kap. 32, 33
	C	Bohrlochlagerung (vertikal)	BSK-Kokillen - Kokillen - AVR/THTR - KNK - MTR	Triplepack	Triplepack	[9] Kap. 32, 33
Ton-gestein	Nord	Bohrloch-lagerung	rückholbare Kokille	rückholbare Kokille	rückholbare Kokille	[10] Kap. 26
	Süd	Strecken-lagerung	POLLUX [®] -3	POLLUX [®] -3 -9	POLLUX [®] -9 MOSAİK	[12] Kap. 2, 3
Kris-tallin-gestein	mKBS-3	Bohrloch-lagerung	BSK-RCu ²⁷	BSK-RCu	BSK-RCu	[13] Kap. 3, 4, 5
	über-lagernder ewG	Strecken-lagerung (Behälter)	POLLUX [®] -3 CASTOR [®] - THTR/AVR - KNK - MTR2	POLLUX [®] -3 -9	POLLUX [®] -9	[14] Kap. 3, 4, 5
	multipler ewG	Bohrloch-lagerung	BSK-RCu	BSK-RCu	BSK-RCu	[15] Kap. 3, 4, 5

²⁷ Rückholbare Brennstabkokille aus Edelstahl mit einer 5 cm starken Kupferaußenhülle. Die Kokille unterscheidet sich von den BS-Kokillen vor allem durch die Innenstrukturen (Tragkörbe).

10.6 (Komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung

Bestrahlte BE

Unbestrahlte BE bestehen i. W. aus einer in einem HR eingeschlossen BM und metallischen Strukturteilen (z. B. Abstandshalter, Kopf- und Endstücke, BE-Kasten, [29] Kap. 2.3.3).

Die BM der unbestrahlten BE von Leistungsreaktoren besteht aus UO_2 oder MOX. Zur Optimierung des BSt werden der BM Dotierstoffe (z. B. Al_2O_3 und Cr_2O_3) und ggf. Additive (z. B. der brennbare Neutronenabsorber Gd_2O_3) zugesetzt ([29] Kap. 2.3.1). Außerdem enthält die BM Verunreinigungen, die durch den Fertigungsprozess verursacht werden (siehe Tabelle 22).

Die HR der BS bestehen in der Regel aus Zircaloy, einer Zirkonium-Legierung mit verschiedenen metallischen Bestandteilen und Spurenelementen (siehe Tabelle 22). Dabei werden in SWR vorwiegend HR aus Zircaloy-2 und in DWR hauptsächlich HR aus Zircaloy-4 eingesetzt ([75] Kap. 3.3.1).

Die anderen metallischen Strukturteile (außerhalb der aktiven Zone) bestehen in der Regel aus Edelstahl oder Inconel, einer Gruppe von austenitischen Nickel-Chrom-Basislegierungen (siehe Tabelle 22), die üblicherweise bei Hochtemperaturanwendungen eingesetzt werden ([29] Kap. 2.3.3, [75] Kap. 3.3.1).

Tabelle 22: Technische Verunreinigungen der Brennstoffmatrix gemäß [75] Tab. III mit Verweis auf [83] und Zusammensetzung von Zircaloy-2, Zircaloy-4, Inconel 625 und Inconel 718 gemäß [75] Tab. VI und VII

Element		Konzentration				
		BM	Zircaloy-2	Zircaloy-4	Inconel 625	Inconel 718
Aluminium	Al	21 ppm	75 ppm	75 ppm	< 0,40 %	0,2 - 0,8 %
Bismut	Bi	5 ppm				
Blei	Pb	5 ppm				
Bor	B	0,5 ppm	0,5 ppm	0,5 ppm		< 0,006 %
Cadmium	Cd		0,5 ppm	0,5 ppm		
Calcium	Ca	10 ppm				
Chlor	Cl	4,5 ppm				
Chrom	Cr	3 ppm	0,05 - 0,15 %	0,07 - 0,13 %	20,0 - 23,0 %	17,0 - 21,0 %
Cobalt	Co	5 ppm	20 ppm	20 ppm	< 1,00 %	1,00 %
Eisen	Fe	15 ppm	0,07 - 0,2 %	0,18 - 0,24 %	< 5,0 %	Gleichgewicht
Fluor	F	4 ppm				
Hafnium	Hf		100 ppm	100 ppm		
Kalium	K	10 ppm				
Kohlenstoff	C	4 ppm	270 ppm	270 ppm	< 0,10 %	< 0,08 %
Kupfer	Cu	5 ppm	50 ppm	50 ppm		< 0,3 %
Lithium	Li	1 ppm				
Magnesium	Mg	5 ppm	20 ppm	20 ppm		
Mangan	Mn	1 ppm	50 ppm	50 ppm	< 0,50 %	< 0,35 %
Molybdän	Mo	5 ppm	50 ppm	50 ppm	8,0 - 10,0 %	2,8 - 3,3 %
Natrium	Na	5 ppm				
Nickel	Ni	3,5 ppm	0,03 - 0,08 %	70 ppm	> 58 %	50,0 - 55,0 %

Element		Konzentration				
		BM	Zircaloy-2	Zircaloy-4	Inconel 625	Inconel 718
Niob	Nb				3,15 - 4,15 %	4,75 - 5,5 %
Phosphor	P	5 ppm			< 0,015 %	< 0,015 %
Sauerstoff	O		0,07 - 0,15 %	0,10 - 0,16 %		
Schwefel	S				< 0,015 %	< 0,015 %
Silber	Ag	5 ppm				
Silicium	Si	6 ppm	120 ppm	120 ppm	< 0,50 %	< 0,35 %
Stickstoff	N	30 ppm	65 ppm	65 ppm		
Tantal	Ta	5 ppm				
Thorium	Th	5 ppm				
Titan	Ti	5 ppm	50 ppm	50 ppm	< 0,40 %	0,65 - 1,15 %
Uran	U		3,5 ppm	3,5 ppm		
Vanadium	V	5 ppm				
Wasser	H ₂ O	2 ppm				
Wasserstoff	H		25 ppm	25 ppm		
Wolfram	W	5 ppm	100 ppm	100 ppm		
Zink	Zn	5 ppm				
Zinn	Sn	5 ppm	1,2 - 1,7 %	1,2 - 1,7 %		
Zirkonium	Zr		> 90 %	> 90 %		

Durch die Bestrahlung im Reaktor entstehen Spalt- und Aktivierungsprodukte, sodass sich die chemische Zusammensetzung (und das Radionuklidinventar) der BE verändert, wobei die chemische Zusammensetzung nach der Bestrahlung wesentlich von der anfänglichen Anreicherung sowie vom Abbrand abhängt ([80] Kap. 16.3.2).

Bei der Spaltung von Kernbrennstoffen mit langsamen Neutronen im Reaktor wird eine un-symmetrische Teilung in einen leichten und einen schweren Kern bevorzugt. Bei der Spaltung von U-235 gruppiert sich der schwere Kern um die Massenzahl 138, während der leichte Kern um die Massenzahl 95 verteilt ist. Dabei betragen die Spaltausbeuten jeweils etwa 7 %. Bei der Spaltung von Pu-239 hat die Massenverteilung eine ähnliche Form, wobei sich die Peaks zu den Massenzahlen 140 und 99 verschieben. ([78] Kap. 3.2, [75] Kap. 3.2)

Die Spaltprodukte können gemäß [75], Kap. 3.2 i. V. m. [84–87] entsprechend ihren chemischen und mineralogischen Eigenschaften in vier Gruppen unterteilt werden, wobei die Form in der die Spaltprodukte vorliegen, ihre Freisetzung beeinflusst:

- Spaltgase und andere volatile Spaltprodukte (Kr, Xe, Br, I), die als fein verteilte Blasen innerhalb der Körner, an den Korngrenzen und in den Poren auftreten; teilweise migrieren sie in offene Poren des BSt sowie in den Spalt zwischen BSt und HR.
- Metallische Spaltprodukte (Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, In, Sn, Sb, Te), die nicht mischbare, mikro- bis nanometergroße Ausscheidungen bilden.
- Spaltprodukte, die Oxidausscheidungen bilden (Rb, Cs, Ba, Sr, Zr, Nb, Mo, Te). Diese Oxide haben in der Regel die Zusammensetzung AB[O₃] und eine kubische Perowskit-Struktur mit Ba, Sr und Cs an den A-Stellen und Zr, Mo, U und Lanthaniden (Ln) an den B-Stellen.
- Spaltprodukte, die als Oxide in der UO₂-Brennstoffmatrix auftreten (Sr, Zr, Nb, Y und die Lanthanide La, Ce, Pr, Pm, Sm). Zirkonium und die Elemente der Seltenen Erden sind teilweise oder vollständig mit UO₂ mischbar und bilden eine sogenannte Mischphase.

Auch bei der Aktivierung von Elementen der BM und der metallischen Strukturteile verändert sich aufgrund von Elementumwandlungen (z. B. Bildung von C-14 durch die N-14 (n, p) C-14-Reaktion²⁸) die chemische Zusammensetzung und es entstehen neue Radionuklide (siehe Gleichung 1).

$$A(t) = \frac{m \cdot H \cdot N_A \cdot \sigma \cdot \Theta}{M} \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t}) \quad \text{Gleichung 1}$$

A(t): Aktivität [Bq]

m: Masse [g]

σ : Querschnitt [cm²]

Θ : Neutronenfluss [n cm⁻² s⁻¹]

M: Atomare Masse [g]

H: Isotopenhäufigkeit [-]

N_A: Avogadro-Konstante

λ : Zerfallskonstante [s⁻¹]

t: Bestrahlungsdauer [s]

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Hochradioaktive Spaltproduktlösungen

Bei der Verglasung der hochradioaktiven Spaltproduktlösungen mit dem *Atelier Vitrification Marcoule* (AVM)-Verfahren in La Hague (Frankreich) werden die flüssigen hochradioaktiven Abfälle zusammen mit feststoffhaltigem Feedklärschlamm kalziniert (d. h. Trocknung und Umwandlung der Nitrate in Oxide) und danach mit Glasfritte vermischt, zu einem Borosilikat-Glasprodukt verschmolzen und in eine Edelstahlkokille abgefüllt ([88] Kap. 4.1).

In Sellafield (Vereinigtes Königreich) wird zur Herstellung der hochradioaktiven Glasprodukte ein modifiziertes AVM-Verfahren eingesetzt, wobei dem Glasprodukt kein Feedklärschlamm zugegeben wird²⁹ ([89] Tabelle 2a und Kap. 2.2).

Auch bei der Herstellung von hochradioaktiven Glasprodukten in der Verglasungseinrichtung Karlsruhe (VEK) wurden die hochradioaktiven Lösungen in eine Glasmatrix eingebunden ([90] Kap. 5.2).

Verglaste Schlämme

Das Verfahren zur Herstellung der CSD-B unterscheidet sich von dem Verfahren zur Herstellung der CSD-V im Wesentlichen dadurch, dass kein Feedklärschlamm über getrennt arbeitende Dosierräder beigemischt wird. ([88] Kap. 4.1)

²⁸ Bei einer (n, p)-Reaktion wird ein Neutron eingefangen und dafür ein Proton freigesetzt.

²⁹ Der Feedklärschlamm wird stattdessen zementiert.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Die Hülsen und Strukturteile bestehen überwiegend aus Zirkonium-Legierungen und Edelstählen (siehe auch Kapitel 10.22). Bei den technologischen Abfällen handelt es sich um metallische Betriebsabfälle aus den heißen Zellen des Wiederaufbereitungsprozesses.

Während CSD-C kompaktierte Hülsen und Strukturteile bestrahlter Leichtwasserreaktor (LWR)-BE sowie kompaktierte technologische Abfälle grundsätzlich in einem beliebigen Verhältnis zwischen 0 % und 100 % enthalten können ([91] Kap. 5.1), beträgt dieses Verhältnis für die Summe der kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung 90 % zu 10 % ([91]).

10.6.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Für keinen der betrachteten drei Abfallströme ist gemäß *AtEV* [6] die Angabe der vollständigen komponentenspezifischen chemischen Zusammensetzung erforderlich. Diese Angabe wird aber für die Ableitung von Auflösungs-, Korrosions- und Freisetzungsraten benötigt und sollte deshalb nacherfasst werden. Sofern die Auflösungs-, Korrosions- und Freisetzungsraten im Rahmen der Langzeitsicherheitsanalysen nur für Referenzabfälle bestimmt werden, ist es ausreichend, die Nacherhebung der chemischen Zusammensetzung auf die Referenzabfälle zu beschränken.

Bestrahlte BE

Die Nacherfassung der komponentenspezifischen chemischen Zusammensetzung vor der Bestrahlung sollte möglich sein, da

- die chemische Zusammensetzung der BM gemäß *AtEV* [6] für jeden BS anzugeben ist (siehe Erf.-ID 021a in Tabelle 60 in Anhang A3),
- das Material von HR und Brennelementkanne gemäß *AtEV* [6] für jedes BE anzugeben ist (siehe Erf.-ID 061g und 061h in Tabelle 60 in Anhang A3), sodass die chemische Zusammensetzung aus den entsprechenden Werkstoffspezifikationen entnommen werden kann und
- BE nach Spezifikationen gefertigt werden, sodass auch die chemische Zusammensetzung der übrigen Strukturteile über den Brennelementtyp nachträglich erfasst werden kann.

Die komponentenspezifische chemische Zusammensetzung nach der Bestrahlung kann z. B. mit Reaktorphysikberechnungen ermittelt werden.

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Gemäß *AtEV* [6] ist für jede Kokille

- die chemische Zusammensetzung der Glasfritte (siehe Erf.-ID 021b in Tabelle 60 in Anhang A3),
- das Mengenverhältnis Abfall zu Fritte zu Zuschlagsstoffe (siehe Erf.-ID 062k in Tabelle 60 in Anhang A3) und
- der Anteil der Abfalloxide (siehe Erf.-ID 021b in Tabelle 60 in Anhang A3),

anzugeben, sodass für die Erfassung der vollständigen chemischen Zusammensetzung der Glasmatrix lediglich die Zusammensetzung der Abfalloxide ergänzt werden muss. Da die chemische Zusammensetzung der Rohabfälle gemäß [92] in Spezifikationen erfasst wird, sollte die Nacherfassung der chemischen Zusammensetzung der Glasmatrix möglich sein.

Da die Edelstahlkokillen nach Spezifikationen gefertigt werden und außerdem für jede Kokille das Kokillenmaterial gemäß *AtEV* [6] anzugeben ist (siehe Erf.-ID 061k in Tabelle 60 in Anhang A3),

sollte die Nacherfassung der chemischen Zusammensetzung des Kokillenmaterials ebenfalls möglich sein.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Gemäß *AtEV* [6] ist bezüglich der Zusammensetzung der kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung lediglich anzugeben, ob Hülsen und Strukturteile gemeinsam mit Technologieabfall verpresst wurden (siehe Erf.-ID 064d in Tabelle 60 in Anhang A3). Da

- das Verhältnis von Hülsen und Strukturteilen zu technologischen Abfällen grundsätzlich zwischen 0 und 1 variieren kann ([91] Kap. 5.1),
- die technologischen Abfälle heterogener sind als die Hülsen und Strukturteile (sie können z. B. Sonderabfälle wie Metallfilter oder geringe Mengen Organika enthalten) und
- den Hülsen und Strukturteilen Kernbrennstoffe und Spaltprodukte anhaften können, die während des Auflösungsprozesses bei der Wiederaufbereitung nicht vollständig in Lösung gegangen sind,

ist diese Angabe bezüglich der chemischen Zusammensetzung der Abfälle nicht sehr aussagekräftig, sodass eine Nacherfassung notwendig ist. Zu diesem Zweck kann z. B. auf die individuellen Datenblätter der Kokillen zurückgegriffen werden, auf denen gemäß [93] der Massenanteil und der Materialtyp von besonderen Komponenten angegeben wird.

Da für jede Kokille Kartuschen- sowie Kokillenmaterial gemäß *AtEV* [6] anzugeben sind (siehe Erf.-ID 0611 und 061k in Tabelle 60 in Anhang A3), sollte die Nacherfassung der chemischen Zusammensetzung von Kartuschen und Kokille möglich sein.

10.6.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Bestrahlte BE

Da sowohl die BM als auch die HR und anderen Strukturteile nach industriellen Produktionsstandards gefertigt werden und deren chemische Zusammensetzung somit gut bekannt ist, bestehen für die unbestrahlten BE bezüglich des Parameters „chemische Zusammensetzung“ nur geringe Datenungewissheiten.

Die chemische Zusammensetzung nach der Bestrahlung kann genau wie das Radionuklidinventar (siehe Kapitel 10.15.2) mit Hilfe von reaktorphysikalischen Berechnungen ermittelt werden ([29] Kap. 5.10). Aufgrund der Analogie zum Radionuklidinventar bestehen für die bestrahlten BE bezüglich des Parameters „chemische Zusammensetzung“ demnach mittlere Datenungewissheiten.

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Hochradioaktive Spaltproduktlösungen

Da es sich bei dem zur Herstellung der hochradioaktiven Glasprodukte verwendeten ATM-Verfahren um ein qualifiziertes Verfahren handelt, bestehen für das Verhältnis „Abfall zu Glasfritte zu Zuschlagsstoffe“ sowie für die chemische Zusammensetzung von Glasfritte und Zuschlagsstoffen nur geringe Datenungewissheiten. Da die chemische Zusammensetzung der Rohabfälle (Abfall-Oxide) gemäß [92] aber in Spezifikationen angegeben und nicht kokillenspezifisch bestimmt wird, bestehen für die hochradioaktiven verglasten Abfälle aus der Wiederaufbereitung bezüglich des Parameters „chemische Zusammensetzung“ insgesamt mittlere Datenungewissheiten.

Verglaste Schlämme

Da bei den CSD-B mit einer größeren chemischen und radiologischen Heterogenität als bei den Spaltproduktlösungen zu rechnen ist, wird die chemische Zusammensetzung des Glases für jeden Abstich (20 m³) erfasst und auf einem Datenblatt dokumentiert ([88] Kap. 5). Zur Charakterisierung der zu verglasenden Lösungen werden dazu folgende chemischen und radiologischen Messungen durchgeführt:

- Atomemissionsspektrometrie mit induktiv gekoppeltem Plasma (B, Fe, Ni, Zr, Cr, Mo, P, Ru, Mg, Gd, Tc, U, Rh, Te, Sn, Sr, Ba, Nd, Cd, Al, Mn, Ag, Sb, Pd, Y, Eu, La, Pr, Ce, Sm, Pb)
- Spektrophotometrie (Pu, Np)
- α -Spektrometrie (α -gesamt, Am-243, Cm-244)
- β -Spektrometrie (Sr-90)
- γ -Spektrometrie (Co-60, Nb-95, Zr-95, Ru-103, Ru-106, Sb-125, Cs-134, Cs-137, Ce-144, Eu-154, Am-241)
- Ionenchromatographie (Na, S)
- Massenspektrometrie (u. a. U-, Pu-Vektor)

Aufgrund der messtechnischen Bestimmung beschränken sich die mit der chemischen Zusammensetzung der CSD-B verbundenen Datenungewissheiten im Wesentlichen auf Messunsicherheiten. Diese Messunsicherheiten sind vom eingesetzten Gerät und dem Messverfahren abhängig und können nicht pauschal angegeben werden. Da es sich bei den Verfahren zur Herstellung der CSD-B aber um qualifizierte Verfahren handelt, bestehen für diese Abfälle bezüglich des Parameters „chemische Zusammensetzung“ nur geringe Datenungewissheiten.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Aus der öffentlich zugänglichen Literatur lässt sich nicht entnehmen, ob die chemische Zusammensetzung der kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung kokillenspezifisch bestimmt oder nur in allgemeinen Spezifikationen angegeben wird. Konservativ werden daher hohe Datenungewissheiten für diesen Parameter angegeben.

10.6.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Bestrahlte BE

Da die chemische Zusammensetzung der bestrahlten BE wesentlich von ihrer anfänglichen Anreicherung sowie dem Abbrand abhängt – Parameter für die jeweils eine große Bandbreite angegeben wird (siehe Kapitel 10.18.3 und 10.19.3) – wird auch für die bestrahlten BE bezüglich des Parameters „chemische Zusammensetzung“ eine große Bandbreite angegeben.

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Hochradioaktive Spaltproduktlösungen

Gemäß [90], Kap. 5.2 weisen die in La Hague (Frankreich), Sellafield (Vereinigtes Königreich) und Karlsruhe (Deutschland) hergestellten Borosilikatgläser eine ähnliche Zusammensetzung auf. Demnach wurde bei dem Betrieb der VEK im Normalbetrieb ein Massenverhältnis von 16 Gew.-% Abfall-Oxide zu 84 Gew.-% Glasfritte vorgesehen, wobei der Abfall-Oxid-Anteil im Glas gemäß Spezifikation auf max. 19 Gew.-% anwachsen durfte. In [90], Kap. 5.2 wird angegeben, dass die Beladung mit Abfall-Oxiden auch bei den hochradioaktiven Glasprodukten aus La Hague und Sellafield zwischen 15 Gew.-% und 19 Gew.-% liegt. Diese Aussage weicht allerdings von den Angaben in [89], Tabelle

2b ab, da der Anteil der Abfall-Oxide dort je nach Glasprodukt mit 20 Gew.-% bis 25 Gew.-% angegeben wird (siehe Tabelle 23).

In Tabelle 23 ist außerdem zu erkennen, dass die Bandbreite der chemischen Zusammensetzung der hochradioaktiven verglasten Abfälle aus der Wiederaufbereitung stoffabhängig ist. Aufgrund der teilweise erheblichen Unterschiede wird für diese Abfälle bezüglich des Parameters „chemische Zusammensetzung“ eine große Bandbreite angegeben.

Tabelle 23: Chemische Zusammensetzung verschiedener hochradioaktiver Glasprodukte ([89] Tabelle 2b)

Spezifikation	BNFL (3/90)			COGEMA³⁰ (7/86)
Glasprodukt	MAGNOX 100 %	Blend 1	DWR 100 %	SON68(R7/T7)
Zusammensetzung	[Gew.-%]	[Gew.-%]	[Gew.-%]	[Gew.-%]
SiO ₂	45,9	47,0	49,1	45,1
B ₂ O ₃	16,8	17,2	18,0	13,9
Al ₂ O ₃	5,1	1,9	-	4,9
Na ₂ O	8,3	8,5	8,9	9,8
Li ₂ O	4,0	4,0	4,0	2,0
MgO	5,6	2,1	-	-
CaO	-	-	-	4,0
ZnO	-	-	-	2,5
Fe ₂ O ₃	1,7	1,0	0,4	2,9
Gd ₂ O ₃	-	2,6	2,9	<<0,1 ³¹
SrO	0,3	0,4	0,4	0,3 ³¹
ZrO ₂	1,6	2,0	2,2	2,7 ³¹
MoO ₃	1,6	2,0	2,3	1,7 ³¹
TcO ₂	0,4	0,5	0,5	0,5 ³¹
RuO ₂	0,9	1,1	1,3	0,9
Rh ₂ O ₃	0,2	0,3	0,3	
PdO	0,4	0,6	0,7	k. a.
Cs ₂ O	1,1	1,2	1,3	1,4 ³¹
BaO	0,5	0,7	0,9	0,6 ³¹
La ₂ O ₃	0,5	0,6	0,7	0,9 ³¹

³⁰ Compagnie Générale des Matières Nucléaires (COGEMA)

³¹ COGEMA-Angaben zur Herstellung inaktiver Probekörper

Spezifikation	BNFL (3/90)			COGEMA ³⁰ (7/86)
Glasprodukt	MAGNOX 100 %	Blend 1	DWR 100 %	SON68(R7/T7)
Zusammensetzung	[Gew.-%]	[Gew.-%]	[Gew.-%]	[Gew.-%]
CeO ₂	1,0	1,3	1,4	0,9
Pr ₆ O ₁₁	0,5	0,6	0,6	0,4 ³¹
Nd ₂ O ₃	1,5	1,9	2,1	1,6
U ₃ O ₈	< 0,1	0,1	0,1	0,5
NpO ₂	< 0,1	0,1	0,2	0,2
PuO ₂	<< 0,1	< 0,1	< 0,1	< 0,1
Am ₂ O ₃	< 0,1	0,1	0,2	0,2
andere	1,8	2,1	1,4	2,0
∑ Abfalloxide	25,0	23,3	20,0	23,3
Spaltprodukte	11,6	14,5	16,0	11,1
Actinoide	0,1	0,4	0,5	0,9
Hüllmaterialien	11,8	5,7	0,2	1,7
Chemikalien	0,3	2,8	2,8	5,8
Korrosionselem.	1,2	0,9	0,5	3,8

Verglaste Schlämme

Da bei den CSD-B mit einer größeren chemischen und radiologischen Heterogenität als bei den Spaltproduktlösungen zu rechnen ist, wird für diese Abfälle bezüglich des Parameters „chemische Zusammensetzung“ ebenfalls eine große Bandbreite angegeben.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Aufgrund des beliebigen Verhältnisses zwischen Hülsen sowie Strukturteilen und technologischen Abfällen wird für die CSD-C bezüglich des Parameters „chemische Zusammensetzung“ eine große Bandbreite angegeben.

10.6.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der komponentenspezifischen chemischen Zusammensetzung

Da die chemische Zusammensetzung der BE vor der Bestrahlung (zusammen mit der Bestrahlungshistorie und der Neutronik) das Radionuklidinventar, die vom Radionuklidinventar abhängigen Parameter (z. B. Nachzerfalls- und Strahlungsdosisleistung), die chemische Zusammensetzung nach der Bestrahlung und die Freisetzung beeinflusst, besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „(Komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung“ und allen identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen. Die Relevanz dieser Zusammenhänge für die vSU wird im Folgenden für jede Zielgröße qualitativ bewertet.

Effektiver Multiplikationsfaktor

Die chemische Zusammensetzung der BM schließt deren ursprünglichen Anreicherungsgrad ein. Da sich der Anreicherungsgrad signifikant auf den effektiven Multiplikationsfaktor auswirkt (siehe Kapitel 10.18.4), wird auch der Zusammenhang zwischen dem Parameter „(Komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung“ und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Effektiver Multiplikationsfaktor“ als signifikant bewertet.

Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren, Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen und Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich

Sowohl für die Freisetzung als auch für den Transport der Radionuklide (inkl. Mobilisierung und Rückhaltung) ist neben dem geochemischen Milieu insbesondere die chemische Zusammensetzung ausschlaggebend. So beeinflusst beispielsweise die chemische Zusammensetzung, ob ein Radionuklid im Modell (teilweise) instantan oder graduell (z. B. infolge der Auflösung der BM) freigesetzt wird. Aus diesem Grund wird der Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen und
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich

als signifikant bewertet.

Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen und Körperdosen

Zwar wird das Radionuklidinventar vorwiegend durch den Abbrand beeinflusst ([43] Kap. 3.1.5 und [29] Kap. 5.3), doch auch die chemische Zusammensetzung der BM prägt das initiale³² Radionuklidinventar maßgeblich ([43] Kap. 3.1.5, [29] Kap. 4.6 und 5.11.4). Auch für das Radionuklidinventar der Strukturteile spielt die chemische Zusammensetzung eine wichtige Rolle. Dabei sind insbesondere Stickstoff und Chlorverunreinigungen relevant, da Berechnungen einen linearen Zusammenhang zwischen dem Gehalt an Stickstoff- und Chlorverunreinigungen und dem C-14- bzw. Cl-36-Aktivitätsinventar zeigen ([29] Kap. 5.3.5). Aus diesen Gründen wird der Zusammengang zwischen dem Parameter „(Komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen und
- Körperdosen

als signifikant bewertet.

Temperatur an der Gebindeoberfläche

Aufgrund der charakteristischen Spaltausbeuten wird das Radionuklidinventar eines UO₂-BE i. d. R. durch die Radionuklide Cs-137, Ba-137m, Sr-90 und Y-90 dominiert (siehe z. B. [62, 64–66]). Bei MOX-BE tragen neben Cs-137 und Ba-137m insbesondere die Radionuklide Pu-234, Am-241 und Pu-238 zum initialen Radionuklidinventar bei. Aufgrund der hohen ZE (siehe Tabelle 54) und einem höheren Anteil an Actinoiden ist die Nachzerfallsleistung der MOX-BE üblicherweise höher, als die von UO₂-BE (siehe Abbildung 5). Da der Brennstofftyp (UO₂ oder MOX) der chemischen

³² Gemeint ist das Radionuklidinventar zu Beginn der Sicherheitsanalysen, das sich aufgrund des radioaktiven Zerfalls kontinuierlich verändert. Die zeitliche Entwicklung des Radionuklidinventars kann mit Standardverfahren auf Basis der Bateman-Gleichung berechnet werden. ([43] Kap. 3.1.1 und 3.1.9)

Zusammensetzung zugerechnet wird und die Nachzerfallsleistung die Temperatur maßgeblich beeinflusst, wird der Zusammenhang zwischen dem Parameter „(Komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung“ und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Temperatur an der Gebindeoberfläche“ als signifikant bewertet.

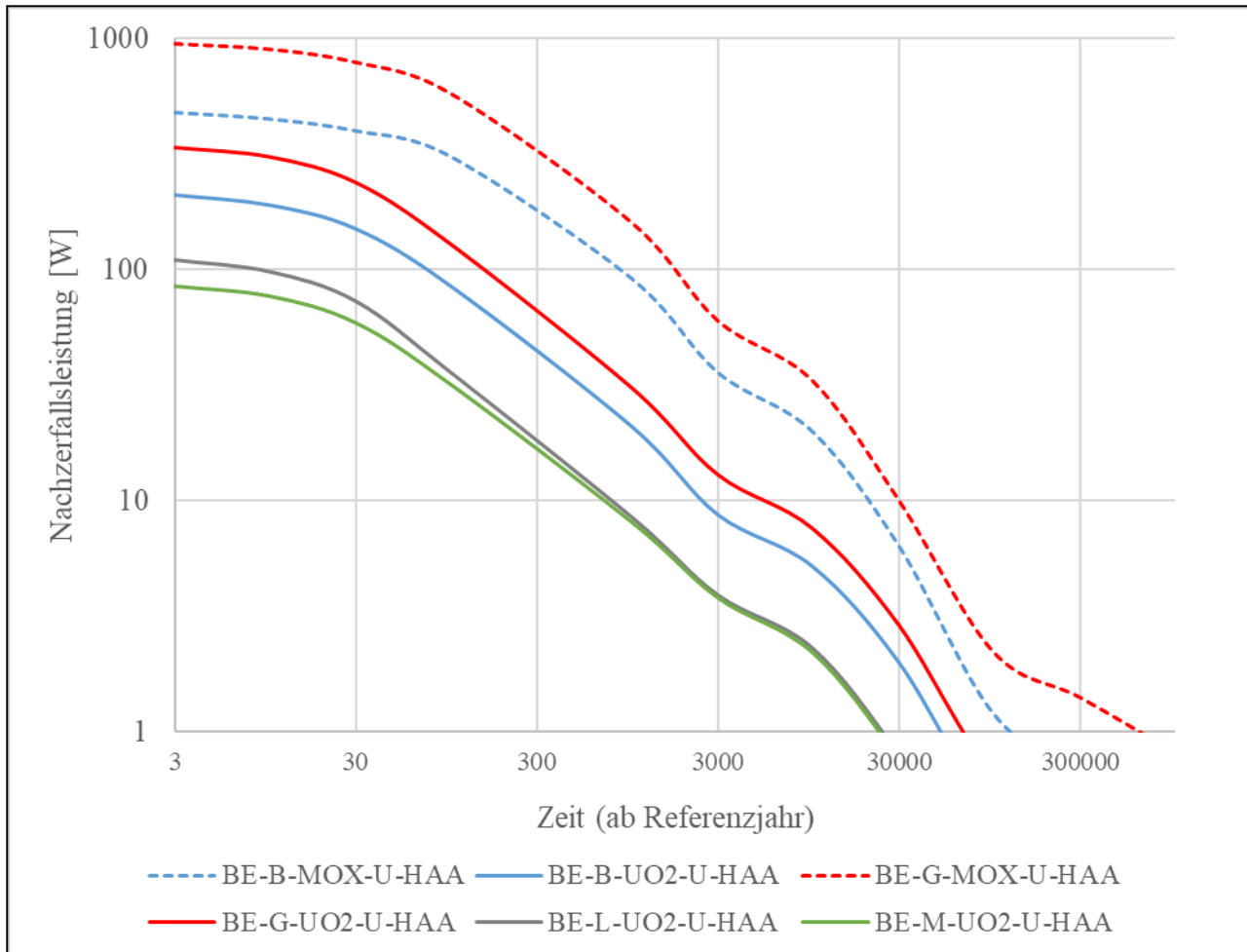


Abbildung 5: Entwicklung der Nachzerfallsleistung, abgeleitet aus [61–66]

Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters

Verhältnismäßig kleine Veränderungen der chemischen Zusammensetzung können sich maßgeblich auf die Nachzerfallsleistung und damit die Temperatur auswirken. Dies zeigt z. B. ein Vergleich der schweizerischen Abfallsorten BE-B-UO₂-U-HAA und BE-B-MOX-U-HAA, die UO₂- bzw. MOX-BE aus dem KKW Beznau repräsentieren. Obwohl der mittlere Abbrand des UO₂-BE höher ist als der des MOX-BE, sind Gesamtaktivität und Nachzerfallsleistung des MOX-BE (3 Jahre nach dem RJ) höher als die des UO₂-BE (siehe Tabelle 24).

Da verschiedene Prozesse, die die Integrität der Endlagerbehälter beeinflussen können, von der Temperatur abhängig sind (siehe Kapitel 9.2.1.7), muss die Temperaturentwicklung bei der Auslegung der Endlagerbehälter berücksichtigt werden. Ist die Temperatur aufgrund einer erhöhten Nachzerfallsleistung höher als angenommen, kann dies (z. B. durch unzulässig hohe Spannungen infolge thermischer Expansion) zum Verlust der Integrität des Endlagerbehälters führen. Da die Nachzerfallsleistung maßgeblich von der chemischen Zusammensetzung des Kernbrennstoffs beeinflusst

wird, wird der Zusammenhang zwischen dem Parameter „(Komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung“ und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters“ als signifikant bewertet.

Tabelle 24: Vergleich der schweizerischen Abfallsorten B-UO₂-U-HAA und BE-B-MOX-U-HAA (Eigenschaften nach der Bestrahlung) gemäß [61, 62]

Parameter		BE-B-UO ₂ -U-HAA	BE-B-MOX-U-HAA
Gittertyp		14 x 14	14 x 14
Volumen	[m ³]	0,138	0,138
Brennstofftyp		UO ₂	MOX
Gewicht	[kg]	487	481
Uranoxid (UO ₂)	[kg]	344 (71 %)	331 (69 %)
Plutoniumoxid (PuO ₂)	[kg]	3,86 (1 %)	14,7 (3 %)
Spalt-/Aktivierungsprodukttoxide	[kg]	20,6 (4 %)	17,8 (4 %)
Metallische Komponenten	[kg]	118,3 (24 %)	118,3 (25 %)
Mittlerer Abbrand	[GWd/t]	48,3	44,3
Mittlere Gesamtaktivität (3 Jahre nach RJ)	[Bq]	1,7·10 ¹⁵	1,5·10 ¹⁵
Mittlere Nachzerfallsleistung (3 Jahre nach RJ)	[W]	210	480

10.6.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der komponentenspezifischen chemischen Zusammensetzung

Die chemische Zusammensetzung der radioaktiven Abfälle muss mit der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (Endlagerbehälter, Versatz, Abdichtbauwerke etc.) kompatibel sein. Konkret bedeutet dies, dass die chemischen Eigenschaften der Abfälle nicht zu einem (frühzeitigen) Verlust der Barriereintegrität führen dürfen. Demzufolge ist die chemische Zusammensetzung bei der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren zu berücksichtigen. Hinzu kommt, dass die chemische Zusammensetzung das Radionuklidinventar und damit auch die vom Radionuklidinventar abhängigen Parameter Nachzerfalls- und Strahlungsdosisleistung maßgeblich beeinflusst (siehe Kapitel 10.6.4). Da auch diese beiden Parameter bei der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren zu berücksichtigen sind, werden die Zusammenhänge zwischen dem Parameter „(Komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung“ und den Faktoren „Behälter“ und „NVP“ als signifikant bewertet.

Die zur Gewährleistung des betrieblichen Strahlenschutzes erforderlichen Maßnahmen werden u. a. durch die Dosisleistung der β -/ γ -Strahler bestimmt, welche wiederum von der (komponentenspezifischen) chemischen Zusammensetzung beeinflusst wird. Da die zu berücksichtigenden maximalen Dosisleistungen (garantierter Wert, GW) höher sind als die typischen Werte (TW, siehe Tabelle 25), ist zu erwarten, dass sich kleine Änderungen der chemischen Zusammensetzung nicht signifikant auf den Faktor „Betrieb“ auswirken.

Tabelle 25: TW und GW für die β -/ γ -Oberflächendosisleistung der hochradioaktiven verglasten Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [89]

			β -/ γ -Oberflächendosisleistung	
			TW	GW
BNFL (3/90)	Blend 1	[Gy/h]	$1,9 \cdot 10^3$	$\leq 4,5 \cdot 10^3$

10.7 Gittertyp bzw. Anordnung der Brennstäbe

Der Gittertyp bzw. die Anordnung der BS wird durch die Spezifikation des entsprechenden Brennelementtyps vorgegeben und ist unveränderlich.

10.7.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Der Gittertyp muss gemäß *AtEV* [6] für jedes bestrahlte BE angegeben werden (siehe Erf.-ID 032b in Tabelle 60 in Anhang A3).

10.7.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Da der Gittertyp bzw. die Anordnung der BS durch die Spezifikation des entsprechenden Brennelementtyps vorgegeben wird und unveränderlich ist, bestehen bezüglich dieses Parameters keine signifikanten Datenungewissheiten.

10.7.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Die Anzahl der BS pro BE hat sich mit der Weiterentwicklung von BE kontinuierlich erhöht (siehe Tabelle 18). Damit einhergehend veränderten sich auch die Gittertypen. Bei SWR-BE von 6x6-Geometrien zu 10x10-Geometrien bis hin zu 11x11-Geometrien in den neuesten BE (siehe Tabelle 26). Bei DWR-BE gab es anfänglich 14x14-Geometrien, während heute 17x17- bzw. 18x18-Geometrien verwendet werden ([77] Kap. 2.1). Aufgrund der zahlreichen unterschiedlichen Gittertypen wird die Bandbreite des Parameters „Gittertyp bzw. Anordnung der Brennstäbe“ als groß angegeben.

Tabelle 26: Entwicklung von Gittertypen am Beispiel der SWR-BE von Westinghouse gemäß [77] Abb. 2.12

Jahr	Bezeichnung	Gittertyp	Beschreibung
1968	8x8	8x8	1 Bündel
1981	SVEA-64	8x8	4 Teilbündel, Wasserkreuz
1986	SVEA-100	10x10	4 Teilbündel, Wasserkreuz
1988	SVEA-96 / SVEA-96+	10x10-4	4 Teilbündel, Wasserkreuz, zentraler quadratischer Wasserkanal
1998	SVEA-96 Optima	10x10-4	4 Teilbündel, Wasserkreuz, zentraler quadratischer Wasserkanal, 8 BS mit 2/3 Stablänge, 12 BS mit vergrößertem Durchmesser
2000	SVEA-96 Optima2	10x10-4	4 Teilbündel, Wasserkreuz,

Jahr	Bezeichnung	Gittertyp	Beschreibung
			zentraler quadratischer Wasserkanal, 8 BS mit 2/3 Stablänge, 4 BS mit 1/3 Stablänge
2008	SVEA-96 Optima3	10x10-4	4 Teilbündel, Wasserkreuz, zentraler quadratischer Wasserkanal, 8 mit 2/3 Stablänge, 4 BS mit 1/3 Stablänge
	TRITON11	11x11	1 Bündel, 3 Wasserkanäle, 109 BS (davon 10 etwa 1/3 teillänge und 8 etwa 2/3 teillänge)

10.7.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Gittertyps

Der Gittertyp bzw. die Anordnung der BS ist für die vSU nur dann von Bedeutung, wenn Radionuklidinventar und chemische Zusammensetzung noch zu ermitteln sind (z. B. mit Reaktorphysikberechnungen).

Der Gittertyp beeinflusst den Neutronenfluss, dem die BM und die Strukturteile ausgesetzt sind und somit auch das Radionuklidinventar und die chemische Zusammensetzung. Demzufolge besteht ein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und allen sicherheitsrelevanten Zielgrößen, die durch das Radionuklidinventar, die vom Radionuklidinventar abhängigen Parameter (z. B. Nachzerfalls- und Strahlungsdosisleistung) und die chemische Zusammensetzung (nach der Bestrahlung) beeinflusst werden. Konkret sind dies alle identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen mit Ausnahme der Zielgröße „Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren“.

Da das Radionuklidinventar insbesondere durch den Parameter „Abbrand des Kernbrennstoffs“ beeinflusst wird (siehe Kapitel 10.19.4), werden die identifizierten Zusammenhänge als nicht signifikant erachtet. Dass der Gittertyp nicht maßgeblich für das Radionuklidinventar ist, zeigt z. B. auch der in Tabelle 27 gezeigte Vergleich von schweizerischen Abfallsorten. Obwohl die Abfallsorten BE des gleichen Gittertyps repräsentieren, unterscheiden sich sowohl Einzelradionuklidaktivitäten als auch die Gesamtaktivität voneinander:

Tabelle 27: Vergleich von schweizerischen Abfallsorten bezüglich Gittertyp und Aktivität, abgeleitet aus [61, 62, 65, 66]

Abfallsorte	Gittertyp	Mittlerer Abbrand	Mittlere Gesamtaktivität	Mittlere Pu-241-Aktivität
BE-M-UO2-U-HAA	10 x 10	47,1 GWd/t	$7,4 \cdot 10^{14}$ Bq	$2,7 \cdot 10^{13}$ Bq
BE-L-UO2-U-HAA	10 x 10	47,5 GWd/t	$1,1 \cdot 10^{15}$ Bq	$5,8 \cdot 10^{13}$ Bq
BE-B-MOX-U-HAA	14 x 14	44,3 GWd/t	$1,6 \cdot 10^{15}$ Bq	$2,7 \cdot 10^{14}$ Bq
BE-B-UO2-U-HAA	14 x 14	48,3 GWd/t	$1,8 \cdot 10^{15}$ Bq	$1,1 \cdot 10^{14}$ Bq

10.7.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Gittertyps

Da sich der Gittertyp weder auf die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (inkl. Endlagerbehälter) noch auf die ASK oder organisatorischen Maßnahmen des Betriebs auswirkt, wird kein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den identifizierten Faktoren gesehen.

10.8 Geometrie (innere und äußere)

Bestrahlte BE

Die Geometrien (bzw. Abmessungen) von bestrahlten BE variieren in Abhängigkeit vom Brennelementtyp. Bei den ursprünglichen Geometrien handelt es sich dabei um Parameter, die durch die Spezifikation des entsprechenden Brennelementtyps vorgegeben werden. Allerdings können sich einige Geometrien (i. W. Brennstablänge und Außendurchmesser der HR) in Folge der Bestrahlung im Reaktor verändern. Für die Nachberechnung von Radionuklidinventaren sind die ursprünglichen Geometrien maßgeblich, während für die Auslegung von Transport- und Endlagerbehältern die Geometrien nach der Bestrahlung von Bedeutung sind.

Radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Die in Frankreich (CSD-V, CSD-C und CSD-B), Großbritannien (UK-HAW bzw. *Vitrified Residue* (VR)) und Deutschland (HAW-WAK) hergestellten Kokillen für Wiederaufbereitungsabfälle, die in Deutschland endgelagert werden, weisen identische Abmessungen auf ([88] Kap. 4.1, [89, 94–97] und [90] Kap. 5.2).

10.8.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Bestrahlte BE

Für bestrahlte BE sind die meisten der relevanten inneren und äußeren Geometrien gemäß *AtEV* [6] anzugeben (siehe Erf.-IDs 033a, 034a-g und 035a in Tabelle 60 in Anhang A3). Eine Ausnahme stellt die Wandstärke von Strukturteilen (inkl. der Brennelementkästen von SWR) dar. Da auch die Strukturteile ein Radionuklidinventar aufweisen, dass bei Kontakt mit Wasser oder wässrigen Lösungen durch Korrosion freigesetzt werden kann, sollte deren Wandstärke nacherfasst werden.

Die Nacherfassung dieses Parameters sollte keine Schwierigkeit darstellen, da BE nach Spezifikationen gefertigt werden.

Radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Gemäß *AtEV* [6] müssen die inneren und äußeren Geometrien der Kokillen nicht angegeben werden. Insbesondere die äußeren Geometrien (z. B. Länge und Durchmesser) sollten aber erfasst werden, damit ein Behälterkonzept entwickelt werden kann, dass mit den Kokillen kompatibel ist. Auch die Wandstärke des Kokillenmaterials sollte erfasst werden.

Da die Kokillen nach Spezifikationen gefertigt werden, stellt die Nacherfassung dieser Parameter keine Schwierigkeit dar.

10.8.2 Semiquantitative Abschätzung der Ungewissheiten

Bestrahlte BE

An die Fertigung und QS von BE bestehen sehr hohe Anforderungen. Die Wahrscheinlichkeit, dass ein BE Abmessungen außerhalb der Fertigungstoleranten aufweist, wird daher als gering eingestuft.

Folglich bestehen sowohl bezüglich des Parameters „Geometrie“ als auch den diesem Parameter untergeordneten Parametern nur geringe Datenungewissheiten. Diese Einschätzung gilt auch für die Brennelementparameter „Brennstablänge“ und „Außendurchmesser der Hüllrohre“, da sich die Dimensionsänderung in Folge der Bestrahlung i. d. R. auf weniger als 1 % beschränkt ([80] Kap. 9.2.3).

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Auch an die Fertigung und QS der Kokillen mit radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitung bestehen hohe Anforderungen. Die Wahrscheinlichkeit, dass eine Kokille Abmessungen außerhalb der Fertigungstoleranzen aufweist, wird daher als gering eingestuft. Folglich bestehen bezüglich des Parameters „Geometrie“ nur geringe Datenungewissheiten

10.8.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Bestrahlte BE

Mit der Weiterentwicklung von BE haben sich auch die Geometrien ebendieser verändert. Dabei haben die Parameter „Länge der Brennelemente“, „Brennstablänge“ und „Brennelementbreite“ tendenziell zugenommen und die Parameter „Brennstababstand“, „Außen- und Innendurchmesser der Hüllrohre“ und „Pelletdurchmesser“ tendenziell abgenommen (siehe Tabelle 28 und Tabelle 29). Aufgrund dieser Variationen wird für die Brennelementparameter, die dem Parameter „Geometrie“ untergeordnet werden, eine mittlere Bandbreite angegeben. Ausnahmen bilden einerseits die Parameter „Länge der aktiven Zone“ sowie „Innenabmessungen des BE-Kastens“ und andererseits der Parameter „Wandstärken der Strukturteile“. Aufgrund relativ geringer Variationen wird für die Parameter „Länge der aktiven Zone“ und „Innenabmessungen des BE-Kastens“ eine geringe Bandbreite angegeben. Die Wandstärke der Strukturteile kann hingegen zwischen einigen Zentimetern und weniger als einem Millimeter variieren. Außerdem kann die Wandstärke bei bestimmten Strukturteilen in Abhängigkeit von Position und Richtung des gewählten Querschnitts variieren ([5] Kap. 2.3.3). Aus diesen Gründen wird die Bandbreite des Parameters „Wandstärken der Strukturteile“ als groß angegeben.

Tabelle 28: TW für SWR-BE in Abhängigkeit vom Gittertyp gemäß [42] Table A-3 und [77] Tab. 2.2

Gitter-Typ		8 x 8³³	9 x 9³⁴	10 x 10³⁵	11 x 11³⁶
BS-Abstand³⁷	[mm]	15,8 - 16,3	14,4 - 14,5	12,4 - 13	
Lücke (ber.)	[mm]	3,5 - 4	3,2 - 3,9	2,4 - 3,08	
Länge					
BE	[mm]		4.470	4.420 - 4.480	

³³ Betrachtete Brennelementtypen: AA 8x8, Exxon 8x8, KWU 8x8, Svea 64

³⁴ Betrachtete Brennelementtypen: ANF 9x9-5, KWU 9x9-5, KWU 9x9-Q, Atrium 9A, GE11 S; bei „BE-Länge“ und „BS-Länge“ wurden abweichend davon die in [77] Tab. 2.2 ausgewiesenen Werte übernommen

³⁵ Betrachtete Brennelementtypen: Atrium 10B, Atrium 10 XM, Atrium 10 MOX, Atrium 10 XP, GE12 S, GE14, GNF2, Svea 100, Svea 96, Svea 96 Optima, Svea 96 Optima2, Svea 96 Optima 3; bei „BE-Länge“ und „BS-Länge“ wurden abweichend davon die in [77] Tab. 2.2 ausgewiesenen Werte übernommen

³⁶ Betrachtete Brennelementtypen: Atrium 11

³⁷ Abstand zwischen zwei Brennstabachsen

Gitter-Typ		8 x 8³³	9 x 9³⁴	10 x 10³⁵	11 x 11³⁶
BS	[mm]		4.075 - 4.090	3.890 - 4.415	
Aktive Zone	[mm]	3.712	3.680	3.680 - 3.712	
Breite					
BE	[mm]	139 - 140	137 -139	137 - 140	139
BE-Kasten (innen)	[mm]	134 - 137	134	137	
Durchmesser					
HR (außen)	[mm]	12,3	10,6 - 11,2	9,62 - 10,3	
HR (innen)	[mm]	10,7	9,11 - 9,76	8,36 - 9,1	
Pellet	[mm]	10,3 - 10,4	9,49 - 9,55	8,19 - 8,88	
Wandstärke					
HR	[mm]	0,8	0,67 - 0,74	0,59 - 0,66	
Wasserstäbe	[mm]	0,6 - 0,84	0,3 - 0,78	0,73 - 0,76	
BE-Kasten	[mm]	1,1 - 2,3	1,65 - 2,3	1,1 - 2,3	
Wasserkreuz	[mm]	0,8		0,8	
Wasserkanal	[mm]			0,8	

Tabelle 29: TW für DWR-BE in Abhängigkeit vom Gittertyp gemäß [42] Table A-4 und [77] Tab. 2.1

Gitter-Typ		14 x 14	15 x 15³⁸	16 x 16	17 x 17³⁹	18 x 18
BS-Abstand³⁷	[mm]		14,3		12,6	
Lücke (ber.)	[mm]		3,53 - 3,58		3,05 - 3,1	
Länge						
BE	[mm]	3.900 - 4.060	4.060 - 4.200	4.060 - 4.800	4.060 - 4.800	4.830
BS	[mm]	3.730 - 3.870	3.860 - 3.920	3.880 - 4.490	3.850 - 4.490	4.390 - 4.430
Aktive Zone	[mm]		3.658		3.658	
Breite						
BE	[mm]	197 - 206	214 - 215	197 - 230	214	230

³⁸ Bei BS-Abstand und Lücke wurden folgende Brennelementtypen betrachtet: W15x15, KWU15x15, F15x15AFA3G, 15x15AGORA

³⁹ Bei BS-Abstand und Lücke wurden folgende Brennelementtypen betrachtet: W17x17, AA17x17, F17x17, S17x17HTP, 17x17 HTP 5M, 17x17 HTP X5, 17x17 AFA3G

Gitter-Typ		14 x 14	15 x 15 ³⁸	16 x 16	17 x 17 ³⁹	18 x 18
Durchmesser						
HR (außen)	[mm]		10,72 - 10,77		9,5 - 9,55	
HR (innen)	[mm]		9,3 - 9,505		8,33 - 8,364	
Pellet	[mm]		9,11 - 9,33		8,165 - 8,192	
Wandstärke						
HR	[mm]		0,618 - 0,725		0,568 - 0,61	
Führungsrohre	[mm]		0,43 - 0,525		0,4- 0,52	
Instrumentierungs- rohre	[mm]		0,43 - 0,525		0,4 - 0,5	

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Da die die Kokillen mit hochradioaktiven Abfällen, die in Deutschland endgelagert werden sollen, identische Abmessungen aufweisen, wird für den Parameter „Geometrie“ keine Bandbreite erwartet.

10.8.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Geometrie

Bestrahlte BE

Viele der dem Parameter „Geometrie (innere und äußere)“ untergeordneten Parameter (siehe Tabelle 17) sind voneinander abhängig. So kann sich der Parameter „Außendurchmesser der Hüllrohre“ beispielsweise nicht ändern, ohne dass sich nicht auch mindestens einer der beiden Parameter „Innendurchmesser der Hüllrohre“ und „Wandstärke der Hüllrohre“ verändert. Aus diesem Grund erfolgt für die bestrahlten BE an dieser Stelle keine Betrachtung der einzelnen Parameter, sondern eine Betrachtung des Gruppenparameters „Geometrie (innere und äußere)“.

Die innere und äußere Geometrie der BE ist für die vSU insbesondere dann von Bedeutung, wenn Radionuklidinventar und chemische Zusammensetzung noch zu ermitteln sind (z. B. mit Reaktorphysikberechnungen). Sie ist aber auch für das Oberflächen/Massen-Verhältnis der Strukturteile relevant, welches sich wiederum auf die Gasproduktion durch Korrosion ([23] Tab. 4) auswirkt⁴⁰.

Die Geometrie der Strukturteile beeinflusst (in untergeordnetem Maße) den Neutronenfluss, dem die Strukturteile und die BM ausgesetzt sind und somit auch das Radionuklidinventar ([29] Kap. 5.11.2) und die chemische Zusammensetzung. Demzufolge besteht ein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und allen sicherheitsrelevanten Zielgrößen, die durch das Radionuklidinventar, die vom Radionuklidinventar abhängigen Parameter (z. B. Nachzerfalls- und Strahlungsdosisleistung) und der chemischen Zusammensetzung beeinflusst werden. Konkret sind dies alle identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen mit Ausnahme der Zielgröße „Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren“. Da der Einfluss der Geometrie verglichen mit dem Einfluss anderer Parameter wie dem Abbrand (siehe Kapitel 10.19.4) oder der chemischen Zusammensetzung

⁴⁰ Dieser Prozess wird an dieser Stelle auf die HR beschränkt, da in den betrachteten Studien für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle in Deutschland (VSG, Projekt ANSICHT und Projekt CHRISTA) i. d. R. davon ausgegangen wird, dass BS getrennt von den kompaktierten Strukturteilen endgelagert werden.

(siehe Kapitel 10.6.4) eher gering ist, werden die identifizierten Zusammenhänge als nicht signifikant erachtet.

Das Oberflächen/Massen-Verhältnis der Strukturteile wirkt sich auf die Metallkorrosion der HR und damit auf Gasbildung und Radionuklidmobilisierung aus. Demzufolge besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Geometrie (innere und äußere)“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen,
- Körperdosen und
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich.

Die Metallkorrosionsrate ist insbesondere von der Materialzusammensetzung und dem geochemischen Milieu abhängig und ist zudem mit relativ hohen Ungewissheiten belegt (siehe Kapitel 10.22.4). Aus diesem Grund wird erwartet, dass sich das geochemische Milieu und die Ungewissheiten bezüglich der Metallkorrosionsrate in deutlich höherem Maß auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirken als kleine Änderungen des Parameters „Geometrie (innere und äußere)“. Demzufolge werden die identifizierten Zusammenhänge als nicht signifikant bewertet.

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Das Radionuklidinventar und die chemische Zusammensetzung der Wiederaufbereitungsabfälle werden nicht durch den Parameter „Geometrie (innere und äußere)“ beeinflusst. Der Parameter wirkt sich lediglich auf das Oberflächen/Massen-Verhältnis der Kokillen aus, welches sich wiederum auf die Gasproduktion durch Korrosion ([23] Tab. 4) auswirkt. Demzufolge besteht für die Wiederaufbereitungsabfälle ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Geometrie (innere und äußere)“ und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich“.

Da die Kokillen für Wiederaufbereitungsabfälle, die in Deutschland endgelagert werden, identische Abmessungen aufweisen (siehe Kapitel 10.8) und aufgrund der hohen Anforderungen an deren Fertigungsprozess nicht davon auszugehen ist, dass Abweichungen der Abmessungen über etwaige Fertigungstoleranzen hinausgehen, sind höchstens minimale Änderungen des Parameters „Geometrie (innere und äußere)“ zu betrachten. Solche minimalen Änderungen wirken sich nicht maßgeblich auf die durch Metallkorrosion entstehende Gasmenge aus, sodass der identifizierte Zusammenhang als nicht signifikant betrachtet wird.

10.8.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Geometrie

Bestrahlte BE

Bei der Auslegung der Brennelementbehälter müssen die Länge und die Außendurchmesser der HR berücksichtigt werden. Da die Brennelementbehälter vermutlich so ausgelegt werden, dass sie BE verschiedener Brennelementtypen aufnehmen können, ist zu erwarten, dass sich kleine Änderungen der beiden Parameter nicht signifikant auf den Faktor „Behälter“ auswirken.

Die ASK des Betriebs (z. B. Hebezeuge) müssen so ausgelegt werden, dass BE, BS und die anderen Strukturteile (z. B. Brennelementkästen und Abstandshalter) sicher gehandhabt werden können. Demzufolge besteht ein Zusammenhang zwischen dem Faktor „Betrieb“ und den Parametern

- Länge des BE,
- Brennstablänge,
- Breite bzw. Durchmesser des BE (bei SWR mit Kasten)
- Außendurchmesser der HR und

- Wandstärke der Strukturteile.

Da die Anlagen des Betriebs vermutlich so ausgelegt werden, dass sie BE verschiedener Brennelementtypen handhaben können, ist zu erwarten, dass sich kleine Änderungen der benannten Parameter nicht signifikant auf den Faktor „Betrieb“ auswirken.

Für die NVP sind die Geometrien der BE nicht von Bedeutung, da sich die einzelnen Komponenten dann in den entsprechenden Endlagerbehältern befinden.

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Die Abmessungen der Kokillen müssen sowohl bei der Auslegung der Brennelementbehälter als auch bei der Auslegung der ASK des Betriebs (z. B. Hebezeuge) berücksichtigt werden. Da die Kokillen für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung, die in Deutschland endgelagert werden sollen, identische Abmessungen aufweisen (siehe Kapitel 10.8) und hohe Anforderungen an deren Fertigung bestehen, werden keine signifikanten Abweichungen der geometrischen Abmessungen erwartet. Kleinere Abweichungen innerhalb der Fertigungstoleranzen sollten bei der Auslegung der Endlagerbehälter und Anlagen des Betriebs berücksichtigt werden. Sofern dies der Fall ist, wird erwartet, dass sich kleine Änderungen der geometrischen Abmessungen nicht signifikant auf die Faktoren „Behälter“ und „Betrieb“ auswirken.

Für die NVP sind die geometrischen Abmessungen der Kokillen nicht von Bedeutung, da sich diese dann in den Endlagerbehältern befinden.

10.9 Form

Bei der Form der Kokillen (verglaste und kompaktierte radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung) handelt es sich um einen Parameter, der durch die Kokillenspezifikation vorgegeben wird. Alle Kokillen mit hochradioaktiven Abfällen, die in Deutschland endgelagert werden sollen, weisen identische Abmessungen und damit auch identische Formen auf (siehe Kapitel 10.8).

10.9.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Gemäß *AtEV* [6] muss die Form der Kokillen nicht angegeben werden. Da Kokillen nach Spezifikationen gefertigt werden und außerdem alle in Deutschland endzulagernden Kokillen mit radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitung die gleiche Form aufweisen, stellt die Nacherfassung dieses Parameters keine Schwierigkeit dar.

10.9.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Da es sich bei der Form der Kokillen (verglaste und kompaktierte radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung) um einen Parameter handelt, der durch die Kokillenspezifikation vorgegeben wird, bestehen bezüglich dieses Parameters keine signifikanten Datenungewissheiten.

10.9.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Da die Kokillen für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung, die in Deutschland endgelagert werden sollen, identische Formen aufweisen, wird für diesen Parameter keine Bandbreite erwartet.

10.9.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Form

Während die Form der Kokillen bei der Auslegung der Endlagerbehälter zu berücksichtigen ist (siehe Kapitel 10.9.5), wird davon ausgegangen, dass sie sich nicht auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirkt.

10.9.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Form

Da sich die Form der Kokillen aus deren geometrischen Abmessungen ergibt, können die Begründungen zur Bewertung der Sensitivität der Faktoren „Behälter“, „Betrieb“ und „NVP“ hinsichtlich des Parameters „Geometrie (innere und äußere)“ (siehe Kapitel 10.8.5) auf den Parameter „Form“ übertragen werden.

10.10 (Anfangs-)Volumen

Bestrahlte BE

Sofern der Vorhabenträger weiterhin das Konzept einer getrennten Endlagerung von BS und Strukturteilen vorsieht, ist das Volumen von ganzen BE für die vSU nicht relevant. Maßgeblich ist in diesem Fall das Volumen der einzelnen BS sowie das Volumen der zu kompaktierenden Strukturteile der BE nach deren Kompaktion.

10.10.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Bestrahlte BE

Gemäß *AtEV* [6] muss das (Anfangs-)Volumen der BE nicht angegeben werden. Da für die vSU eher das Volumen der BS sowie das Volumen der zu kompaktierenden Strukturteile relevant ist, ist eine Nacherfassung des (Anfangs-)Volumens der BE nicht notwendig.

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Das Kokillenvolumen muss gemäß *AtEV* [6] für jede Kokille angegeben werden (siehe Erf.-ID 031e in Tabelle 60 in Anhang A3). Des Weiteren sind die Dichte des Glasprodukts und die Masse des Glaskörpers (siehe Erf.-IDs 046c und 041h in Tabelle 60 in Anhang A3) anzugeben, sodass bei Bedarf auch das Volumen des Glaskörpers berechnet werden kann.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Für die kompaktierte radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung ist gemäß *AtEV* [6] lediglich die Angabe des Leervolumens erforderlich (siehe Erf.-ID 031f in Tabelle 60 in Anhang A3). Zusätzlich sollte aber auch das Kokillenvolumen erfasst werden. Da die Kokillen nach Spezifikationen gefertigt werden und außerdem alle in Deutschland endzulagernden Kokillen mit radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitung die gleichen Abmessungen (und damit das gleiche Volumen) aufweisen, stellt die Nacherfassung dieses Parameters keine Schwierigkeit dar.

10.10.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Bestrahlte BE

Das Volumen der BS kann auf Basis der geometrischen Abmessungen „Brennstablänge“ und „Außendurchmesser der Hüllrohre“ berechnet werden. Allerdings ist hier zu berücksichtigen, dass sich diese Parameter in Folge der Bestrahlung im Reaktor verändern (siehe Kapitel 10.8). Da sich diese Dimensionsänderung aber i. d. R. auf weniger als 1 % beschränkt ([80] Kap. 9.2.3), bestehen bezüglich des Parameters „(Anfangs-)Volumen“ der BS nur geringe Datenungewissheiten.

Die BE, die direkt endgelagert werden sollen, wurden noch nicht in BS und Strukturteile zerlegt. Folglich kann das Volumen der noch zu kompaktierenden Strukturteile derzeit nur auf Basis von Erfahrungswerten berechnet werden. Es ist aber davon auszugehen, dass bei der späteren Kompaktion der Strukturteile ähnliche Verfahren zur Anwendung kommen, wie sie auch zur Herstellung der CSD-C eingesetzt wurden. Daher bestehen bezüglich des Parameters „(Anfangs-)Volumen“ der noch zu kompaktierenden Strukturteile mittlere Datenungewissheiten.

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Das Volumen der Kokillen mit den Abfällen aus der Wiederaufbereitung kann sowohl rechnerisch auf Basis der geometrischen Abmessungen oder durch Anwendung des klassischen Archimedes-Verfahrens bestimmt werden. Da weder bei der rechnerischen Bestimmung des (Anfangs-)Volumens noch bei der Anwendung des klassischen Archimedes-Verfahrens signifikante Ungewissheiten zu erwarten sind, bestehen bezüglich des Parameters „(Anfangs-)Volumen“ der Kokillen nur geringe Datenungewissheiten.

10.10.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Bestrahlte BE

Aus Tabelle 28 und Tabelle 29 geht hervor, dass Länge und Außendurchmesser der HR sowie die Abmessungen der anderen Strukturteile in Abhängigkeit vom jeweiligen Brennelementtyp variieren. Folglich variiert auch das (Anfangs-)Volumen der BS und Strukturteile in Abhängigkeit vom Brennelementtyp. Aufgrund dieser Variationen wird für die bestrahlten BE eine mittlere Bandbreite für den Parameter „(Anfangs-)Volumen“ angegeben.

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Da die Kokillen mit hochradioaktiven Abfällen, die in Deutschland endgelagert werden sollen, identische Abmessungen und damit auch identische Volumina aufweisen (siehe Kapitel 10.8), wird für den Parameter „(Anfangs-)Volumen“ keine signifikante Bandbreite erwartet.

10.10.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des (Anfangs-)Volumens

In diesem Kapitel werden nur die Auswirkungen einer reinen Volumenveränderung der BS und Kokillen betrachtet. Mit einer Volumenveränderung einhergehende Veränderungen (z. B. Vergrößerung der Oberfläche) werden in separaten Kapiteln betrachtet und an dieser Stelle vernachlässigt. Es wird erwartet, dass reine Volumenveränderungen keine direkten Auswirkungen auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen haben.

10.10.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des (Anfangs-)Volumens

Da sich die (Anfangs-)Volumen weder auf die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (inkl. Endlagerbehälter) noch auf die ASK oder organisatorischen Maßnahmen des Betriebs auswirkt, wird kein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den Faktoren angegeben.

10.11 Freies Volumen im Brennstabplenum

Gemäß [29], Kap. 3.5 wird das freie Volumen im Brennstabplenum (zusammen mit dem freien Volumen zwischen BSt und HR) herangezogen, um die Menge der Restfeuchte bei defekten BS zu bestimmen.

10.11.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Das freie Volumen im Brennstabplenum muss gemäß *AtEV* [6] für jedes bestrahlte BE angegeben werden (siehe Erf.-ID 062f in Tabelle 60 in Anhang A3). Allerdings ist es dabei ausreichend, einen abdeckenden Wert anzugeben (*AtEV* [6] Anlage Teil D, Tabelle 5, Fußnote 22).

10.11.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Aufgrund der durch die Bestrahlung ausgelösten Ausdehnung des BSt und der damit einhergehenden Reduzierung⁴¹ des freien Volumens, ist es möglich, dass der gemäß *AtEV* [6] anzugebende abdeckende Wert deutlich von dem tatsächlichen Wert abweicht. Aus diesem Grund werden bezüglich des Parameters „Freies Volumen im Brennstabplenum“ mittlere Datenungewissheiten unterstellt.

10.11.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Mit der Weiterentwicklung von BE haben sich deren Geometrien verändert (siehe Kapitel 10.8.3). Es wird angenommen, dass sich im Rahmen dieser Weiterentwicklung auch das ursprüngliche freie Volumen im Brennstabplenum verändert hat. Hinzu kommt, dass das freie Volumen im Brennstabplenum nach der Bestrahlung vom Abbrand abhängig ist, welcher im Zuge der Weiterentwicklung von BE zugenommen hat (siehe Kapitel 10.19.3). Aus diesen Grund wird für den Parameter „Freies Volumen im Brennstabplenum“ eine mittlere Bandbreite angegeben.

10.11.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des freien Volumens im Brennstabplenum

Die auf Basis des freien Volumens im Brennstabplenum zu ermittelnde Restfeuchtemenge ist für die vSU insbesondere dann relevant, wenn defekte BS nicht als solche erkannt werden oder nicht so konditioniert werden, dass aus ihnen keine Restfeuchte freigesetzt werden kann.

Inwiefern sich das Nicht-Erkennen von defekten BS auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirken könnte, wurde bereits im Kapitel 10.4.4 betrachtet.

Sofern BS nicht so konditioniert werden, dass aus ihnen keine Restfeuchte freigesetzt werden kann, wird das in ihnen vorhandene Wasser (Restfeuchte) durch die ionisierende Strahlung zersetzt (Radiolyse) und es kommt zur Bildung von molekularen Bestrahlungsprodukten, die gasförmig (z. B. H₂)

⁴¹ In [29], Kap. 3.5 wird mit Verweis auf [98] angegeben, dass das Volumen zwischen BSt und HR in Abhängigkeit vom Abbrand um 14 % bis 57 % und das Volumen im Brennstabplenum um 40 % reduziert wird.

oder gelöst (z. B. Wasserstoffperoxid) vorliegen können ([12] Kap. 39). Außerdem kann es infolge der Radiolyse zur Oxidation des BSt kommen, welche wiederum zu höheren Freisetzungsraten führt ([29] Kap. 3.5). Veränderungen des freien Volumens im Brennstabplenum bzw. der Restfeuchtemenge können sich somit insbesondere auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen,
- Körperdosen,
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich und
- Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters

auswirken.

Da der Anteil der beschädigten BS an der Gesamtzahl der BS voraussichtlich sehr gering ist ($< 0,1\%$, siehe Fußnote 71), ist davon auszugehen, dass die sicherheitsrelevanten Zielgrößen durch den Parameter „freies Volumen im Brennstabplenum“ nicht signifikant beeinflusst werden.

10.11.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des freien Volumens im Brennstabplenum

Da sich das freie Volumen im Brennstabplenum weder auf die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (inkl. Endlagerbehälter) noch auf die ASK oder organisatorischen Maßnahmen des Betriebs auswirkt, wird kein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den Faktoren angegeben.

10.12 Gesamtmasse

10.12.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Bestrahlte BE

Gemäß *AtEV* [6] muss die nominale Brennelementmasse abdeckend erfasst werden (siehe Erf.-ID 041b in Tabelle 60 in Anhang A3).

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Bei den verglasten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung ist gemäß *AtEV* [6] lediglich die Masse des Glaskörpers zu erfassen (siehe Erf.-ID 041h in Tabelle 60 in Anhang A3), während die Masse der Edelstahlkokille (Behälter) und die Gesamtmasse der Kokille (Gebinde) nicht angegeben werden müssen. Da die Edelstahlkokillen nach Spezifikationen gefertigt werden, sollte die Nacherfassung dieser Parameter keine Schwierigkeit darstellen.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Bei den kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung ist gemäß *AtEV* [6] lediglich das Gewicht des Presslings und der leeren Kartusche zu erfassen (siehe Erf.-IDs 041k und 041l in Tabelle 60 in Anhang A3), während die Gesamtmasse der Abfälle, die Masse der Edelstahlkokille (Behälter) und die Gesamtmasse der Kokille (Gebinde) nicht angegeben werden müssen. Die Gesamtmasse der Abfälle lässt sich aus dem Gewicht des Presslings und der Anzahl der Presslinge (siehe Erf.-IDs 041k und 008h in Tabelle 60 in Anhang A3) berechnen. Da die Edelstahlkokillen nach Spezifikationen gefertigt werden, sollte die Nacherfassung der Masse der Edelstahlkokille (Behälter) sowie der Gesamtmasse der Kokille (Gebinde) keine Schwierigkeit darstellen.

10.12.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Die Gesamtmassen von BE und Kokillen werden in der Regel durch Wägung bestimmt [92, 93, 99]. Die mit der Wägung verbundenen Ungewissheiten beschränken sich im Wesentlichen auf Messunsicherheiten. Diese Messunsicherheiten sind vom eingesetzten Gerät (inkl. dessen Eichung) und dem Messverfahren abhängig und können nicht pauschal angegeben werden. Da es sich bei Wägung aber um ein erprobtes und qualifiziertes Verfahren handelt, bestehen bezüglich der Bestimmung des Parameters „Gesamtmasse“ nur geringe Datenungewissheiten.

10.12.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

In Tabelle 30 sind die Brennelementmassen für die in der Schweiz definierten Abfallsorten angegeben. Es ist ersichtlich, dass sich sowohl die Massen der Abfallprodukte als auch die Massen der gesamten BE je nach Abfallsorte deutlich voneinander unterscheiden. Aus diesem Grund wird für den Parameter „Gesamtmasse“ für die bestrahlten BE eine große Bandbreite angegeben. Für die Abfälle aus der Wiederaufbereitung zeigt der Vergleich der Massen der schweizerischen Abfallsorten mit den in den Spezifikationen angegebenen Werten, dass diese mäßig voneinander abweichen (siehe Tabelle 31). Folglich wird für diese Abfälle eine mittlere Bandbreite angegeben.

Tabelle 30: Brennelementmassen der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66]

Abfallsorte		Masse Abfallprodukt ⁴²	Masse BE
BE-PD-UO2-U-HAA	[kg]	8,51	17,3
BE-M-UO2-U-HAA	[kg]	196	271
BE-L-UO2-U-HAA	[kg]	202	285
BE-G-UO2-U-HAA	[kg]	491	666
BE-G-MOX-U-HAA	[kg]	484	659
BE-B-UO2-U-HAA	[kg]	369	487
BE-B-MOX-U-HAA	[kg]	363	481

⁴² Plutonium(IV)oxid, Spalt-/Aktivierungsproduktoxide und Uran(IV)oxid

Tabelle 31: Massen der Abfallprodukte und Kokillen der schweizerischen Abfallsorten für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [88, 89, 94–97]

Schweiz				Spezifikation		
Abfallsorte		Abfall- produkt	Kokille		Abfall- produkt	Kokille
WA-F-MX-K1-ATA	[kg]	598	691	CSD-C		
WA-F-KG-K1-HAA	[kg]	395	489	CSD-V	410 ⁴³	492 ⁴³ / 497 ⁴⁴
WA-U-KG-K1-HAA	[kg]	376	470	VR	400 ⁴⁵	485 ⁴⁵ (550) ⁴⁶
WA-F-SG-K1-ATA	[kg]	360	454	CSD-B		450 ⁴⁷ (530) ⁴⁶

10.12.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Gesamtmasse

Die Gesamtmasse der Gebinde (BE und Kokillen) ist im Wesentlichen für die Handhabung der Gebinde, d. h. zum Beispiel die Auslegung von Transporteinrichtungen, relevant. Auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen wirkt sie sich hingegen nicht aus.

10.12.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Gesamtmasse

Bestrahlte BE

Sofern die BS getrennt von den übrigen Strukturteilen endgelagert werden, ist die Gesamtmasse eines BE für die Auslegung der Endlagerbehälter nicht relevant.

Die Gesamtmasse der BE ist für deren Handhabung im Rahmen der Konditionierung relevant. So müssen beispielsweise Hebezeuge so ausgelegt werden, dass die BE sicher gehandhabt werden können. Da die entsprechenden ASK vermutlich so ausgelegt werden, dass sie BE verschiedener Brennelementtypen (und damit verschiedenen Gesamtmassen, siehe Tabelle 30) handhaben können, ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen der Gesamtmasse nicht signifikant auf den Faktor „Betrieb“ auswirken.

Für die NVP ist die Gesamtmasse der BE nicht von Bedeutung, da sich die verschiedenen Komponenten der BE dann in den entsprechenden Endlagerbehältern befinden.

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Bei der Auslegung der Endlagerbehälter für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung sollte die Gesamtmasse der Kokillen berücksichtigt werden. Da dabei vermutlich die von den Wiederaufbereitungsanlagen angegebenen GW verwendet werden und die tatsächlichen Gesamtmassen einzelner Kokillen unter den GW liegen (siehe Tabelle 31), ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen der Gesamtmasse nicht signifikant auf den Faktor „Behälter“ auswirken.

⁴³ Aus Spezifikation COGEMA (7/86) für SON68 (R7/T7) Glasprodukte

⁴⁴ CSD-V 11458C

⁴⁵ Aus Spezifikation BNFL (3/90)

⁴⁶ GW

⁴⁷ Mitteilung der Areva NC zu den Charakteristika der nach Deutschland rückzuführenden CSD-B (Nominalwert)

Die Gesamtmasse der Kokillen ist für deren Handhabung (z. B. mit Hebezeugen) im Rahmen der Konditionierung relevant. Da die entsprechenden ASK vermutlich mindestens für die von den Betreibern der Wiederaufbereitungsanlagen angegebenen GW ausgelegt werden, ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen der Gesamtmasse nicht signifikant auf den Faktor „Betrieb“ auswirken.

Für die NVP ist die Gesamtmasse der Kokillen nicht von Bedeutung, da sich dann in den entsprechenden Endlagerbehältern befinden.

10.13 Brennstoffdichte

10.13.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Die nominale Brennstoffdichte muss gemäß *AtEV* [6] für jedes bestrahlte BE angegeben werden (siehe Erf.-ID 046b in Tabelle 60 in Anhang A3).

10.13.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Brennstoffpellets werden nach standardisierten Verfahren hergestellt. Da die Brennstoffpellets sehr maßgenau sein müssen, werden sie, nachdem sie in Pelletform gepresst und gesintert wurden, noch geschliffen, einer QS unterzogen und ggf. aussortiert [100, 101]. Folglich sind bezüglich Masse und Volumen der unbestrahlten Brennstoffpellets, aus denen sich die Brennstoffdichte berechnen lässt, keine signifikanten Ungewissheiten (außerhalb etwaiger Fertigungstoleranzen) zu erwarten. Allerdings verändert sich die Struktur der BM in Folge der Bestrahlung im Reaktor (z. B. Rissbildung aufgrund von Temperaturgradienten, Öffnung der Korngrenzen aufgrund der zunehmenden Helium-Anreicherung, Ausbildung einer porösen Randzone) und das Volumen der Brennstoffpellets nimmt zu, sodass die Brennstoffdichte abnimmt ([29] Kap. 3.2 und 6.3.7). Da davon ausgegangen wird, dass die Brennstoffdichte nach der Bestrahlung normalerweise nicht bestimmt wird, bestehen bezüglich dieses Parameters insgesamt mittlere Datenungewissheiten.

10.13.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Im Rahmen der Weiterentwicklung von BE wurde die Brennstoffdichte nur geringfügig verändert (siehe Tabelle 32) und auch durch die Volumenzunahme infolge der Bestrahlung wird die Brennstoffdichte nur geringfügig reduziert. Daher wird für den Parameter „Brennstoffdichte“ eine geringe Bandbreite angegeben.

Tabelle 32: TW für Brennstoffdichten für SWR-BE gemäß [42] Table A-3

Gitter-Typ		8 x 8 ⁴⁸	9 x 9 ⁴⁹	10 x 10 ⁵⁰
Brennstoffdichte	[g/cm ³]	10,4 - 10,5	10,4 - 10,6	10,4 - 10,8

⁴⁸ Betrachtete Brennelementtypen: AA 8x8, Exxon 8x8, KWU 8x8, Svea 64

⁴⁹ Betrachtete Brennelementtypen: ANF 9x9-5, KWU 9x9-5, KWU 9x9-Q, Atrium 9A, GE11 S

⁵⁰ Betrachtete Brennelementtypen: Atrium 10B, Atrium 10 XM, Atrium 10 MOX, Atrium 10 XP, GE12 S, GE14, GNF2, Svea 100, Svea 96, Svea 96 Optima, Svea 96 Optima2, Svea 96 Optima 3

10.13.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Brennstoffdichte

Die spezifische Dichte des Brennstoffpellets kann die Radionuklidmigration in Spalten und Risse sowie auf Korngrenzen beeinflussen, wobei BSt mit einer niedrigen UO_2 -Pelletdichte in der Regel eine höhere FGR aufweist als BSt mit einer höheren UO_2 -Pelletdichte ([29] Kap. 3.3). Demzufolge besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Brennstoffdichte“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen,
- Körperdosen,
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich und
- Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters.

Da die FGR aber insbesondere durch Diffusionskoeffizienten, Kornwachstum sowie die Bestrahlungshistorie wie lineare Stableistung und Abbrand kontrolliert wird ([29] Kap. 6.8), ist zu erwarten, dass sich kleine Änderungen der Brennstoffdichte nicht signifikant auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirken.

10.13.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Brennstoffdichte

Da sich die Brennstoffdichte weder auf die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (inkl. Endlagerbehälter) noch auf die ASK oder organisatorischen Maßnahmen des Betriebs auswirkt, wird kein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den Faktoren angegeben.

10.14 Abfalldichte

10.14.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Die Dichte des Glasprodukts muss gemäß *AtEV* [6] für jede Kokille angegeben werden (siehe Erf.-ID 046c in Tabelle 60 in Anhang A3).

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Gemäß *AtEV* [6] muss die Dichte der kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung nicht angegeben werden. Da sich die Dichte aus Gewicht, Durchmesser und Höhe des Presslings (siehe Erf.-IDs 041k, 034j und 034k in Tabelle 60 in Anhang A3) berechnen lässt, stellt die Nach Erfassung dieses Parameters keine Schwierigkeit dar.

10.14.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Die Dichte der hochradioaktiven Glasprodukte (CSD-V und VR) wird in Spezifikationen angegeben [92]. Die in den Spezifikationen angegebene Dichte kann z. B. unter Verwendung des klassischen Archimedes-Verfahren an einer inaktiven Nachbildung bestimmt werden. Für jede CSD-B wird gemäß [88] die Kokillenmasse sowie die Glasmasse erfasst. Da das Abfallvolumen bekannt ist (170 l), lässt sich bei Bedarf die Dichte des Glasprodukts rechnerisch bestimmen. Auch die Dichte der CSD-C-Presslinge lässt sich bei Bedarf rechnerisch aus deren Gewicht, Durchmesser und Höhe ermitteln. Für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung bestehen bezüglich des Parameters „Abfalldichte“ folglich nur geringe Datenungewissheiten

10.14.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Aus Tabelle 33 geht hervor, dass sich die Glasdichten für verschiedene hochradioaktive Glasprodukte geringfügig voneinander unterscheiden. Die unterschiedliche Dichte der BNFL und COGEMA Glasprodukte erklärt sich dadurch, dass BNFL Feedklärschlamm zementiert, während COGEMA Feedklärschlamm Glas zusetzt [89]. Gemäß [88] sind aufgrund der Herkunft der Abfälle aus den verschiedenen Anlagenteilen und der Vielzahl der vorgesehenen Lösungen erhebliche Schwankungen in der chemischen und in der radiologischen Zusammensetzung der CSD-B zu erwarten. Folglich kann nicht ausgeschlossen werden, dass auch die Dichten der CSD-B Abfälle schwanken. Aus diesem Grund wird für den Parameter „Abfalldichte“ für die verglasten Abfälle aus der Wiederaufbereitung eine mittlere Bandbreite angegeben, wobei für die hochradioaktiven Glasprodukte geringere Bandbreiten erwartet werden, als für die CSD-B Abfälle.

Tabelle 33: Glasdichten für HAW-Glasprodukte bei 20 °C gemäß [89] Table 2a

		BNFL			COGEMA (7/86)
		MAGNOX 100 %	Blend 1	DWR 100 %	SON68 (R7/T7)
Glasdichte	[g/cm ³]	2,66	2,70	2,70	2,75

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Gemäß [91] bestehen die kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung zu 90 % aus Hülsen und Strukturteilen bestrahlter LWR-BE und zu 10 % aus technologischen Abfällen (metallische Komponenten und Materialien aus den heißen Zellen des Wiederaufarbeitungsprozesses). In jeder einzelnen CSD-C kann das Verhältnis zwischen kompaktierten Hülsen und Strukturteilen sowie kompaktierten technologischen Abfällen grundsätzlich zwischen 0 % und 100 % betragen. Aus diesem Grund wird für den Parameter „Abfalldichte“ auch für diese Abfälle eine mittlere Bandbreite angegeben.

10.14.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Abfalldichte

Die Dichte eines Materials beeinflusst seine abschirmende Wirkung gegenüber ionisierender Strahlung ([12] Kap. 37). Das Verhältnis des Photonenflusses hinter einer Abschirmung zu dem Photonenfluss vor einer Abschirmung in Abhängigkeit von einer definierten Bezugsdicke (meist 1 cm oder 1 m) wird als Absorptionskoeffizient bezeichnet (siehe Gleichung 2). Dabei weisen Elemente mit einer hohen Dichte (z. B. Blei und Uran) auch hohe Absorptionskoeffizienten auf (siehe Tabelle 34). Stoff- und energiespezifische Werte für auf die Dichte normierte Absorptionskoeffizienten werden beispielsweise in [102] angegeben.

$$\Phi(d) = \Phi(0) \cdot e^{-(\mu \cdot d)} \quad \text{Gleichung 2}$$

$\Phi(d)$: Photonenfluss mit Abschirmung der Dicke d [m⁻² s⁻¹]

$\Phi(0)$: Photonenfluss ohne Abschirmung [m⁻² s⁻¹]

μ : Absorptionskoeffizient [cm⁻¹]

d : Dicke der Abschirmung [cm]

Tabelle 34: Absorptionskoeffizienten für verschiedene Elemente, abgeleitet aus [102]

Element	Dichte ρ [g/cm ³]	0,5 MeV		5 MeV	
		μ/ρ [cm ² /g]	Absorptions- koeffizient μ [cm ⁻¹]	μ/ρ [cm ² /g]	Absorptions- koeffizient μ [cm ⁻¹]
Wasserstoff	$8,375 \cdot 10^{-05}$	$1,729 \cdot 10^{-01}$	$1,48 \cdot 10^{-05}$	$5,049 \cdot 10^{-02}$	$4,23 \cdot 10^{-06}$
Stickstoff	$1,165 \cdot 10^{-03}$	$8,719 \cdot 10^{-02}$	$1,02 \cdot 10^{-04}$	$2,742 \cdot 10^{-02}$	$3,19 \cdot 10^{-05}$
Sauerstoff	$1,332 \cdot 10^{-03}$	$8,729 \cdot 10^{-02}$	$1,16 \cdot 10^{-04}$	$2,777 \cdot 10^{-02}$	$3,70 \cdot 10^{-05}$
Chrom	7,180	$8,281 \cdot 10^{-02}$	0,595	$3,057 \cdot 10^{-02}$	0,219
Cobalt	8,900	$8,315 \cdot 10^{-02}$	0,740	$3,127 \cdot 10^{-02}$	0,278
Nickel	8,902	$8,698 \cdot 10^{-02}$	0,774	$3,289 \cdot 10^{-02}$	0,293
Kupfer	8,960	$8,362 \cdot 10^{-02}$	0,749	$3,177 \cdot 10^{-02}$	0,285
Zirkonium	6,506	$8,693 \cdot 10^{-02}$	0,566	$3,384 \cdot 10^{-02}$	0,220
Blei	11,35	$1,614 \cdot 10^{-01}$	1,83	$4,272 \cdot 10^{-02}$	0,485
Uran	18,95	$1,976 \cdot 10^{-01}$	3,74	$4,463 \cdot 10^{-02}$	0,846

Die ionisierende Strahlung kann sich auf verschiedene Prozesse im Endlager (z. B. Brennstoffkorrosion, Radiolyse, strahlungsinduzierte Aktivierung und Materialversprödung durch Strahlung) auswirken (siehe Kapitel 10.20.4). Demzufolge besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Abfalldichte“ und allen identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen.

Da die Wiederaufbereitungsabfälle u. a. durch die Edelstahlkokillen (Chrom-Nickel-Stahl) und die Endlagerbehälter (z. B. abschirmende POLLUX[®]-Behälter) abgeschirmt werden, deren Abschirmwirkung durch Änderungen der Abfalldichte nicht beeinflusst wird, ist davon auszugehen, dass kleine Änderungen der Abfalldichte die sicherheitsrelevanten Zielgrößen nicht signifikant beeinflussen.

Aufgrund einer gegenüber dem umgebenden Steinsalz größeren Wichte (Produkt aus Dichte und Schwerebeschleunigung) von Endlagergebinden könnte eine schwerkraftbedingte Absinkbewegung der Endlagergebinde auftreten. Dabei sind für ein eventuelles Absinken eines Endlagergebindes dessen Form und Gewicht sowie die u. a. von der Temperatur⁵¹ und Feuchte abhängige Kriechfähigkeit des Salzes relevant. ([9] Kap. 114) Durch das Absinken würden sich die Barrieremächtigkeiten verändern, sodass es ggf. zu einer früheren Freisetzung von Radionukliden aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren kommen könnte. Demzufolge besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Abfalldichte“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren und
- Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen.

Zur Abschätzung der Größenordnung der Absinkrate kann das Gesetz von Stokes (siehe Gleichung 3) herangezogen werden ([9] Kap. 114).

⁵¹ Bei erhöhter Temperatur könnten die möglichen Absinkraten um ein Vielfaches erhöht sein.

$$v_A = \frac{2 r^2 g (\rho_B - \rho_S)}{9 \eta} \quad \text{Gleichung 3}$$

- v_A : Absinkgeschwindigkeit [m s^{-1}]
 r : Radius des Behälters [m]
 g : Erdbeschleunigung [m s^{-2}]
 ρ_B : Dichte des Behälters [kg m^{-3}]
 ρ_S : Dichte des Salzes [kg m^{-3}]
 η : Dynamische Viskosität des Salzes [$\text{kg m}^{-1} \text{s}^{-1}$]

In Steinsalz mit einer Viskosität⁵² von $1 \cdot 10^{17}$ Pa s würde ein Festkörper, dessen Abmessung und Dichte ungefähr einem POLLUX[®]-Behälter entsprechen, über einen Zeitraum von 1 Million Jahre knapp 2 m absinken. Bei Verdopplung bzw. Halbierung der Dichte des Behälters erhöht bzw. reduziert sich dieser Wert auf knapp 5 m bzw. knapp einen halben Meter. Bei einer minimalen Mächtigkeit des ewG von 100 m (§ 23 Abs. 5 Nr. 3 *StandAG* [1]) ist demnach davon auszugehen, dass sich geringe Änderungen des Parameters „Abfalldichte“ nicht signifikant auf die identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirken.

10.14.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Abfalldichte

Da sich die Abfalldichte weder auf die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (inkl. Endlagerbehälter) noch auf die ASK oder organisatorischen Maßnahmen des Betriebs auswirkt, wird kein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den Faktoren angegeben.

10.15 (Komponentenspezifisches) Radionuklidinventar

10.15.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Das Inventar der relevanten Radionuklide muss gemäß *AtEV* [6] sowohl für bestrahlte BE als auch für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung angegeben werden (siehe Erf.-IDs 052c-f in Tabelle 60 in Anhang A3). Dabei wird zwischen folgenden vier Gruppen unterschieden:

- Aktivierungsprodukte (Co-60, Cl-36, etc.)
- flüchtige Radionuklide (H-3, Kr-85, C-14, J-129, Rn-222 (als Ra-226) etc.)
- Spaltprodukte (Cs-137, Sr-90 etc.)
- Actinoide (Np-237, Am-24, Cm-244, U- und Pu-Isotope etc.)

Zwar werden für die vier Gruppen jeweils einige Beispielradionuklide genannt, es ist jedoch erkennbar, dass die Aufzählung nicht abschließend ist. Demzufolge sind aus der *AtEV* [6] nicht alle für die vSU relevanten und damit zu erfassenden Radionuklide zu entnehmen.

Es ist davon auszugehen, dass im Rahmen der vSU für jeden Referenzabfall ein Radionuklidinventar bestimmt wird. Um die relevanten Radionuklide zu identifizieren, erscheint ein Auswahlverfahren empfehlenswert.

⁵² Diese äquivalente Viskosität entspricht der Kriechfähigkeit gemäß Kriechklasse 5 nach Kriechgesetz BGRa für 22 °C bei einer effektiven Spannung von 10 MPa ([9] Kap. 114).

Bestrahlte BE

Bei den bestrahlten BE sollte das Radionuklidinventar komponentenspezifisch ausgewiesen werden, da sich die Auflösungs- und Korrosionsraten für die unterschiedlichen Komponenten (z. B. BM, HR, andere Strukturteile, Absorptionsmaterial der Steuerelemente) voneinander unterscheiden. Dies ist jedoch nach den verbindlichen, aktuell gültigen Regularien nicht gefordert. Um dies nachträglich zu erfassen, könnten für die Referenzbrennelemente Reaktorphysikberechnungen durchgeführt werden. Um später zu zeigen, dass die berechneten komponentenspezifischen Radionuklidinventare abdeckend sind, können dann die brennelementspezifischen Daten zum Vergleich herangezogen werden.

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung kann zum derzeitigen Zeitpunkt keine Aussage darüber getroffen werden, ob die erforderlichen Angaben zum Radionuklidinventar für die vSU ausreichend sind. Diese Aussage kann erst getroffen werden, wenn das Auswahlverfahren der relevanten Radionuklide stattgefunden hat. Da für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung nur die Aktivität von einigen Schlüsselnukliden messtechnisch bestimmt wird (siehe Kapitel 10.15.2) und die Aktivitäten der restlichen Radionuklide anhand von Korrelationen und allgemeinen Berechnungen ermittelt werden, sollte eine Nacherfassung im Bedarfsfall möglich sein.

10.15.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Bestrahlte BE

Zur Bestimmung des Radionuklidinventars von bestrahlten LWR-BE werden Abbrand-, Abkling- und Aktivierungsrechnungen (auch reaktorphysikalische Berechnungen) durchgeführt [99]. Programme, mit denen sich solche Rechnungen durchführen lassen, sind z. B. *Origen* (Teil des Paket *SCALE*), *Serpent*, *IndAct* und *CrudAct*.

Gemäß *Kerntechnischer Ausschuss (KTA) 3101.2* [103] müssen nukleare Berechnungssysteme in der Lage sein, die Änderung des Radionuklidinventars als Funktion von Ort, Zeit und Abbrand zu beschreiben. Dabei müssen die eingesetzten nuklearen Berechnungssysteme verifiziert und validiert sein. Die Validierung erfolgt gemäß [103] durch Vergleich mit Ergebnissen

- betrieblicher Messungen (z. B. Anfahrmessungen, betriebsbegleitende Messungen, Sondermessungen),
- aus Nachbestrahlungsuntersuchungen,
- von Experimenten,
- aus der Auswertung aufgetretener Transienten oder
- anderer nuklearer Berechnungssysteme (Benchmarks oder Referenzlösungen).

Bei der Auswahl von Messergebnissen sind dabei insbesondere die folgenden Kriterien zu beachten:

- Dokumentation der Messungen
- Qualität der Messung und Fehlerbetrachtung
- Übertragbarkeit der Messbedingungen auf den für die Auslegung abzudeckenden Anwendungsbereich des Berechnungssystems

Gemäß [103] sind über das Berechnungssystem außerdem Berichte zu fertigen, die das Berechnungssystem hinsichtlich der Rechenmethoden, der Datensätze und der Verifizierungs- und Validierungsprozedur beschreiben sowie den Anwendungsbereich des Berechnungssystems bezeichnen und die Genauigkeit der Ergebnisse quantifizieren.

Letztendlich ist die Genauigkeit der Berechnungsergebnisse vom verwendeten Berechnungssystem und den dort definierten Randbedingungen abhängig.

In [29], Kap. 5.11.1 wird mit Verweis auf (*Leppänen 2017*)⁵³ angegeben, dass die Ungewissheiten in den Ergebnissen von reaktorphysikalischen Berechnungen im Allgemeinen auf die folgenden Quellen zurückzuführen seien:

- Die in den Berechnungen verwendeten Rechenmodelle sind Näherungswerte, die repräsentativen Brennstofftypen und Betriebsbedingungen entsprechen.
- Die Verfolgung der Radionuklidkonzentrationen erfordert eine Unterteilung der aktivierten Materialien in homogene Zonen (räumliche Diskretisierung).
- Die Lösung des gekoppelten Problems zwischen Neutronik und Brennstoffverarmung erfordert die Unterteilung des Bestrahlungsintervalls in diskrete Schritte (zeitliche Diskretisierung).
- Ungewissheiten bei Wirkungsquerschnitten, Spaltausbeuten, radioaktivem Zerfall und isomeren Verzweigungsdaten.

Wiederum mit Verweis auf (*Leppänen 2017*)⁵³ wird in [29], Kap. 5.11.1 angegeben, dass auf nuklearen Daten basierende Ungewissheiten nahezu unmöglich zu quantifizieren seien, obwohl die mit verschiedenen Querschnittsbibliotheken berechneten Ergebnisse in der Regel miteinander übereinstimmen. So lägen die Unterschiede bei den wichtigsten Uran- und Plutoniumisotopen in der Regel unter einigen Prozent, könnten aber bei den minderen Actinoiden und Spaltprodukten leicht 5 % bis 10 % betragen. Auch Ungewissheiten bezüglich Spaltausbeuten und radioaktive Zerfallskonstanten beeinflussen das Ergebnis, wobei die Bedeutung dieser Ungewissheiten im Vergleich zu den Ungewissheiten, die sich aus den Querschnittsbibliotheken ergeben, als gering eingeschätzt werden.

In [29], Kap. 5.11.1 wird mit Verweis auf (*Rahkonen 2020*)⁵⁴ angegeben, dass der Vergleich von mit Monte-Carlo-Methoden (einschließlich *Serpent*) berechneten Isotopenbestandteilen von DWR mit den Daten aus Nachbestrahlungsuntersuchungen und *CASMO-5*-Ergebnissen zeige, dass der Hauptanteil der berechneten Radionuklide innerhalb von +/- 6 % der tatsächlichen Schätzungen liegt.

Tabelle 35 zeigt das Verhältnis zwischen von mit dem Code *Origen* berechneten Radionuklidinventaren einer BM für verschiedene Radionuklide und den gemessenen Daten. Es wird darauf hingewiesen, dass auch die messtechnisch bestimmten Radionuklidinventare mit Ungewissheiten belegt sind. Dabei sind Messergebnisse weniger empfindlich, wenn verschiedene Bestimmungsmethoden kombiniert wurden; die Unabhängigkeit des Validierungsprozesses kann durch die parallele Durchführung von Messungen in verschiedenen Laboren erhöht werden ([29] Kap. 5.11.3).

⁵³ Der Bericht "*Leppänen, J. 2017, Evaluation of radionuclide inventories in fuel and structural materials for TURVA-2020. Part II, VTT Customer Report VTT-CR-05712-17. Espoo, Finland.*" ist nicht frei verfügbar und konnte somit nicht überprüft werden.

⁵⁴ Der Bericht „*Rahkonen, T. 2020, Serpent-CASMO – vertailu ja kooste benchmarkista, TVO-189316, 2020. Internal memorandum.*“ ist nicht frei verfügbar und konnte somit nicht überprüft werden.

Tabelle 35: Vergleich von berechneten und gemessenen Radionuklidinventaren einer Brennstoffmatrix gemäß [42] Kap. 6.2.6

Brennstofftyp	Radionuklide	Gemessen / berechnet
DWR	U und Pu	1,01
	Andere Actinide	1,11
	Spaltprodukte	1,01
SWR	U und Pu	1,02
	Andere Actinide	0,94
	Spaltprodukte	0,93

Für die mit den Codes *IndAct* und *CrudAct* berechneten Radionuklidinventare der aktivierten Strukturteile und des CRUD werden die Ungewissheiten in [42], Kap. 6.2.7 mit einem Faktor 2 angegeben.

Für den Parameter „Radionuklidinventar“ bestehen hinsichtlich der bestrahlten BE entsprechend mittlere Datenungewissheiten. Allerdings sind die mit dem Radionuklidinventar verbundenen Datenungewissheiten vom verwendeten Rechensystem (inkl. der dort definierten Randbedingungen und der Qualität der Eingangsdaten) bzw. der verwendeten Messtechnik abhängig. Eine pauschale Abschätzung der Datenungewissheiten wird außerdem dadurch erschwert, dass sich die Qualität der zur Berechnung von Radionuklidinventaren verwendeten Rechensysteme in den letzten Jahrzehnten kontinuierlich verbessert hat.

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Zur Bestimmung des Radionuklidinventars von hochradioaktiven Glasprodukten in Kokillen werden Dosisleistungsmessungen und Abbrandrechnungen durchgeführt und Einzelnuclid-Aktivitäten im Einspeisebehälter ermittelt [99]. Aus [88, 89] lässt sich ableiten, dass für die hochradioaktiven Glasprodukte aus Frankreich mindestens die in Tabelle 36 aufgeführten Radionuklide bestimmt wurden. Dabei wurde für die Ermittlung der U- und Pu-Vektoren auf das Produktionsjahresmittel zurückgegriffen ([88] Kap. 4.2).

Tabelle 36: Messtechnisch bestimmte Radionuklide für hochradioaktive Glasprodukte aus Frankreich gemäß [88, 89]

Actinoide	U-235, U-238, Np _{ges} , Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 (β), Pu-242, Am _{ges} , Cm _{ges}
β/γ-strahlende Radionuklide	Co-60, Se-79, Sr-90 + Y-90, Tc-99, Ru-106 + Rh-106, Cs-134, Cs-135, Cs-137 + Ba-137m, Ce-144 + Pr-144, Eu-154

Aus [89] lässt sich ableiten, dass für die hochradioaktiven Glasprodukte aus dem vereinigten Königreich mindestens die in Tabelle 37 aufgeführten Radionuklide bestimmt wurden. Dabei ist zu beachten, dass BNFL gemäß [89] in den Spezifikationen nur die Sr_{ges}- und Cs_{ges}-Aktivitäten angibt und zusätzliche Rechnungen durchgeführt werden müssen, um die Aktivitäten einzelner Radionuklide (z. B. Sr-90 und Cs-137) zu bestimmen.

Tabelle 37: Messtechnisch bestimmte Radionuklide für hochradioaktive Glasprodukte aus dem Vereinigten Königreich gemäß [89]

Actinoide:	Np _{ges} , Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 (β), Pu-242
β/γ-strahlende Radionuklide	Sr-90 + Y-90, Ru-106 + Rh-106, Cs-137 + Ba-137m, Ce-144 + Pr-144

Es wird darauf hingewiesen, dass der Arbeitskreis *HAW-Produkte* in seiner Stellungnahme [89] anmerkte, dass zur Durchführung einer Sicherheitsanalyse detailliertere Nukliddaten angegeben werden müssten, als in den damals bewerteten Spezifikationen aus dem Jahr 1990 vorhanden waren.

Sowohl für die hochradioaktiven Glasprodukte aus Frankreich als auch für die hochradioaktiven Glasprodukte aus dem vereinigten Königreich werden für die Abbrandrechnungen bestimmte Brennelementeigenschaften als Rechengrundlage definiert (z. B. Anteil DWR/SWR-BE, Abbrand, Dauer der Wiederaufbereitung, Zeit zwischen Reaktorentladung und Verglasung; [89] Tabelle 2a).

Für die hochradioaktiven Glasprodukte aus der *Wiederaufbereitungsanlage Karlsruhe* (WAK) konnten keine näheren Informationen zu den bestimmten Radionukliden gefunden werden. Es kann lediglich festgestellt werden, dass die Produktion der Glasprodukte nach einem im Hinblick auf die Endlagerfähigkeit der Produkte qualifizierten Verfahren entsprechend den Vorgaben des vom *Bundesamt für Strahlenschutz* (BfS) freigegebenen Handbuches zur Verglasung unter Kontrolle der vom BfS beauftragten Produktkontrollstelle erfolgte ([90] Kap. 5.1). Dabei wurden zur Beurteilung der Einhaltung der Anforderungen durch die in der VEK erzeugten Glaskokillen GW (z. B. Einzelaktivitäten für Sr-90, Cs-137, Gesamt-α-Aktivität und Gesamt-β/γ-Aktivität) für die endlagerrelevanten Anforderungen festgelegt ([90] Kap. 5.2).

Bei den CSD-B ist mit einer größeren chemischen und radiologischen Heterogenität zu rechnen, als bei den verglasten Spaltproduktlösungen. Daher kann das Inventar nicht allein auf Basis von Abbrandrechnungen bestimmt werden. In Tabelle 38 wird angegeben, welche Radionuklide chargenweise (20 m³) messtechnisch bestimmt werden. Nicht direkt analytisch zugängliche Nuklidaktivitäten werden durch Korrelation mit den **fett** gedruckten Radionukliden bestimmt.

Tabelle 38: Messtechnisch bestimmte Radionuklide für CSD-B gemäß [88] mit Verweis auf (*Areva NC 2010*)⁵⁵

Bestimmungsmethode	Radionuklide
α-Spektrometrie	α-gesamt, Am-243, Cm-244
β-Spektrometrie	Sr-90
γ-Spektrometrie	Co-60 , Nb-95, Zr-95, Ru-103, Ru-106, Sb-125 , Cs-134, Cs-137 , Ce-144, Eu-154 , Am-241
Massenspektrometrie	u. a. U-, Pu-Vektor

⁵⁵ Der Bericht „AREVA NC 2010. Chemical and radiological analyses of the CSD-B raw waste. Essen, 21.05.2010“ ist nicht frei verfügbar und konnte somit nicht überprüft werden.

Da für die Bestimmung des Radionuklidinventars der verglasten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung sowohl Abbrandrechnungen als auch messtechnische Untersuchungen durchgeführt werden, bestehen für diesen Parameter folglich mittlere Datenungewissheiten.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Das Radionuklidinventar der CSD-C-Abfälle wird einerseits durch γ -Spektrometrie und Neutronenmessungen und andererseits durch Korrelation und Berechnungen bestimmt ([93] Kap. 3). Die Aktivitäten einzelner β/γ -strahlender Schlüsselnuclide (siehe Tabelle 39) werden mit fünf übereinanderliegenden und jeweils mit einem festen und einem justierbaren Kollimator ausgerüsteten Ge-Detektoren gemessen. Die Aktivitäten einzelner α -strahlender Schlüsselnuclide (siehe Tabelle 39) werden mit Hilfe von aktiven und passiven Neutronenmessungen bestimmt. Die Aktivitäten von H-3, Kr-85 und I-129 werden aus der Aktivität von Cs-137 berechnet. Die C-14-Aktivität wird aus dem Mittelwert der BE berechnet. ([91] Kap. 5.2)

Weitere Radionuklide werden in Familien eingeteilt und ihre Aktivität durch Korrelation mit den gemessenen Schlüsselnucliden berechnet ([91] Kap. 5.2). Auf Basis der Angaben in [91] wird vermutet, dass die Korrelationen mit dem Code *CESAR 4.33* durchgeführten Aktivitätsberechnungen bestimmt werden, wobei Abbrand bzw. Abklingzeit über die Aktivitätsverhältnisse Eu-154/Cs-137 bzw. Eu-154/Cs-134 bestimmt wird.

Tabelle 39: Messtechnisch bestimmte Radionuklide für CSD-C gemäß [91]

Familie	Schlüsselnuclid(e)	Radionuklide
Familie 1	Co-60	Cl-36, Ca-41, Mn-54, Fe-55, Co-58, Ni-59, Ni-63, Mo-93
Familie 2	Cs-134, Cs-137	Ag-108m, Ag-110m, Cs-135
Familie 3	Sb-125	Se-79, Sb-124, Sn-126
Familie 4	Eu-154	Ce-144 + Pr-144, Pm-147, Sm-151, Eu-152, Eu-155
Familie 5	Nb-94	Sr-90 + Y-90, Zr-93, Zr-95, Nb-95, Tc-99
Familie 6	Ru-106 + Rh-106	Ru-103, Pd-107
Familie 7	Am-141, Cm-244	Ra-226, Pa-231, Np-237, Am-242m, Am-243, Cm-242, Cm-245, Cm-247, Cm-248, Cf-249, Cf-251, Cf-252
Familie 8-a	U-235, U-238	Th-232, U-232, U-233, U-234, U-236
Familie 8-b	Pu-239, Pu-241	Ac-227, Pu-238, Pu-242, Pu-243

Die mit den Aktivitäten der Schlüsselnuclide verbundenen Ungewissheiten beschränken sich im Wesentlichen auf Messunsicherheiten. Diese Messunsicherheiten sind vom eingesetzten Gerät und dem Messverfahren abhängig und können nicht pauschal angegeben werden.

Die Aktivitäten von Radionukliden, die anhand von Korrelationen zu sogenannten Schlüsselnucliden bestimmt wurden, sind mit größeren Ungewissheiten verbunden, als die Aktivitäten der messtechnisch bestimmten Radionuklide. Dies ist dadurch begründet, dass die durch Korrelation bestimmten Radionuklide sowohl mit messtechnischen Ungewissheiten (der Schlüsselnuclide) als auch mit Ungewissheiten, die sich aus den zur Ermittlung der Korrelationen durchgeführten Abbrandrechnungen

ergeben, belegt sind. Aus diesem Grund bestehen für die sonstigen radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung hinsichtlich des Parameters „Radionuklidinventar“ ebenfalls mittlere Datengewissheiten.

Generell ist davon auszugehen, dass die quantitativen Unsicherheiten bei der Inventarermittlung im Rahmen der Verfahrensqualifikation durch das BfS und ggf. in verfahrensbegleitenden Kontrollen beurteilt wurden (siehe z. B. Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) zu den CSD-C-Abfällen [93]). Diesbezügliche Unterlagen sind nicht öffentlich zugänglich und können demnach an dieser Stelle nicht berücksichtigt werden.

10.15.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Bestrahlte BE

In Tabelle 40 sind die Aktivitäten dreier Radionuklide für die in der Schweiz definierten Abfallsorten für bestrahlte BE angegeben. Es ist ersichtlich, dass sich diese je nach Abfallsorte deutlich voneinander unterscheiden. Auch die Unterschiede zwischen Mittel- und Maximalwerten weisen auf die Variabilität der Aktivitäten hin. Bei den in der Schweiz definierten Abfallsorten der BE wird nach KKW sowie Kernbrennstofftyp unterschieden. Da in Deutschland deutlich mehr KKW betrieben wurden als in der Schweiz und ebenfalls sowohl MOX- als auch UO₂-BE eingesetzt wurden, kann davon ausgegangen werden, dass auch hier die Aktivitäten für bestimmte Radionuklide deutlich variieren. Hinzu kommt, dass im Rahmen der Weiterentwicklung von BE der Abbrand erhöht wurde. Da der Abbrand proportional zur Gesamtzahl der Spaltreaktionen ist, geht die Erhöhung des Abbrands zwangsläufig mit einer Erhöhung des Aktivitätsinventars einher. Folglich wird für die bestrahlten BE bezüglich des Parameters „Radionuklidinventar“ eine große Bandbreite angegeben.

Tabelle 40: Aktivitäten von Pu-241, Am-241 und Cm-244 der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66]

Abfallsorte		Pu-241		Am-241		Cm-244	
		Mittel	Max	Mittel	Max	Mittel	Max
BE-PD-UO2-U-HAA	[Bq]	$3,7 \cdot 10^{03}$	$4,3 \cdot 10^{03}$	$1,1 \cdot 10^{05}$	$7,0 \cdot 10^{05}$	$4,3 \cdot 10^{02}$	$3,1 \cdot 10^{03}$
BE-M-UO2-U-HAA	[Bq]	$2,7 \cdot 10^{13}$	$5,5 \cdot 10^{13}$	$2,0 \cdot 10^{13}$	$4,0 \cdot 10^{13}$	$2,8 \cdot 10^{12}$	$5,6 \cdot 10^{12}$
BE-L-UO2-U-HAA	[Bq]	$5,8 \cdot 10^{13}$	$1,2 \cdot 10^{14}$	$2,0 \cdot 10^{13}$	$4,1 \cdot 10^{13}$	$5,5 \cdot 10^{12}$	$1,1 \cdot 10^{13}$
BE-G-UO2-U-HAA	[Bq]	$2,3 \cdot 10^{14}$	$4,6 \cdot 10^{14}$	$8,3 \cdot 10^{13}$	$1,7 \cdot 10^{14}$	$2,0 \cdot 10^{13}$	$4,0 \cdot 10^{13}$
BE-G-MOX-U-HAA	[Bq]	$5,3 \cdot 10^{14}$	$1,1 \cdot 10^{15}$	$4,7 \cdot 10^{14}$	$9,4 \cdot 10^{14}$	$1,2 \cdot 10^{14}$	$2,3 \cdot 10^{14}$
BE-B-UO2-U-HAA	[Bq]	$1,1 \cdot 10^{14}$	$2,2 \cdot 10^{14}$	$5,7 \cdot 10^{13}$	$1,1 \cdot 10^{14}$	$8,8 \cdot 10^{12}$	$1,8 \cdot 10^{13}$
BE-B-MOX-U-HAA	[Bq]	$2,7 \cdot 10^{14}$	$5,4 \cdot 10^{14}$	$2,8 \cdot 10^{14}$	$5,5 \cdot 10^{14}$	$4,9 \cdot 10^{13}$	$9,7 \cdot 10^{13}$

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

In Tabelle 41 sind die Aktivitäten dreier Radionuklide für die in der Schweiz definierten Abfallsorten für radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung angegeben. Auch hier weisen die Unterschiede zwischen Mittel- und Maximalwerten auf die hohe Variabilität der Aktivitäten hin. Da die in Deutschland endzulagernden radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung größtenteils in den selben Anlagen wie die schweizerischen Abfälle aufbereitet wurden, kann davon ausgegangen werden, dass

auch die Aktivitäten dieser Abfälle deutlich variieren. Demzufolge wird für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung bezüglich des Parameters „Radionuklidinventar“ ebenfalls eine große Bandbreite angegeben.

Tabelle 41: Aktivitäten von Pu-241, Am-241 und Cm-244 der schweizerischen Abfallsorten für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [94–97]

Abfallsorte		Pu-241		Am-241		Cm-244	
		Mittel	Max	Mittel	Max	Mittel	Max
WA-F-MX-K1-ATA (CSD-C)	[Bq]	$4,1 \cdot 10^{11}$	$1,3 \cdot 10^{12}$	$3,6 \cdot 10^{11}$	$1,2 \cdot 10^{12}$	$1,0 \cdot 10^{10}$	$5,7 \cdot 10^{10}$
WA-F-KG-K1-HAA (CSD-V)	[Bq]	$1,5 \cdot 10^{11}$	$3,3 \cdot 10^{11}$	$7,8 \cdot 10^{13}$	$1,2 \cdot 10^{14}$	$8,5 \cdot 10^{12}$	$1,3 \cdot 10^{13}$
WA-U-KG-K1-HAA (VR)	[Bq]	$8,5 \cdot 10^{10}$	$1,4 \cdot 10^{11}$	$8,9 \cdot 10^{13}$	$1,2 \cdot 10^{14}$	$3,4 \cdot 10^{12}$	$6,4 \cdot 10^{12}$
WA-F-SG-K1-ATA (CSD-B)	[Bq]	$1,1 \cdot 10^{11}$	$2,2 \cdot 10^{11}$	$7,3 \cdot 10^{11}$	$1,5 \cdot 10^{12}$	$2,8 \cdot 10^{10}$	$5,7 \cdot 10^{10}$

10.15.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des komponentenspezifischen Radionuklidinventars

Für bestrahlte BE sind das Radionuklidinventar⁵⁶ und seine Verteilung⁵⁷ im BE die wichtigsten Parameter für den Sicherheitsnachweis. Dies ist dadurch begründet, dass das Radionuklidinventar die Nachzerfallsleistung und die Strahlungs-dosisleistung bestimmt, die sich auf die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren und des gesamten Endlagers auswirken. Außerdem bildet das Radionuklidinventar den Quellterm, der zur Modellierung der Radionuklidfreisetzung und des Transports verwendet wird. Üblicherweise liefert die BM die größten Beiträge zum Gesamtradionuklidinventar. Bei spezifischen Radionukliden können aber auch andere Komponenten signifikant zum Gesamtradionuklidinventar beitragen. Beispielsweise können metallische Strukturteile einen beträchtlichen Anteil des Gesamtinventars an C-14, das durch die Aktivierung⁵⁸ von N-14 entsteht, enthalten. ([29] Kap. 4.6, 5.1 und 5.11.4, [43] Kap. 3.1.7)

⁵⁶ Die meisten Radionuklide werden durch Neutronenbestrahlung des BSt und der Strukturteile im Reaktor erzeugt ([29] Kap. 5.1). Dabei sind die Art des Kernbrennstoffs, seine chemische Zusammensetzung (einschließlich der anfänglichen U-235-Anreicherung), die Bestrahlungshistorie und die Abklingzeit die Parameter, die sich am meisten auf das Radionuklidinventar und seiner Verteilung im BE zu Beginn der Sicherheitsanalysen auswirken, während andere Parameter (z. B. Dampfblasenkoeffizient, Borkonzentration im Kühlmittel und gewählte Datenbank) einen eher geringen Einfluss auf das Gesamtradionuklidinventar haben ([29] Kap. 4.6, 5.3.4, 5.3.5, 5.11.1 und 5.11.4).

⁵⁷ In bestrahlten BE verteilt sich das Radionuklidinventar im Wesentlichen auf die BM, metallische Strukturteile, Steuerelemente und CRUD (siehe z. B. [29] Table 5-4), wobei SKB und Posiva zu dem Schluss kommen, dass der Beitrag des CRUD-Inventars zum Quellterm vernachlässigbar gering ist ([29] Kap. 3.4).

⁵⁸ Wenn Strukturteile im Reaktor Neutronenstrahlung ausgesetzt sind, führt der Neutroneneinfang zur Bildung von Aktivierungsprodukten. Dabei bestimmen Menge und Zusammensetzung der Strukturteile sowie die Zeit, die das BE im Reaktor verbracht hat, den Gehalt an Aktivierungsprodukten in den Strukturteilen. ([43] Kap. 3.1.5)

Aus den zuvor genannten Gründen werden die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- effektiver Multiplikationsfaktor,
- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen,
- Körperdosen,
- Temperatur an der Gebindeoberfläche,
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich und
- Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters

durch den Parameter „Radionuklidinventar“ beeinflusst.

Inwiefern sich kleine Änderungen des Radionuklidinventars maßgeblich auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirken, kann nicht pauschal bewertet werden, da die Radionuklide unterschiedliche Eigenschaften (z. B. Zerfallsart, ZE, Halbwertszeiten, Freisetzungsraten und Sorptionskoeffizienten) aufweisen und damit auch unterschiedlich auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen einwirken. Während beispielsweise das Spaltproduktinventar die Zielgröße „Temperatur an der Gebindeoberfläche“ maßgeblich beeinflusst (siehe Kapitel 10.26.4), können viele andere Radionuklide in diesem Zusammenhang vernachlässigt werden. Abdeckend wird angegeben, dass sich der Parameter „(Komponentenspezifisches) Radionuklidinventar“ signifikant auf die zuvor benannten sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirkt.

10.15.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des komponentenspezifischen Radionuklidinventars

In den *Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle* für das Endlager Konrad [104] wird das Aktivitätsinventar für verschiedene Radionuklide und Radionuklidgruppen begrenzt, wobei die zulässigen Aktivitäten pro Abfallgebinde aus den Sicherheitsanalysen für die Betriebs- und Nachbetriebsphase (Sicherheitsanalyse für den bestimmungsgemäßen Betrieb, Störfallanalyse, Analyse zur thermischen Beeinflussung des Wirtsgesteins, Analyse zur Kritikalitätssicherheit) ermittelt wurden (Kap. 6.1). Dies macht deutlich, dass das Radionuklidinventar bei der Auslegung der Endlagerbehälter (Faktor „Behälter“), bei der Auslegung der Anlagen des Betriebs (Faktor „Betrieb“) und bei der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (Faktor „NVP“) berücksichtigt werden muss.

Bezüglich der Begrenzung der Aktivität je Endlagergebinde ist davon auszugehen, dass nicht die Aktivität einzelner PG (z. B. BS oder Kokillen), sondern die Summe der in ein Endlagergebinde eingebrachten PG begrenzt wird. Da in einen Endlagerbehälter üblicherweise mehrere PG eingebracht werden, besteht die Möglichkeit Aktivitäten durch Kombination von PG mit niedrigen und hohen Radionuklidinventaren auszugleichen. Aus diesem Grund ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen des Radionuklidinventars nicht signifikant auf den Faktor „Behälter“ auswirken.

Die ASK und organisatorischen Maßnahmen des Betriebs müssen so ausgelegt werden, dass alle BE und Kokillen sicher gehandhabt werden können, ohne dass das Personal unverhältnismäßig hohen Dosisleistungen ausgesetzt ist. Da zur Erfüllung dieses Schutzziels die maximalen Radionuklidinventare (insbesondere der β -/ γ -Strahler) berücksichtigt werden müssen und diese üblicherweise deutlich über den mittleren Radionuklidinventaren liegen (siehe Tabelle 42), ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen des Parameters „Radionuklidinventar“ nicht signifikant auf den Faktor „Betrieb“ auswirken.

Tabelle 42: Aktivitäten von Sr-90, Cs-137 und Am-241 der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66]

Abfallsorte		Sr-90		Cs-137		Am-241	
		Mittel	Max	Mittel	Max	Mittel	Max
BE-PD-UO2-U-HAA	[Bq]	$9,1 \cdot 10^{04}$	$6,7 \cdot 10^{05}$	$3,2 \cdot 10^{06}$	$2,3 \cdot 10^{07}$	$1,1 \cdot 10^{05}$	$7,0 \cdot 10^{05}$
BE-M-UO2-U-HAA	[Bq]	$1,3 \cdot 10^{14}$	$2,7 \cdot 10^{14}$	$2,0 \cdot 10^{14}$	$4,1 \cdot 10^{14}$	$2,0 \cdot 10^{13}$	$4,0 \cdot 10^{13}$
BE-L-UO2-U-HAA	[Bq]	$1,9 \cdot 10^{14}$	$3,9 \cdot 10^{14}$	$2,9 \cdot 10^{14}$	$5,8 \cdot 10^{14}$	$2,0 \cdot 10^{13}$	$4,1 \cdot 10^{13}$
BE-G-UO2-U-HAA	[Bq]	$5,0 \cdot 10^{14}$	$1,0 \cdot 10^{15}$	$7,6 \cdot 10^{14}$	$1,5 \cdot 10^{15}$	$8,3 \cdot 10^{13}$	$1,7 \cdot 10^{14}$
BE-G-MOX-U-HAA	[Bq]	$1,8 \cdot 10^{14}$	$3,5 \cdot 10^{14}$	$5,7 \cdot 10^{14}$	$1,1 \cdot 10^{15}$	$4,7 \cdot 10^{14}$	$9,4 \cdot 10^{14}$
BE-B-UO2-U-HAA	[Bq]	$3,1 \cdot 10^{14}$	$6,2 \cdot 10^{14}$	$4,7 \cdot 10^{14}$	$9,3 \cdot 10^{14}$	$5,7 \cdot 10^{13}$	$1,1 \cdot 10^{14}$
BE-B-MOX-U-HAA	[Bq]	$1,0 \cdot 10^{14}$	$2,0 \cdot 10^{14}$	$3,2 \cdot 10^{14}$	$6,3 \cdot 10^{14}$	$2,8 \cdot 10^{14}$	$5,5 \cdot 10^{14}$

Für die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren ist weniger das Radionuklid einzelner PG als das Radionuklidinventar in einem Endlagergebäude bzw. in einem Einlagerungsbereich maßgeblich. Aus diesem Grund wird davon ausgegangen, dass sich kleine Änderungen des Radionuklidinventars nicht signifikant auf den Faktor „NVP“ auswirken.

10.16 Gesamtaktivität

10.16.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Die abdeckende Gesamt- α -Aktivität und die Gesamt- β -/ γ -Aktivität (inkl. Referenzdatum) müssen gemäß *AtEV* [6] sowohl für bestrahlte BE und Brennelementkannen als auch für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung angegeben werden (siehe Erf.-IDs 052g und 052h in Tabelle 60 in Anhang A3).

10.16.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Da sich die Gesamtaktivität aus der Summe von Einzelaktivitäten ergibt, werden die Begründungen zur Abschätzung der Datenungewissheiten des Parameters „Radionuklidinventar“ (siehe Kapitel 10.15.2) auf den Parameter „Gesamtaktivität“ übertragen.

10.16.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Da sich die Gesamtaktivität aus der Summe von Einzelaktivitäten ergibt, werden die Begründungen zur Abschätzung der Bandbreite des Parameters „Radionuklidinventar“ (siehe Kapitel 10.15.3) auf den Parameter „Gesamtaktivität“ übertragen.

10.16.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Gesamtaktivität

Die Gesamtaktivität setzt sich aus der Summe der Einzelaktivitäten zusammen. Während sich die Einzelaktivitäten der Radionuklide auf die meisten sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirken (siehe 10.15.4), wird davon ausgegangen, dass kein relevanter Zusammenhang zwischen dem Parameter

„Gesamtaktivität“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen besteht. Dies ist dadurch begründet, dass die Gesamtaktivität aufgrund der unterschiedlichen Eigenschaften der Radionuklide (z. B. Halbwertszeiten, Dosis- und Sorptionskoeffizienten) in den Quelltermen von Sicherheitsanalysen nicht berücksichtigt werden kann. Stattdessen werden – beispielsweise durch Anwendung von Screening-Verfahren (siehe z. B. [29] Kap. 5.6) – relevante Radionuklide bestimmt, auf die die Quellterme beschränkt werden.

10.16.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Gesamtaktivität

Sofern nicht alle Radionuklide einzeln ausgewiesen werden⁵⁹, können die Parameter „Gesamtaktivität der α -Strahler“ bzw. „Gesamtaktivität der β -/ γ -Strahler“ als Radionuklidgruppen verstanden werden, auf die die Bewertung der Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Radionuklidinventars (siehe Kapitel 10.15.5) übertragen werden können.

10.17 Gasförmige (und flüchtige) Radionuklide

Das Radionuklidinventar der hochradioaktiven Abfälle wird im Wesentlichen während der Bestrahlung von BE in Kernreaktoren gebildet. Die durch Neutroneneinfang gebildeten Actinoide gehen üblicherweise feste Verbindungen mit der UO_2 -Matrix ein, indem sie Uranatome im Kristallgitter substituieren. Spalt- und Aktivierungsprodukte können hingegen in vielen verschiedenen Formen (z. B. Gasbläschen, Metallausscheidungen, Oxidausscheidungen (auch Grauphase genannt) oder in die UO_2 -Matrix eingebunden) in der UO_2 -Matrix vorliegen. Die gasförmigen Spaltprodukte (Spaltgase z. B. Xe und Kr) haben eine sehr geringe Löslichkeit in UO_2 und können durch die Porenstruktur und Risse des Brennstoffpellets in das Brennstabplenum diffundieren⁶⁰. Zusätzlich werden während der Bestrahlung Radionuklide mit einer hohen Mobilität oder einem hohen Diffusionskoeffizienten (z. B. Radionuklide der Elemente Cs, I, Cl) durch thermische oder athermische Diffusion aus der UO_2 -Matrix ausgetrieben und wandern in die im BS vorhandenen makroskopischen oder mikroskopischen Hohlräume⁶¹. ([29] Kap. 3.2 und 3.3)

Aufgrund des α -Zerfalls der Actinoiden wird innerhalb der bestrahlten BE außerdem Helium gebildet, wobei die Heliumproduktionsrate vom Abbrand des Kernbrennstoffs abhängig ist. Nachdem sich sie Partikel (Helium-Kerne) in der BM verlangsamt haben, bilden sie gasförmiges Helium. Da gasförmiges Helium stabil und inert ist, nimmt die Heliummenge solange zu, wie α -Zerfälle stattfinden, d. h. solange wie Uran oder andere Actinoiden in den bestrahlten BE vorhanden sind. ([29] Kap. 3.3)

Aufgrund ihrer besonderen Bedeutung hinsichtlich der Freisetzung des Radionuklidinventars, werden die gasförmigen und flüchtigen Radionukliden als separater Parameter geführt, auch wenn sie bereits im Parameter „(Komponentenspezifisches) Radionuklidinventar“ (siehe Kapitel 10.15) enthalten sind.

⁵⁹ Dies entspricht beispielsweise der Vorgehensweise in [104]. Dort wird für die verschiedenen Endlagerbehälter neben dem Aktivitätsinventar einzelner Radionuklide auch das Aktivitätsinventar „sonstiger α -Strahler“ sowie „sonstiger β -/ γ -Strahler“ begrenzt.

⁶⁰ Der Anteil der Spaltgase, der typischerweise in das Plenum freigesetzt und bei einer Untersuchung nach der Bestrahlung gemessen oder in Abhängigkeit vom Abbrand berechnet werden kann, wird als FGR bezeichnet.

⁶¹ Das Radionuklidinventar solcher Hohlräume wird als IRF bezeichnet.

10.17.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Die relevanten flüchtigen Radionuklide (inkl. Referenzdatum der Aktivitätsangabe) müssen gemäß *AtEV* [6] sowohl für bestrahlte BE und Brennelementkannen als auch für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung angegeben werden (siehe Erf.-IDs 052d in Tabelle 60 in Anhang A3). Wie bereits in Kapitel 10.15.1 erläutert, werden in der *AtEV* nur Beispiele (i.e. H-3, Kr-85, C-14, I-129 und Rn-222 (als Ra-226)) für die zu erfassenden flüchtigen Radionuklide angegeben.

10.17.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Da die gasförmigen und flüchtigen Radionuklide Teil des Radionuklidinventars sind, wird für diesen Parameter analog zum Parameter „(Komponentenspezifisches) Radionuklidinventar“ eine mittlere Datenungewissheit angegeben.

10.17.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Da die gasförmigen und flüchtigen Radionuklide Teil des Radionuklidinventars sind, wird für diesen Parameter analog zum Parameter „(Komponentenspezifisches) Radionuklidinventar“ eine große Bandbreite angegeben.

10.17.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der gasförmigen und flüchtigen Radionuklide

In Freisetzungsmodellen wird üblicherweise zwischen gradueller und instantaner Freisetzung unterschieden. Dabei beschreibt die IRF den Anteil des Radionuklidinventars, von dem angenommen wird, dass er bei Kontakt mit Lösungen deutlich schneller freigesetzt wird, als es bei gradueller Freisetzung (z. B. infolge der Auflösung der BM) der Fall wäre. Eine IRF wird insbesondere für Spaltgase und flüchtige Radionuklide, die auf Korngrenzen und in Hohlräume migrieren, angesetzt. Demzufolge besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Gasförmige (und flüchtige) Radionuklide“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich und
- Zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen.

Da angenommen wird, dass die gasförmigen und flüchtigen Radionuklide (zumindest teilweise) schneller freigesetzt werden, ist davon auszugehen, dass sich Aktivitätsänderungen dieser Radionuklide auch stärker auf den Radionuklidaustrag aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren sowie Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich auswirken. Aus diesem Grund werden diese Zusammenhänge als signifikant bewertet.

Inwiefern sich kleine Änderungen des gasförmigen und flüchtigen Radionuklidinventars maßgeblich auf die zusätzliche, jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen auswirken, kann nicht pauschal bewertet werden, da die Radionuklide unterschiedliche Eigenschaften (z. B. Halbwertszeiten, Sorptions- und Dosiskoeffizienten) aufweisen und damit auch unterschiedlich stark auf diese sicherheitsrelevante Zielgröße einwirken. Abdeckend wird davon ausgegangen, dass sich der Parameter „Gasförmige (und flüchtige) Radionuklide“ signifikant auf diese Zielgröße auswirkt.

Durch die Freisetzung von Spaltgasen sowie die Bildung von Helium aufgrund des α -Zerfalls der Actinoiden kann es innerhalb des Endlagerbehälters zu einem Druckaufbau kommen, der wiederum zur Beeinträchtigung der Behälterintegrität führen könnte. Aus diesem Grund besteht auch ein Zu-

sammenhang zwischen dem Parameter „Gasförmige (und flüchtige) Radionuklide“ und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters“. Da davon auszugehen ist, dass bei der Auslegung der Endlagerbehälter gewisse Sicherheitsfaktoren berücksichtigt werden, wird erwartet, dass sich geringe Änderungen des Inventars an gasförmigen und flüchtigen Radionukliden nicht signifikant auf diese Zielgröße auswirken.

10.17.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der gasförmigen und flüchtigen Radionuklide

Da gasförmige Radionuklide besonders mobil sind, ist der Parameter „Gasförmige (und flüchtige) Radionuklide“ bei der Auslegung der Endlagerbehälter prinzipiell zu berücksichtigen. Da

- die HR (bestrahlte BE) gasdicht verschlossen sind,
- die Gasbildung bei den verglasten radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitung nicht von Bedeutung ist ([92] Kap. 2) und
- Aerosole bei den CSD-C durch Sintermetallfilter zurückgehalten werden ([93] Kap. 4)

ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen des Parameters „Gasförmige (und flüchtige) Radionuklide“ bei diesen Abfällen nicht signifikant auf den Faktor „Behälter“ auswirken.

In [104] werden infolge der Sicherheitsanalyse für den bestimmungsgemäßen Betrieb die Aktivitäten der Radionuklide H-3, C-14, Kr-85, I-129 und Ra-226 begrenzt. Dies zeigt, dass die gasförmigen und flüchtigen Radionuklide für den Betrieb von besonderer Bedeutung sind, sodass ein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und dem Faktor „Betrieb“ besteht. Wie bereits beschrieben, werden die PG (HR und Kokillen) gasdicht verschlossen. Demzufolge ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen des Parameters „Gasförmige (und flüchtige) Radionuklide“ nicht signifikant auf den Faktor „Betrieb“ auswirken.

(Geo-)technische Barrieren weisen für Radionuklide in der Gasphase eine andere Durchlässigkeit auf als für Radionuklide in Lösung. Demzufolge muss der Parameter „Gasförmige (und flüchtige) Radionuklide“ bei der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (Faktor „NVP“) berücksichtigt werden. Da die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren aber primär von anderen Parametern (wie z. B. dem erwarteten geochemischen Milieu) beeinflusst wird, wird der Zusammenhang als nicht signifikant bewertet.

10.18 (Ursprünglicher) Anreicherungsgrad bzw. Anreicherung

Bei dem natürlich vorkommenden U-235 Gehalt von 0,72 % ist eine kritische Anordnung aus Uran und Leichtwasser nicht möglich ([78] Kap. 16.2.2). Aus diesem Grund wird der U-235-Gehalt angereichert, wobei verschiedene Verfahren (z. B. Gasdiffusion und Gaszentrifuge) eingesetzt werden.

10.18.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Gemäß *AtEV* [6] ist für jedes bestrahlte BE der maximale U-235-Anreicherungsgrad anzugeben (siehe Erf.-ID 058a in Tabelle 60 in Anhang A3). Außerdem muss für jeden BS eines BE die Anreicherung angegeben werden (siehe Erf.-ID 021a in Tabelle 60 in Anhang A3).

10.18.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Der Anteil des spaltbaren U-235 kann z. B. durch Gammaskopie bestimmt werden [105]. Dabei ist die 185,7-keV-Gammalinie die am häufigsten verwendete Signatur zur Messung der U-235-

Anreicherung. In jeder über den natürlichen U-235-Gehalt hinaus angereicherten Uranprobe, ist sie die auffälligste einzelne Gammalinie [105]. Bei wiederaufbereiteten BSt kann es dabei allerdings zu Interferenzen mit der 186-keV-Gammastrahlung von Ra-226 kommen.

Zwar sind Messunsicherheiten vom eingesetzten Gerät und dem Messverfahren abhängig und können nicht pauschal angegeben werden, da die genaue Kenntnis der (teilweise axial variierenden) Anreicherung jedes BS aber essentiell für den sicheren und effizienten Betrieb eines Reaktors ist, kann davon ausgegangen werden, dass bezüglich des Parameters „Anreicherung“ nur geringe Daten-
ungewissheiten bestehen.

10.18.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Mit der Weiterentwicklung von BE hat die Anreicherung zugenommen. Zunächst waren U-235-Anreicherungen von etwa 2 % (und Abbrände von etwa 20 GWd/tU) üblich. In den 1970er Jahren betragen die Anreicherungen dann ca. 3 % 235-U bis 3,3 % 235-U (und die Abbrände lagen bei etwa 30 GWd/tU). Heute betragen Anreicherungen knapp unter 5 % (und die Abbrände 60 GWd/tU und mehr). ([77] Kap. 2.1 und [106] Kap. 1)

Aufgrund dieser Entwicklung wird für den Parameter „Anreicherung“ eine große Bandbreite angegeben.

10.18.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Anreicherung

Trifft ein langsames (thermisches) Neutron auf einen Atomkern des U-235, wird es in den Kern aufgenommen. Der hochangeregte Zwischenkern des U-236, dessen Lebensdauer nur etwa 10^{-14} Sekunden beträgt, versucht seine Anregungsenergie abzugeben, wobei es in etwa sechs von sieben Fällen zu einer Kernspaltung kommt ([101] Kap. 4.2). Da die Anreicherung die Menge des spaltbaren U-235 in der BM bestimmt, finden demzufolge bei höherer Anreicherung auch mehr spaltprodukt-erzeugende Kernspaltungen statt, sodass mehr Spaltprodukte entstehen. Folglich besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Anreicherung“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen, die durch das Radionuklidinventar und die vom Radionuklidinventar abhängigen Parameter (z. B. Nachzerfalls- und Strahlungsdosisleistung) beeinflusst werden. Konkret sind dies alle identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen mit Ausnahme der Zielgröße „Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren“.

Natürlich vorkommendes Uran, das nur etwa 0,72 % spaltbares U-235 enthält, kann nur mit Graphit oder schwerem Wasser als Abbremsmaterial den kritischen Zustand erreichen. Um dies auch mit anderen Abbremssubstanzen wie z. B. Leichtwasser zu erreichen, muss der Anreicherungsgrad des U-235 erhöht werden. Unter gleichbleibenden Moderationsbedingungen bewirkt eine Zunahme des Anreicherungsgrads eine Erhöhung des effektiven Multiplikationsfaktors, da die nicht zur Spaltung führenden Neutroneneinfänge in den thermisch nicht spaltbaren Isotopen wie U-238 oder Pu-240 relativ vermindert werden. ([72] Kap. 1.2.2 und 1.3) Folglich besteht ein signifikanter Zusammenhang zwischen der sicherheitsrelevanten Zielgröße „effektiver Multiplikationsfaktor“ und dem Parameter „Anreicherung“.

In [29] wurde für die Berechnungen des Radionuklidinventars eine U-235-Anreicherung von 4,2 % angesetzt. Geringe Erhöhungen der U-235-Anreicherung auf bis zu 5 % hatten dabei keine signifikante Auswirkung auf die Quellterme und die Langzeitsicherheit. Konkret bedeutet dies, dass die Veränderungen bei den Radionukliden, die sich am stärksten auf die Langzeitsicherheit auswirken, geringfügig waren und höchstens in der Größenordnung von ein paar Prozent lagen. Zwar erhöhte sich das Inventar einiger Radionuklide (z. B. U-235 und seine Töchter) um einige zehn Prozent, dies

wurde aber vernachlässigt, da diese Radionuklide insgesamt keine erheblichen Auswirkungen auf das langzeitrelevante Radionuklidinventar hatten. Bei anderen Radionukliden (z. B. Curium-Isotope) nahm das Aktivitätsinventar in Folge der Erhöhung sogar ab. ([29] Kap. 4.6 und 5.3.3)

Basierend auf den Ergebnissen dieser Berechnungen wird davon ausgegangen, dass sich Änderungen des Parameters „Anreicherung“ nicht signifikant auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen,
- Körperdosen,
- Temperatur an der Gebindeoberfläche,
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich und
- Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters

auswirken.

10.18.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Anreicherung

Der Anreicherungsgrad wirkt sich maßgeblich auf das Radionuklidinventar aus (siehe Kapitel 9.3.2). Da ein Zusammenhang zwischen dem Radionuklidinventar und den drei identifizierten Faktoren besteht (siehe Kapitel 10.15.5), besteht demzufolge auch ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „(Ursprünglicher) Anreicherungsgrad bzw. Anreicherung“ und den drei Faktoren.

Da sich kleine Änderungen des Radionuklidinventars mutmaßlich nicht signifikant auf die drei Faktoren auswirken (siehe Kapitel 10.15.5), ist auch davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen des Anreicherungsgrads nicht signifikant auf die drei Faktoren auswirken.

10.19 Abbrand des Kernbrennstoffs

10.19.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Gemäß *AtEV* [6] ist für jedes bestrahlte BE der mittlere Endladeabbrand und für jeden BS in einem Köcher der mittlere Abbrand anzugeben (siehe Erf.-ID 057c in Tabelle 60 in Anhang A3). Außerdem ist für Kugelbrennelemente

- der mittlere Abbrand der Kugelbrennelemente in einer Brennelementkanne,
- der höchste Abbrand einer Brennelementkugel in einer Kanne und
- die Abbrand-Verteilung der Kugeln in einer Brennelementkanne

anzugeben (siehe Erf.-IDs 059a-c in Tabelle 60 in Anhang A3).

10.19.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungleichheiten

Gemäß *KTA 3101.2* [103] werden die sicherheitstechnischen Kenngrößen mittlerer Kernabbrand, Brennstababbrand und lokaler Abbrand mit Hilfe von nuklearen Berechnungssystemen ermittelt. Mögliche Messgrößen sind das Zeitintegral der Leistung sowie die Leistungsdichteverteilung.

Da die in KKW eingesetzten nuklearen Berechnungssysteme verifiziert und validiert sein müssen (siehe Kapitel 10.15.2), bestehen bezüglich des Parameters „Abbrand des Kernbrennstoffs“ nur geringe Datenungleichheiten. Diese Einschätzung wird dadurch gestützt, dass in [42], Kap. 6.2.6 angegeben wird, dass der Gehalt an Spaltprodukten hauptsächlich durch den Abbrand bestimmt wird und die Ungewissheiten deshalb klein (typischerweise +/- 5 %) seien. Daraus lässt sich schließen, dass auch die Ungewissheiten bezüglich des Abbrands klein sind.

10.19.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Wie bereits im Kapitel 10.18.3 beschrieben, haben mit der Weiterentwicklung von BE die Abbrände zugenommen. Zunächst waren Abbrände von etwa 20 GWd/tU (bei U-235-Anreicherungen von etwa 2 %) üblich. In den 1970er Jahren lagen die Abbrände dann bei etwa 30 GWd/tU (bei Anreicherungen von ca. 3 % 235-U bis 3,3 % 235-U). Heute betragen die Abbrände 60 GWd/tU und mehr (bei Anreicherungen knapp unter 5 %). ([77] Kap. 2.1 und [106] Kap. 1)

Hinzu kommt, dass der maximale Abbrand eines BE in der Regel 10 % höher ist als der durchschnittliche Abbrand und die Variabilität des Abbrands innerhalb eines einzelnen BE sogar noch größer sein kann ([29] Kap. 3.1).

Aufgrund der Variabilität des Abbrands wird für diesen Parameter eine große Bandbreite angegeben.

10.19.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Abbrands

Die von einer Masseneinheit BSt erzeugte Energie (Abbrand) ist proportional zur Gesamtzahl der Spaltreaktionen in dieser Menge. Und auch die über die Zeit integrierten Neutronenflüsse, die zur Aktivierung durch Neutroneneinfang von Radionukliden führen, folgen dem Abbrand ([43] Kap. 3.1.5). Da ein hoher Abbrand demzufolge zu einem höheren Gehalt an Spaltprodukten und Aktivierungsprodukten sowie einem veränderten⁶² Gehalt an Transuranelementen führt, wird das Radionuklidinventar sowie die vom Radionuklidinventar abhängigen Parameter (z. B. Nachzerfalls- und Dosisstrahlungsleistung) durch diesen Parameter beeinflusst. Demzufolge besteht – mit Ausnahme der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren“ – ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Abbrand des Kernbrennstoffs“ und allen identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen. Da der Abbrand der Parameter mit dem größten Einfluss auf das Radionuklidinventar ist ([43] Kap. 3.1.5 und [29] Kap. 5.3), werden diese Zusammenhänge als signifikant eingestuft.

10.19.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Abbrands

Der Abbrand wirkt sich maßgeblich auf das Radionuklidinventar aus (siehe Kapitel 9.3.2). Da ein Zusammenhang zwischen dem Radionuklidinventar und den drei identifizierten Faktoren besteht (siehe Kapitel 10.15.5), besteht demzufolge auch ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Abbrand des Kernbrennstoffs“ und den drei Faktoren.

Da sich kleine Änderungen des Radionuklidinventars mutmaßlich nicht signifikant auf die drei Faktoren auswirken (siehe Kapitel 10.15.5), ist auch davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen des Abbrands nicht signifikant auf die drei Faktoren auswirken.

⁶² Die Beziehung zwischen dem Gehalt an Transuranen und dem Abbrand ist nicht linear. Beispielsweise wird zunächst mehr Pu-239 produziert als verbraucht. Ab einem Abbrand von ungefähr 40 MWd/kgU wird Pu-239 aber im gleichen Maße produziert wie verbraucht, sodass die Aktivität von Pu-239 bei den Abbränden 40 MWd/kgU und 60 MWd/kgU fast gleich ist. Bei anderen Transuranen ist deren Erzeugung bei der letzten produzierten MWh höher als bei der ersten, sodass deren Gehalt bei Annahme einer linearen Beziehung unterschätzt wird. ([29] Kap. 5.3.1 und [42] Kap. 6.2.6)

10.20 Strahlungsdosisleistung

10.20.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Die Mittelwerte der gemessenen Oberflächendosisleistung (γ -Strahler und Neutronen) an der Behältermantelfläche (inkl. Messdatum) muss gemäß *AtEV* [6] sowohl für bestrahlte BE als auch für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung angegeben werden (siehe Erf.-IDs 055d und 055e in Tabelle 60 in Anhang A3). Des Weiteren sind für bestrahlte BE und Brennelementkannen die abdeckenden Neutronen- und Gammaquellstärken anzugeben (siehe Erf.-IDs 055b und 055c in Tabelle 60 in Anhang A3).

Es wird darauf hingewiesen, dass sich die gemäß *AtEV* [6] erforderlichen Angaben zur Oberflächendosisleistungen auf Behälter beziehen, die vermutlich nicht den Endlagerbehältern entsprechen.

10.20.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Die Strahlungsdosisleistung kann sowohl gemessen als auch anhand des Aktivitätsinventars und ggf. wirksamen Abschirmmaterialien berechnet (z. B. mit der Software *MicroShield*®) werden.

Die mit der gemessenen Dosisleistung verbundenen Ungewissheiten beschränken sich im Wesentlichen auf Messunsicherheiten. Diese Messunsicherheiten sind vom eingesetzten Gerät und dem verwendeten Verfahren abhängig. Bei der Berechnung von Strahlungsdosisleistungen mittels Software hängen die Ungewissheiten von der eingesetzten Software und den dort definierten Randbedingungen (z. B. Geometrie und Auflösung) ab. Da für qualifizierende Messungen nur regelmäßig geprüfte Messgeräte zum Einsatz kommen und Messanweisungen befolgt werden müssen, bestehen bezüglich des Parameters „Strahlungsdosisleistung“ entsprechend nur geringe Datenungewissheiten.

10.20.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

In Tabelle 43 sind die Oberflächendosisleistungen für die in der Schweiz definierten Abfallsorten für bestrahlte BE angegeben. Es ist ersichtlich, dass sich diese je nach Abfallsorte deutlich voneinander unterscheiden. Zusätzlich weisen die Unterschiede zwischen Mittel- und Maximalwerten auf die Variabilität der Oberflächendosisleistungen hin. Bei den in der Schweiz definierten Abfallsorten der BE wird nach KKW sowie Kernbrennstofftyp unterschieden. Da in Deutschland deutlich mehr KKW betrieben wurden als in der Schweiz und ebenfalls sowohl MOX- als auch UO₂-BE eingesetzt wurden, kann davon ausgegangen werden, dass die Oberflächendosisleistungen auch bei den deutschen Abfällen deutlich variieren. Hinzu kommt, dass die Oberflächendosisleistung mit der Zeit abnimmt und sich die Alter der BE deutlich voneinander unterscheiden. Folglich wird für die bestrahlten BE bezüglich des Parameters „Strahlungsdosisleistung“ eine große Bandbreite angegeben.

Tabelle 43: Oberflächendosisleistung der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66]

Abfallsorte		Gamma		Neutronen	
		Mittel	Max	Mittel	Max
BE-PD-UO2-U-HAA	[mSv/h]	$6,6 \cdot 10^{-04}$	$4,5 \cdot 10^{-03}$	$1,0 \cdot 10^{-04}$	$1,0 \cdot 10^{-04}$
BE-M-UO2-U-HAA	[mSv/h]	$5,3 \cdot 10^{04}$	$1,1 \cdot 10^{05}$	1,5	3,0
BE-L-UO2-U-HAA	[mSv/h]	$7,2 \cdot 10^{04}$	$1,4 \cdot 10^{05}$	2,0	4,0
BE-G-UO2-U-HAA	[mSv/h]	$1,9 \cdot 10^{05}$	$3,8 \cdot 10^{05}$	8,0	16
BE-G-MOX-U-HAA	[mSv/h]	$1,4 \cdot 10^{05}$	$2,8 \cdot 10^{05}$	61	120
BE-B-UO2-U-HAA	[mSv/h]	$1,1 \cdot 10^{05}$	$2,2 \cdot 10^{05}$	3,0	6,5
BE-B-MOX-U-HAA	[mSv/h]	$7,5 \cdot 10^{04}$	$1,5 \cdot 10^{05}$	26	51

In Tabelle 44 sind die Oberflächendosisleistungen für die in der Schweiz definierten Abfallsorten aus der Wiederaufbereitung angegeben. Die Unterschiede zwischen Mittel- und Maximalwerten weisen auf eine Variabilität der Oberflächendosisleistungen hin. Da die in Deutschland endzulagernden radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung größtenteils in denselben Anlagen wie die schweizerischen Abfälle aufbereitet wurden, kann davon ausgegangen werden, dass auch die Oberflächendosisleistungen dieser Abfälle in einem ähnlichen Maß variieren. Demzufolge wird für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung bezüglich des Parameters „Oberflächendosisleistung“ ebenfalls eine große Bandbreite angegeben.

Tabelle 44: Oberflächendosisleistung der schweizerischen Abfallsorten für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [94–97]

Abfallsorte		Gamma		Neutronen	
		Mittel	Max	Mittel	Max
WA-F-MX-K1-ATA (CSD-C)	[mSv/h]	$7,4 \cdot 10^{02}$	$1,7 \cdot 10^{03}$	-	-
WA-F-KG-K1-HAA (CSD-V)	[mSv/h]	$3,0 \cdot 10^{05}$	$3,4 \cdot 10^{05}$	17	25
WA-U-KG-K1-HAA (VR)	[mSv/h]	$2,9 \cdot 10^{05}$	$3,7 \cdot 10^{05}$	17	24
WA-F-SG-K1-ATA (CSD-B)	[mSv/h]	$5,0 \cdot 10^{03}$	$1,0 \cdot 10^{04}$	-	-

10.20.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Strahlungsdosisleistung

Die Auswirkungen der Strahlungsdosisleistung, die den betrieblichen Strahlenschutz und die Auslegung der Endlagerbehälter beeinflussen, werden in Kapitel 10.20.5 behandelt. Da die Strahlungsdosisleistung außerdem die in den folgenden Kapiteln beschriebenen Prozesse beeinflussen kann, ist sie auch im Rahmen der Sicherheitsanalysen zu berücksichtigen.

10.20.4.1 Brennstoffkorrosion (auch Brennstoffauflösung)

Die Mehrheit (> 90 %) der Radionuklide wird in der BM zurückgehalten. Folglich bestimmt die Korrosion der BM die Freisetzung der Radionuklide ([29] Kap. 6.3.3). Die Korrosion von Kernbrennstoffen beginnt erst dann, wenn diese mit Wasserdampf oder wässrigen Lösungen in Kontakt kommen. Da die in der Kernbrennstoffmatrix enthaltenen Radionuklide zerfallen und dabei ionisierende Strahlung freigeben, finden in der Lösung radiolytische Prozesse statt, die zur Bildung oxidierender und reduzierender Radiolyseprodukte führen ([9] Kap. 64).

In den FEP-Katalogen zu den Forschungsprojekten VSG (Steinsalz), ANSICHT (Tongestein) und CHRISTA (Kristallingestein) wird angegeben, dass die Dosisleistung der BE das Ausmaß der Brennstoffkorrosion und der Radiolyse erheblich beeinflusst, wobei sich die Brennstoffkorrosionsrate mit zunehmenden Alter (und abnehmender Dosisleistung) des Kernbrennstoffs signifikant verringert ([9] Kap. 64, [10] Kap. 53, [12] Kap. 15, [13] Kap. 50, [14] Kap. 55 und [15] Kap. 52). Auch in [29], Kap. 6.3.3 wird die Abhängigkeit der oxidativen⁶³ Auflösungsrate der BM von der Aktivität, den Prozessen an der Brennstoff/Wasser-Grenzfläche und der Nettobilanz der oxidierenden und reduzierenden Radiolyseprodukte beschrieben. Demnach nimmt die Auflösungsrate mit zunehmender α -Aktivität zu, wobei es scheinbar einen Grenzwert gibt, der überschritten werden muss, damit sich die α -Aktivität auf die Auflösungsrate auswirkt. In Anwesenheit von Reduktionsmitteln (z. B. H₂ oder gelöstes Eisen) verschiebt sich dieser Grenzwert zu höheren α -Aktivitäten.

10.20.4.2 Radiolyse von wässrigen Lösungen

Bei der Radiolyse von wässrigen Lösungen kann zwischen der inneren Radiolyse (im Endlagergebäude) und der äußeren Radiolyse (außerhalb des Endlagergebäudes) unterschieden werden.

Innere Radiolyse

Die Restfeuchte innerhalb des Endlagergebäudes wird zunächst im Wesentlichen durch γ -Strahlung radiolytisch zersetzt, während die radiolytische Zersetzung durch α -Strahlung zunächst eine untergeordnete Rolle spielt. Die radiolytische Zersetzung führt zur Bildung von gasförmigen oder gelöst vorliegenden, molekularen Bestrahlungsprodukten und somit zu einer lokalen Veränderung des geochemischen Milieus⁶⁴. Der genaue Mechanismus und die Ausbeute der verschiedenen Bestrahlungsprodukte sind dabei von der Art der ionisierenden Strahlung, der Dosisleistung und den Lösungsinhaltsstoffen abhängig. ([9] Kap. 80, [10] Kap. 70, [12] Kap. 39, [13] Kap. 74, [14] Kap. 79 und [15] Kap. 78)

Generell sind die Auswirkungen der inneren Radiolyse gegenüber den Auswirkungen der äußeren Radiolyse vernachlässigbar ([9] Kap. 80 mit Verweis auf [107]).

Äußere Radiolyse

In welchen Komponenten Wasser bzw. Lösungen anwesend sind, die radiolytisch zersetzt werden können, ist vom Endlagerkonzept abhängig (siehe Tabelle 45):

⁶³ In [29], Kap. 6.3.3 wird zwischen der chemischen Auflösungsrate und der oxidativen Auflösungsrate unterschieden.

Die chemische Auflösungsrate hängt von der Löslichkeit von UO₂ im Grundwasser ab und kann in den finnischen Sicherheitsanalysen aufgrund der relativ schnellen Sättigung der in einem Endlagerbehälter befindlichen Lösung mit U(IV) vernachlässigt werden.

⁶⁴ Dieser Effekt ist besonders bei der α -Radiolyse ausgeprägt, bei der sich oxidierende Bedingungen einstellen.

Tabelle 45: Komponenten mit Wasser- bzw. Lösungsinventar nach Endlagerkonzepten

Wirtsgestein	Endlagerkonzept	Lagerkonzept	Komponente	Art	Referenz
Steinsalz		Bohrlochlagerung	Verfüllmaterial (Quarzsand)	Feuchte	[9] Kap. 80
Tongestein	Nord	Bohrlochlagerung (rückholbare Kokillen)	Sandverfüllung	Feuchte	[10] Kap. 70
	Süd	Streckenlagerung (POLLUX [®] -Behälter)	Versatz	Lösungen	[12] Kap. 39
Kristallingestein	mKBS-3	Bohrlochlagerung (in BSK-RCu)	tonhaltigen Versatz, Kluftverschluss und Auflockerungszone	Feuchtigkeit	[13] Kap. 74
	überlagernder ewG	Streckenlagerung (POLLUX [®] -Behälter und CASTOR [®] -Behälter)	<i>Buffer</i> ⁶⁵ und Versatz	Feuchtigkeit	[14] Kap. 79
	multipler ewG	Bohrlochlagerung (BSK-RCu)	Sandversatz, tonhaltiger Verschluss und Kluftverschluss	Feuchtigkeit	[15] Kap. 78

Solange der radioaktive Abfall durch den Endlagerbehälter physikalisch von der vorhandenen Lösung getrennt ist (auslegungsgemäß mindestens 500 Jahre), sind außerhalb des Endlagerbehälters nur die Auswirkungen der Radiolyse durch γ - und Neutronenstrahlung zu betrachten. Während die γ - und Neutronen-Dosisleistung bei selbstabschirmenden Endlagerbehältern (z. B. POLLUX[®]) so gering ist, dass es nicht zu einer nennenswerten Radiolyse kommen kann, liegt die Oberflächendosisleistung bei nicht selbstabschirmenden Endlagerbehältern (z. B. HAW-Kokille) zum Zeitpunkt der Einlagerung in der Größenordnung von wenigen 100 Gy/h ([108] Kap. 2.2) und wird im Wesentlichen von relativ kurzlebigen Aktivierungs- und Spaltprodukten hervorgerufen. Nach etwa 500 Jahren wird dann wegen des Zerfalls wichtiger γ - und β -Strahler die durch α -Strahlung verursachte Radiolyse dominieren. Aufgrund ihrer geringen Reichweite kann sie aber nur in der näheren Umgebung von freigesetzten α -strahlenden Radionuklide stattfinden. ([9] Kap. 80, [10] Kap. 70, [13] Kap. 74, [14] Kap. 79 und [15] Kap. 78)

Wie bereits beschrieben, führt die radiolytische Zersetzung von Lösungen zur Bildung von gasförmigen oder gelöst vorliegenden, molekularen Bestrahlungsprodukten und somit zu einer lokalen

⁶⁵ Der *Buffer* (deutsch „Puffer“) soll den Lösungszutritt bzw. -abfluss zum/vom Endlagerbehälter bzw. Innenliner begrenzen, das hydrochemische Milieu stabilisieren und zur Radionuklidrückhaltung sowie Lagestabilisierung beitragen. Bei dem *Buffer* kann es sich z. B. um Bentonitblöcke, Bentonitgranulat (Kristallingestein) oder aufbereitetes Ausbruchmaterial (Tongestein) handeln. ([14] Kap. 6 und [10] Kap. 33)

Veränderung des geochemischen Milieus, wobei der genaue Mechanismus und die Ausbeute der verschiedenen Bestrahlungsprodukte von der Art der ionisierenden Strahlung, der Dosisleistung und den Lösungsinhaltsstoffen abhängen. ([9] Kap. 80, [10] Kap. 70, [12] Kap. 39, [13] Kap. 74, [14] Kap. 79 und [15] Kap. 78)

Die Gasbildung infolge von Radiolyse ist um zwei bis drei Größenordnungen kleiner als die durch Korrosion und mikrobielle Zersetzung verursachte Gasbildung ([9] Kap. 80, [10] Kap. 70, [12] Kap. 39, [13] Kap. 74, [14] Kap. 79 und [15] Kap. 78 jeweils mit Verweis auf (Röhlig *et al.* 1999)⁶⁶).

10.20.4.3 Radiolyse im Wirtsgestein

Infolge der Radiolyse im Wirtsgestein kann es zur Beeinträchtigung der Barriereintegrität des Wirtsgesteins (z. B. durch Strahlenschäden und Freisetzung von Energie) kommen, wobei die Auswirkungen der Radiolyse nicht nur von der Strahlungsart, der Strahlungsintensität (und damit auch der Abschirmwirkung der (geo-)technischen Barrieren⁶⁷), sondern auch von der Art des Wirtsgesteins abhängen.

Steinsalz

Im Steinsalz können sich infolge von eingestrahelter γ -Energie die Radiolyseprodukte Na-Kolloide und Chlorgasbläschen bilden, die zur Ausbildung von Strahlenschäden im Kristallgitter des Halits und der Speicherung von Energie führen. Da die γ -Strahlung überwiegend in Wärme umgewandelt wird, führt nur ein geringer Anteil der eingestrahelten γ -Energie zur Bildung dieser Radiolyseprodukte, sodass eine Mindestdosis von einigen Megagray eingestrahlt werden muss, bevor sich Strahlenschäden manifestieren. Es existieren einfache Modelle zur Beschreibung der quantitativen Abhängigkeit der Strahlenschädigung von den Parametern Dosis, Dosisleistung und Temperatur, wobei die Strahlenschädigung über eine Wurzelfunktion mit der Dosisleistung verknüpft ist. ([9] Kap. 80)

Bei der langsamen Rückreaktion der Radiolyseprodukte kann Wärme freigesetzt werden. Da diese aber verglichen mit der absorbierten γ -Energie verschwindend gering ist, sind durch diese Reaktion keine Auswirkungen zu erwarten. Bei einer spontanen, schlagartigen Rekombination der Radiolyseprodukte unter Freisetzung der gespeicherten Energie könnte es je nach Menge der Radiolyseprodukte zu einer lokalen Temperaturerhöhung sowie zur Erhöhung der Gebirgsdrücke kommen. Dies könnte in der unmittelbaren Umgebung der Endlagergebinde zu einer lokalen Beeinträchtigung der Barriereintegrität führen. ([9] Kap. 80)

Gemäß [9], Kap. 80 kann die zur Manifestation von Strahlenschäden im Steinsalz erforderliche γ -Dosisleistung aufgrund der abschirmenden Wirkung der Endlagerbehälter, wenn überhaupt, nur in

⁶⁶ Der Bericht „Röhlig, K.-J., Baltés, B., Becker, A., Bogorinsky, P., Fischer, H., Fischer-Appelt, K., Javeri, V., Lambers, I., Martens, K.-H., Morlock, G., Pörtl, P. 1999. Sicherheit in der Nachbetriebsphase von Endlagern für radioaktive Abfälle, Abschlussbericht. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2656, Köln.“ ist nicht frei verfügbar und konnte somit nicht überprüft werden.

⁶⁷ Es wird erwartet, dass die verschiedenen geotechnischen Barrieren (z. B. Endlagerbehälter, Verrohrung, Versatz und *Buffer*) zu einer nennenswerten Verringerung der γ -Dosis an der Wirtsgesteinsoberfläche führen, wobei der Umfang der Abschwächung von den Abmessungen, Wandstärken und den verwendeten Materialien abhängt ([9] Kap. 80, [10] Kap. 70). Auch die Neutronenstrahlung wird reduziert, sofern wasserstoffhaltige Materialien (z. B. in Hydroxyl-Gruppen und Schichtzwischenwasser der Tonminerale im *Buffer*) vorhanden sind ([10] Kap. 70 und [12] Kap. 39).

einem sehr engen Bereich um die Verrohrung eines Bohrlochs auftreten, sodass die Radiolyse des Steinsalzes vernachlässigt werden kann.

Tongestein

Mit punktuellen Strukturdefekten, die sich auf Elektronenlöcher an siliziumgebundenen Sauerstoffatomen der Mineralschichten begrenzen, zeigen Tonminerale nur eine geringe Empfindlichkeit gegenüber α -, β - und γ -Strahlung. Allerdings können Restkerne der an Tonmineralen sorbierten und durch Emission von α -Teilchen zerfallenen Radionuklide eine Amorphisierung der Tonminerale verursachen. ([10] Kap. 70, [12] Kap. 39, [13] Kap. 74, [14] Kap. 79 und [15] Kap. 78 jeweils mit Verweis auf [109])

Gemäß [10], Kap. 70 werden im Tongestein und *Buffer* bzw. Versatz keine struktur- und funktionsrelevanten Strahlenschäden erwartet.

Kristallgestein

Es ist noch zu untersuchen, inwieweit die Mineralogie und Struktur des Kristallgitters durch die radioaktive Strahlung beeinträchtigt werden kann ([13], Kap. 74, [14] Kap. 79 und [15] Kap. 78).

10.20.4.4 Radiolyse von Kohlenwasserstoffen

Falls das Wirtsgestein (insbesondere Steinsalz), der Versatz oder der Bohrlochverschluss Kohlenwasserstoffe enthält, können diese radiolytisch zersetzt werden. Dabei führt die Radiolyse von Kohlenwasserstoffen zu Bindungsbrüchen von C-C-Bindungen in den organischen Molekülen und zur Bildung reaktiver organischer Radikale in der fluiden Phase. Je nach Gegenwart weiterer Reaktionspartner, wie z. B. Wasser, entstehen im Ergebnis komplexer Reaktionsabläufe dann molekulare Produkte wie z. B. kürzerkettige Kohlenwasserstoffe, kurzkettige organische Säuren und Kohlenstoffdioxid (CO₂). ([9] Kap. 80)

Gemäß der FEP-Kataloge zu den Forschungsprojekten VSG (Steinsalz) und ANSICHT (Tongestein) können die Auswirkungen der Radiolyse von Kohlenwasserstoffen aufgrund der geringen Mengen an Radiolyseprodukten vernachlässigt werden ([9] Kap. 80, [10] Kap. 70, [12] Kap. 39).

10.20.4.5 Strahlungsinduzierte Aktivierung

Durch die Neutronenstrahlung aus den radioaktiven Abfällen findet eine strahlungsinduzierte Aktivierung der Abfallmatrix und des Behältermaterials statt. Bei nicht abschirmenden Endlagerbehältern sowie wenn die abgeschirmten Endlagerbehälter ihre Abschirmungswirkung weitgehend verloren haben (z. B. in Folge von Korrosion), kann es durch die strahlungsinduzierte Aktivierung von stabilen Isotopen zur Bildung sekundärer Gammaquanten und zu Elementumwandlungen in der unmittelbaren Umgebung der Endlagerbehälter kommen. ([9] Kap. 78, [10] Kap. 68, [12] Kap. 38)

Da das durch Aktivierung entstehende Radionuklidinventar im Vergleich zu den Inventaren in den eingelagerten Abfällen quantitativ unbedeutend ist, wird davon ausgegangen, dass dieser Prozess nur eine untergeordnete Rolle spielen wird ([9] Kap. 78, [10] Kap. 68, [12] Kap. 38, [13], Kap. 75 und [15] Kap. 79).

10.20.4.6 Materialversprödung durch Strahlung

Ionisierende Strahlung beeinträchtigt das Materialgefüge und kann zu einer Versprödung von Materialien führen. Dabei ist der Umfang der Schädigung von der Intensität und der Strahlungsart abhängig. ([9] Kap. 79, [10] Kap. 69, [12] Kap. 20, [13] Kap. 55, [14] Kap. 60 und [15] Kap. 57 jeweils mit Verweis auf [110])

Die Auswirkungen dieses Prozesses sind insbesondere hinsichtlich der Abfälle (z. B. Glasmatrix und metallische Strukturteile) und der (geo-)technischen Einrichtungen (z. B. Behälter und Bohrlochliner) zu betrachten.

Für die HAW-Glasprodukte zeigen mögliche Strahlenschäden in der Glasmatrix wenig Relevanz bei der Bewertung der Freisetzung. Und auch für die Metalle der Behälter und Abfälle spielt die strahleninduzierte Materialversprödung nur eine untergeordnete Rolle ([9] Kap. 79, [10] Kap. 69, [12] Kap. 16 und 20, [13] Kap. 51 und 55, [14] Kap. 56 und 60 und [15] Kap. 53 und 57).

10.20.4.7 Sorption

Ionisierende Strahlung kann das Sorptionsvermögen von Materialien (z. B. die Fähigkeit von Bentonit Cu^{2+} zu sorbieren) beeinflussen ([13] Kap. 56, [14] Kap. 61 und [15] Kap. 58). Da das Sorptionsvermögen aber primär vom geochemischen Milieu (insbesondere pH-Wert, aber auch Art des Sorbens, Ionenstärke, Temperatur und Konzentration von Liganden und konkurrierenden Spezies) beeinflusst wird ([12] Kap. 41), wird dieser Prozess hier nicht näher betrachtet.

10.20.4.8 Stabilität von Kolloiden

Die Stabilität von Kolloiden (z. B. Na-Montmorillonit-Kolloide) kann durch die Bestrahlung mit γ -Strahlen erhöht werden. Da die Stabilität von Kolloiden aber primär von den hydrochemischen Verhältnissen (insbesondere dem pH-Wert und der Ionenstärke der Lösungen) abhängig ist ([13] Kap. 79, [14] Kap. 84, [15] Kap. 83), wird dieser Prozess hier nicht näher betrachtet.

10.20.4.9 Zusammenfassende Bewertung der Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Strahlungsdosisleistung

In Tabelle 46 ist die Bewertung der Auswirkungen der in den Kapiteln 10.20.4.1 bis 10.20.4.8 beschriebenen strahlungsdosisleistungsbeeinflussten Prozessen auf Sicherheitsuntersuchungen zusammenfassend dargestellt. Aus der Tabelle geht hervor, dass insbesondere die Auswirkungen der Brennstoffkorrosion und der äußeren Radiolyse von wässrigen Lösungen relevant sind, sodass zunächst diese Prozesse für die Bewertung der Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Parameters „Strahlungsdosisleistung“ herangezogen werden.

Während durch die Brennstoffkorrosion Radionuklide aus der BM freigesetzt werden, führt die radiolytische Zersetzung von Lösungen zur Bildung von gasförmigen oder gelöst vorliegenden, molekularen Bestrahlungsprodukten und einer lokalen Veränderung des geochemischen Milieus. Somit beeinflussen die Auswirkungen beider Prozesse die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen,
- Körperdosen sowie
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich.

Da das Ausmaß der Brennstoffkorrosion gemäß den Angaben in den FEP-Katalogen zu den Forschungsprojekten VSG (Steinsalz), ANSICHT (Tongestein) und CHRISTA (Kristallingestein) erheblich durch die Dosisleistung der BE beeinflusst wird und das Radionuklidinventar der BM das Gesamt radionuklidinventar dominiert, werden die identifizierten Zusammenhänge als signifikant bewertet.

Durch die Prozesse „Strahlungsinduzierte Aktivierung“ und „Materialversprödung durch Strahlung“ besteht außerdem ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Strahlungsdosisleistung“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Effektiver Multiplikationsfaktor,
- Temperatur an der Gebindeoberfläche und
- Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters.

Da die Auswirkungen dieser Prozesse auf die Ergebnisse der Sicherheitsuntersuchungen aber insgesamt weniger relevant sind (siehe Tabelle 46 sowie Kapitel 10.20.4.5 und 10.20.4.6), wird davon ausgegangen, dass sich Änderungen des Parameters „Strahlungsdosisleistung“ nicht signifikant auf diese Zielgrößen auswirken.

Tabelle 46: Zusammenfassende Bewertung der Auswirkungen der strahlungsdosisleistungsbeeinflussten Prozesse

Prozess	Auswirkung auf Sicherheitsuntersuchungen
Brennstoffkorrosion	relevant
Radiolyse von wässrigen Lösungen	
Innere Radiolyse	vernachlässigbar
Äußere Radiolyse	relevant
Radiolyse im Wirtsgestein	
Steinsalz	vernachlässigbar
Tongestein	vernachlässigbar
Kristallingestein	noch zu untersuchen
Radiolyse von Kohlenwasserstoffen	vernachlässigbar
Strahlungsinduzierte Aktivierung	wenig relevant
Materialversprödung durch Strahlung	wenig relevant
Sorption	Einfluss der ionisierenden Strahlung vernachlässigbar
Stabilität von Kolloiden	Einfluss der ionisierenden Strahlung vernachlässigbar

10.20.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Strahlungsdosisleistung

Zum Schutz des Personals vor den Folgen der ionisierenden Strahlung ist die Oberflächendosisleistung der Endlagergebäude auf definierte Grenzwerte zu beschränken. Zu diesem Zweck ist insbesondere das Aktivitätsinventar der β -/ γ -Strahler (z. B. Cs-137 und Sr-90) bei der Auslegung der Endlagerbehälter (Faktor „Behälter“) zu berücksichtigen. Allerdings ist davon auszugehen, dass nicht die Strahlungsdosisleistung einzelner PG (z. B. BS oder Kokillen), sondern die Strahlungsdosisleistung

der Endlagergebinde begrenzt wird. Da in einen Endlagerbehälter üblicherweise mehrere PG eingebracht werden, besteht die Möglichkeit PG mit hohen Strahlungsdosisleistungen mit PG mit niedrigen Strahlungsdosisleistungen zu kombinieren und günstig (d. h. möglichst mittig) zu positionieren. Aus diesem Grund ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen der Strahlungsdosisleistung nicht signifikant auf den Faktor „Behälter“ auswirken.

Die ASK und organisatorischen Maßnahmen des Betriebs müssen so ausgelegt werden, dass alle BE und Kokillen sicher gehandhabt werden können, ohne dass das Personal unzulässig hohen Strahlungsdosisleistungen ausgesetzt wird. Da zur Erfüllung dieses Ziels die maximalen Strahlungsdosisleistungen berücksichtigt werden müssen und diese üblicherweise deutlich über den mittleren Strahlungsdosisleistungen liegen (siehe Tabelle 43), ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen des Parameters „Strahlungsdosisleistung“ nicht signifikant auf den Faktor „Betrieb“ auswirken.

In der NVP ablaufende Prozesse können von der zeitabhängigen Strahlungsdosisleistung der Endlagergebinde beeinflusst werden (siehe Kapitel 10.20.4). Da sich einige dieser strahlungsdosisleistungsabhängigen Prozesse (z. B. Materialversprödung durch Strahlung) auf die Integrität der Barrieren auswirken können, ist der Parameter „Strahlungsdosisleistung“ bei der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (Faktor „NVP“) zu berücksichtigen. Da die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren aber vorwiegend von anderen Parametern (wie z. B. dem erwarteten geochemischen Milieu) beeinflusst wird, wird der Zusammenhang als nicht signifikant bewertet.

10.21 Komponentenspezifische Zusammensetzung

10.21.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Bestrahlte BE

Gemäß *AtEV* [6] muss für bestrahlte BE der Werkstoff des Hüllrohrmaterials und für Brennelementkannen (mit Kugelbrennelementen) das Material der Brennelementkanne) erfasst werden (siehe Erf.-IDs 061g und 061h in Tabelle 60 in Anhang A3). Da z. B. Korrosions- und Gasbildungsprozesse von den Materialeigenschaften der Komponenten abhängen, sollten diese Angaben so ergänzt werden, dass der (Werk-) Stoff jeder Komponente (z. B. BM, andere Strukturteile wie Kopf- und Fußstücke) aufgeführt wird.

Da BE nach Spezifikationen gefertigt werden, sollte die Nacherfassung dieser Angaben keine Schwierigkeit darstellen.

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Für die verglasten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung müssen gemäß *AtEV* [6] das Kokillenmaterial, die Zusammensetzung der Glasmatrix und das Mengenverhältnis Abfall zu Fritte zu Zuschlagsstoffe angegeben werden (siehe Erf.-IDs 061k, 062j und 062k in Tabelle 60 in Anhang A3).

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Für die kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung müssen gemäß *AtEV* [6] das Kokillenmaterial und das Material der Kartusche angegeben werden (siehe Erf.-IDs 061k und 061l in Tabelle 60 in Anhang A3). Außerdem ist anzugeben, ob Technologieabfälle zusammen mit den Hülsen und Strukturteilen verpresst wurden (siehe Erf.-IDs 064d in Tabelle 60 in Anhang A3).

10.21.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Die mit dem Parameter „komponentenspezifische Zusammensetzung“ verbundenen Datenungewissheiten sind stoffabhängig und werden in den Kapiteln 10.22.2, 10.23.2, 10.24.2, 10.25.2, 10.26.2 und 10.27.2 stoffspezifisch bewertet.

10.21.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Da für verschiedene Stoffe (z. B. Metalle, Organika, Wasser) große Bandbreiten angegeben werden (siehe Kapitel 10.22.3, 10.23.3, 10.24.3, 10.25.3, 10.26.3 und 10.27.3), wird auch für den Parameter „komponentenspezifische Zusammensetzung“ eine große Bandbreite angegeben.

10.21.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der komponentenspezifischen Zusammensetzung

Insgesamt sind alle identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen von dem Parameter „komponentenspezifische Zusammensetzung“ abhängig. Die Sensitivität der einzelnen sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich dieses Parameters ist aber material- bzw. stoffabhängig und wird in den Kapiteln 10.22.4, 10.23.4, 10.24.4, 10.25.4, 10.26.4, und 10.27.4 bewertet. Abdeckend wird von einem signifikanten Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen ausgegangen.

10.21.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der komponentenspezifischen Zusammensetzung

Die drei identifizierten Faktoren sind alle von dem Parameter „komponentenspezifische Zusammensetzung“ abhängig. Die Sensitivität der einzelnen Faktoren hinsichtlich dieses Parameters ist aber material- bzw. stoffabhängig und wird in den Kapiteln 10.22.5, 10.23.5, 10.24.5, 10.25.5, 10.26.5 und 10.27.5 bewertet. Abdeckend wird von einem signifikanten Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen ausgegangen.

10.22 Metalle

Bestrahlte BE

Abgesehen von der BM (und dem inerten Füllgas) bestehen BE im Wesentlichen aus metallischen Komponenten (z. B. HR, Abstandshalter, Kopf- und Endstücke, BE-Kasten). Dabei werden in der aktiven Zone überwiegend Zirkonium-Legierungen eingesetzt, während bei den Strukturteilen außerhalb der aktiven Zone Edelstähle oder Nickel-/Chrom-Legierungen zum Einsatz kommen ([29] Kap. 2.3.3).

Metallische Partikel, die im Rahmen der Bestrahlung im Reaktor entstehen, werden mit dem Parameter „(Komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung“ (siehe Kapitel 10.6) behandelt und hier vernachlässigt.

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Die verglasten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung enthalten bis auf die Edelstahlkokillen (Chrom-Nickel-Stahl), die Massen von 94 kg (CSD-V und CSD-B) bzw. 93,2 kg (VR) aufweisen, keine metallischen Materialien [95–97].

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Das Metallinventar der kompaktierten radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitung setzt sich aus den folgenden Komponenten zusammen:

- Hülsen und Strukturteile der BE sowie metallische Technologieabfälle (Betriebsabfälle aus den heißen Zellen des Wiederaufbereitungsprozesses)
- Kartuschen
- Edelstahlkokillen (Chrom-Nickel-Stahl)

10.22.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Gemäß *AtEV* [6] muss das Metallinventar für keinen der drei Abfallströme angegeben werden. Da das Metallinventar insbesondere die Korrosions- und Gasbildungsprozesse beeinflusst, sollte es aber separat ausgewiesen werden.

Sowohl BE als auch Edelstahlkokillen und Kartuschen werden nach Spezifikationen gefertigt, sodass die Nacherfassung des Metallinventars hier keine Schwierigkeit darstellen sollte. Allerdings muss für bestrahlte BE gemäß *AtEV* [6] zumindest die Masse von Abstandhaltern, Endstücken und anderen Strukturteilen angegeben werden (siehe Erf.-ID 041c in Tabelle 60 in Anhang A3).

Das Metallinventar der kompaktierten radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitung lässt sich für jede Kokille aus dem Gewicht des Presslings und der Anzahl der Presslinge (siehe Erf.-IDs 041k und 008h in Tabelle 60 in Anhang A3) ableiten.

10.22.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Bestrahlte BE

BE werden in standardisierten und qualifizierten Verfahren gefertigt. Aus diesem Grund bestehen bezüglich des Parameters „Metalle“ nur geringe Datenungewissheiten

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Die Edelstahlkokillen werden in standardisierten und qualifizierten Verfahren gefertigt. Aus diesem Grund bestehen bezüglich des Parameters „Metalle“ nur geringe Datenungewissheiten

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Aus [93] lässt sich ableiten, dass bei CSD-C die Masse der metallischen Partikel (insbesondere Eisen) für jede individuelle Kokille auf einem Abfalldatenblatt erfasst werden soll. Dort sind allerdings keine Informationen zur verwendeten Bestimmungsmethode enthalten. Es ist davon auszugehen, dass bei einer etwaigen messtechnischen Bestimmung der metallischen Partikel einzelne chemische Elemente (Zirkonium) und keine Stoffe (z. B. Zircaloy) bestimmt werden. Aus diesem Grund bestehen für diese Abfälle bezüglich des Parameters „Metalle“ große Datenungewissheiten.

10.22.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Bestrahlte BE

In Tabelle 47 sind die Metallinventare für die in der Schweiz definierten Abfallsorten für bestrahlte BE angegeben. Es ist ersichtlich, dass sich diese je nach Abfallsorte deutlich voneinander unterscheiden. Bei den in der Schweiz definierten Abfallsorten der BE wird nach KKW sowie Kernbrennstofftyp unterschieden. Da in Deutschland deutlich mehr KKW betrieben wurden als in der Schweiz und ebenfalls sowohl MOX- als auch UO₂-BE eingesetzt wurden, kann davon ausgegangen werden,

dass die Metallinventare auch bei den deutschen Abfällen deutlich variieren. Folglich wird für die bestrahlten BE bezüglich des Parameters „Metalle“ eine große Bandbreite angegeben.

Tabelle 47: Metallinventar der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66]

Abfallsorte		Zirca loy		Inco nel			Stahl			
		-2	-4	600	718	750	US 304	1.4541	1.4571	12.03
BE-M-UO2-U-HAA	[kg]	63,9	-	0,903	-	-	-	-	-	10
BE-L-UO2-U-HAA	[kg]	72,8	0,246	0,923	-	-	9,48	-	-	-
BE-G-UO2-U-HAA	[kg]	-	144,2	-	1,97	2,96	-	22,9	2,26	-
BE-G-MOX-U-HAA	[kg]	-	144,1	-	1,97	2,96	-	23	2,24	-
BE-B-UO2-U-HAA	[kg]	-	103,4	-	0,736	-	-	12,2	1,97	-
BE-B-MOX-U-HAA	[kg]	-	103,4	-	0,736	-	-	12,2	1,97	-

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Da die Edelstahlkokillen in standardisierten Verfahren gefertigt werden, wird für die verglasten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung bezüglich des Parameters „Metalle“ eine geringe Bandbreite angegeben.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Da es sich bei den metallischen Komponenten der BE um die Hülsen und Strukturteile handelt, die im Rahmen der Wiederaufbereitung zusammen mit Technologieabfällen kompaktiert werden, wird für die kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung bezüglich des Parameters „Metalle“ ebenfalls eine große Bandbreite angegeben.

10.22.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Metallinventars

Infolge der Bestrahlung der metallischen Strukturteile der BE kommt es zur Aktivierung durch Neutroneneinfang. Die dadurch entstehenden Aktivierungsprodukte tragen zum Radionuklidinventar bei und können durch Metallkorrosionsprozesse mobilisiert werden. Demzufolge tragen Metallkorrosionsprozesse zur Freisetzung von Radionukliden bei, wobei einige dieser Radionuklide (z. B. Ni-59, C-14, Cl-36) für die Langzeitsicherheit besonders relevant sind ([43] Kap. 2.2.1, [29] Kap. 2.4 und 3.2). Hinzu kommt, dass bei anaeroben Metallkorrosionsprozessen in Anwesenheit von Wasser gasförmiger Wasserstoff (H₂) entsteht, der zu Druckänderungen und stark reduzierenden Bedingungen im Einlagerungsbereich führen kann ([9] Kap. 63). Aus diesen Gründen besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Metalle“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen,
- Körperdosen,
- Temperatur an der Gebindeoberfläche,
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich und
- Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters.

Metallkorrosionsraten sind insbesondere von der Materialzusammensetzung und dem geochemischen Milieu⁶⁸ abhängig, wobei es nur sehr wenige Studien zu Korrosionsraten unter anaeroben Bedingungen, wie sie im Endlagergebäude erwartet werden, gibt ([43] Kap. 3.2.7). Es ist demnach davon auszugehen, dass Metallkorrosionsraten mit relativ hohen Ungewissheiten belegt sind. Dies wird beispielsweise auch dadurch deutlich, dass Metallkorrosionsraten in der finnischen Sicherheitsanalyse durch einen probabilistischen Ansatz berücksichtigt werden (siehe Tabelle 48).

Es wird erwartet, dass sich das geochemische Milieu und die Ungewissheiten bezüglich der Metallkorrosionsrate in deutlich höherem Maße auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren sowie
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich

auswirken als kleine Änderungen des Parameters „Metalle“. Demzufolge werden diese Zusammenhänge als nicht signifikant bewertet.

Tabelle 48: Korrosionsraten der metallischen Strukturteile gemäß [29] Kap. 6.4 und 6.5

	Verteilung	Referenzwert	Min	Max	Median	5. Perzentil	95. Perzentil
Hüllrohre	Log-Normal	$4 \cdot 10^{-5} \text{ a}^{-1}$	10^{-5} a^{-1}	10^{-4} a^{-1}			
Strukturteile	Log-Normal	10^{-3} a^{-1}			$1 \cdot 10^{-4} \text{ a}^{-1}$	$1 \cdot 10^{-5} \text{ a}^{-1}$	$1 \cdot 10^{-3} \text{ a}^{-1}$

Während das Gesamtradionuklidinventar durch die BM dominiert wird, können die metallischen Strukturteile (inkl. HR) bei einzelnen Radionukliden signifikant zum Radionuklidinventar beitragen bzw. dieses sogar dominieren (siehe Tabelle 49). Da die einzelnen Radionuklide unterschiedliche Eigenschaften (z. B. Halbwertszeiten, Sorptions⁶⁹- und Dosiskoeffizienten) aufweisen, kann nicht pauschal bewertet werden, inwiefern sich kleine Änderungen des Parameters „Metalle“ auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen und
- Körperdosen

auswirken. Abdeckend wird daher von einem signifikanten Zusammenhang ausgegangen.

Tabelle 49: Auszug aus dem Radionuklidinventar des finnischen Referenzgebüdes gemäß [29] Table 5-4

		Brennstoffmatrix	Hüllrohre	Strukturteile
Gesamtaktivität	[GBq]	$2,44 \cdot 10^7$	$1,57 \cdot 10^4$	$6,39 \cdot 10^4$
C-14	[GBq]	$2,48 \cdot 10^2$	$1,29 \cdot 10^2$	$7,30 \cdot 10^1$
Cl-36	[GBq]	$8,17 \cdot 10^0$	$1,55 \cdot 10^0$	$8,93 \cdot 10^{-2}$
Co-60	[GBq]	$2,28 \cdot 10^1$	$1,00 \cdot 10^4$	$6,29 \cdot 10^3$
Nb-94	[GBq]	$4,06 \cdot 10^{-2}$	$1,29 \cdot 10^3$	$1,26 \cdot 10^2$

⁶⁸ Beispielsweise ist im Fall von niedrig legierten Stählen die aerobe Korrosionsrate um Größenordnungen schneller als die anaerobe Korrosionsrate ([9] Kap. 63).

⁶⁹ Radionuklide desselben chemischen Elements weisen die gleichen Sorptionskoeffizienten auf.

Da die BM der BE und die verglasten Spaltproduktlösungen den wesentlichen Beitrag zur Nachzerfallsleistung leisten und der Beitrag der metallischen Strukturteile eher eine untergeordnete Rolle spielt, ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen des Parameters „Metalle“ nicht signifikant auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- „Temperatur an der Gebindeoberfläche“ und
- Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters

auswirken.

10.22.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Metallinventars

Das Metallinventar der Abfälle kann die Integrität der Endlagerbehälter beeinflussen, wenn es infolge von Metallkorrosion zu einem Druckaufbau durch Gasbildung im Endlagerbehälter kommen kann. Da für aerobe Korrosionsreaktionen Sauerstoff benötigt wird, kann im Behälterkonzept festgelegt werden, dass das Endlagergebäude im Rahmen der Konditionierung mit einem inerten Füllgas zu befüllen ist. Demzufolge besteht prinzipiell ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Metalle“ und dem Faktor „Behälter“. Da die aerobe Metallkorrosion im Endlagerbehälter primär durch die Verfügbarkeit von Sauerstoff (und nicht die Verfügbarkeit an metallischen Strukturteilen) begrenzt wird, wird davon ausgegangen, dass sich kleine Änderungen des Parameters „Metalle“ nicht signifikant auf den Faktor „Behälter“ auswirken.

Der Parameter „Metalle“ wirkt sich nicht auf die Auslegung der ASK oder organisatorischen Maßnahmen des Betriebs aus. Demzufolge wird kein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und dem Faktor „Betrieb“ angegeben.

Das Metallinventar der Abfälle kann die Integrität der (geo-)technischen Barrieren beeinflussen, wenn es infolge von Metallkorrosion zu einem Druckaufbau im Einlagerungsbereich kommt oder Korrosionsprodukte, die die Barriereintegrität beeinflussen können (z. B. Wasserstoff, der zur Materialversprödung führen kann), freigesetzt werden. Demzufolge ist der Parameter „Metalle“ bei der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren zu berücksichtigen. Da der wesentliche Teil des Metallinventars aus den Endlagerbehältern und nicht aus den metallischen Strukturteilen resultiert ([9] Kap. 28), wird davon ausgegangen, dass sich kleine Änderungen des Parameters „Metalle“ nicht signifikant auf den Faktor „NVP“ auswirken.

10.23 Organika

Es wird erwartet, dass nur Technologieabfälle Organika beinhalten können. Gemäß [91], Kap. 5.1 sind die zur Kompaktierung zugelassenen Technologieabfälle auf Metalle und Legierungen beschränkt, sodass nicht-metallische und nennenswerte organische Bestandteile ausgeschlossen werden. Als nicht nennenswerte Menge stuft Areva/COGEMA 10 g Organika pro CSD-C ein, wobei seitens der RSK keine Einwände gegen diese maximale Menge bestehen. Bei insgesamt 4.104 CSD-C entspricht dies einer maximalen Gesamtmenge von 41 kg.⁷⁰ Bei den Organika kann es sich z. B. um Gummi, Polyethylen, Polyvinylchlorid, Tributylphosphat und Zellulose handeln [94].

⁷⁰ Zum Vergleich: Teilweise oder vollständig mit Polyethylen abgeschirmte POLLUX[®]-Behälter enthalten bis zu 1.540 kg Abschirmmaterialien je Behälter ([9] Kap. 29).

10.23.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Gemäß *AtEV* [6] muss das Inventar an Organika für die kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung nicht angegeben werden. Da sich Organika insbesondere auf die Gasbildungsprozesse auswirken, sollten sie erfasst werden. Da die Massenanteile von organischen Materialien in größeren Mengen gemäß [93] in den individuellen Datenblättern der Kokillen angegeben werden, ist davon auszugehen, dass eine Nacherfassung möglich ist. Finden sich auf den individuellen Datenblättern keine entsprechenden Angaben, kann gemäß [91] von einer maximalen Masse von 10 g Organika je Kokille ausgegangen werden.

10.23.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Gemäß [93] werden zur Bestimmung der Abfallzusammensetzung einige Sonderkomponenten mit definierten Mengen an Materialien, bei denen es sich nicht um Edelstahl handelt, u. a. Organika identifiziert. Da organische Anteile durch standardisierte laboranalytische Methoden bestimmt werden können, bestehen bezüglich des Parameters „Organika“ nur geringe Datenungewissheiten.

10.23.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Grundsätzlich können CSD-C kompaktierte Hülsen und Strukturteile sowie kompaktierte technologische Abfälle in einem beliebigen Verhältnis zwischen 0 % und 100 % enthalten ([91] Kap. 5.1). Da davon ausgegangen wird, dass nur die Technologieabfälle Organika beinhalten können, bedeutet dies, dass der Anteil an Organika je CSD-C zwischen 0 g und 10 g variieren kann. Demzufolge wird bezüglich des Parameters „Organika“ eine große Bandbreite angegeben.

10.23.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Organika

Bei der Alteration von Organika werden Verbindungen mit langkettigen Kohlenstoffgerüsten in kurzkettige organische Verbindungen oder in anorganische Kohlenstoffverbindungen umgewandelt. Bei dieser Umwandlung entstehen Gase (insbesondere Methan (CH_4), CO_2 und H_2) oder lösliche Kohlenstoffverbindungen, die zum Teil als Komplexierungsmittel zum Transport von Radionukliden (Mobilisierung) beitragen können. ([12] Kap. 23 und [29] Kap. 4.6) Die wichtigste langzeitstabile organische Verbindung ist CH_4 mit den entsprechenden Radionukliden C-14 und H-3 ([9] Kap. 29).

Da Radionuklide durch die Gasbildung freigesetzt werden können und alterierte Organika außerdem als Komplexierungsmittel zum Transport von Radionukliden beitragen können, besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Organika“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen und
- Körperdosen.

Da in den CSD-C aber maximal 10 g Organika je Kokille enthalten sind ([91], Kap. 5.1), was bei insgesamt 4.104 CSD-C einer maximalen Gesamtmenge von 41 kg Organika entspricht, ist zu erwarten, dass sich kleine Änderungen der in den Abfällen enthaltenen Organikamassen nicht signifikant auf diese Zielgrößen auswirken.

Aufgrund der bei der Alteration von Organika einsetzenden Gasbildung und Entstehung von löslichen Kohlenstoffverbindungen besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Organika“ und der sicherheitsrelevanten Zielgröße „Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich“. Da die Masse der in den Abfällen enthaltenen Organika aber insgesamt gering ist, wird auch hier erwartet, dass sich kleine Änderungen nicht signifikant auf diese Zielgröße auswirken.

10.23.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Organika

Die organischen Bestandteile in den Abfällen können die Integrität der Endlagerbehälter beeinflussen, wenn es infolge von deren Degradation zu einem Druckaufbau durch Gasbildung (im Wesentlichen CO₂ und CH₄) im Endlagerbehälter kommen kann. Da in den kompaktierten radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitung geringe Mengen Organika enthalten sein können (siehe Kapitel 10.23.4), ist das Inventar an Organika bei der Auslegung der Endlagerbehälter prinzipiell zu berücksichtigen. Aufgrund der geringen Mengen Organika, die mit den Abfällen eingebracht werden (maximal 10 g je CSD-C), ist aber zu erwarten, dass sich geringe Änderungen des Parameters „Organika“ nicht signifikant auf den Faktor „Behälter“ auswirken.

Der Parameter „Organika“ wirkt sich nicht auf die Auslegung der ASK oder organisatorischen Maßnahmen des Betriebs aus. Demzufolge wird kein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und dem Faktor „Betrieb“ gesehen.

Die organischen Bestandteile in den Abfällen können die Integrität der (geo-)technischen Barrieren beeinflussen, wenn es infolge deren Degradation zu einem Druckaufbau durch Gasbildung (im Wesentlichen CO₂ und CH₄) im Einlagerungsbereich kommt. Demzufolge ist der Parameter „Organika“ bei der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren zu berücksichtigen. Da der wesentliche Teil der Organika aus den Endlagerbehältern (bis zu 1.540 kg Abschirmmaterialien aus Polyethylen je Behälter, [9] Kap. 29) und nicht aus den kompaktierten radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitung (insgesamt maximal 41 kg) resultiert, wird davon ausgegangen, dass sich kleine Änderungen des Parameters „Organika“ nicht signifikant auf den Faktor „NVP“ auswirken.

10.24 Wasserinventar

Für den Abfallstrom „Bestrahlte Brennelemente und Brennelementkannen“ sind Angaben zum Wasserinventar (konkret zur Restfeuchte) nur für defekte BS relevant.

10.24.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Bestrahlte BE

Gemäß *AtEV* [6] muss die maximale Restfeuchte im Köcher erfasst werden (siehe Erf.-ID 062g in Tabelle 60 in Anhang A3). Da außerdem für jeden Köcher die Anzahl der enthaltenen BS zu erfassen ist (siehe Erf.-ID 008c in Tabelle 60 in Anhang A3) lässt sich eine mittlere Restfeuchte der BS in einem Köcher ermitteln.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Gemäß *AtEV* [6] muss das Wasserinventar für die kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung nicht angegeben werden. Da sich die Verfügbarkeit von Wasser auf verschiedene Prozesse auswirken kann, sollte das Wasserinventar (hier Restfeuchte) aber erfasst werden. Für die Nacherfassung können die *Residue Booklets* herangezogen werden. Findet sich dort keine Angabe

zur Restfeuchte, kann ein Anteil von 1 % angesetzt werden, da der Anteil der Restfeuchte gemäß [93] im Mittel weniger als 1 % beträgt.

10.24.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Bestrahlte BE

Bei den bestrahlten BE wird davon ausgegangen, dass nur beschädigte BS eine Restfeuchte aufweisen. Dabei ist der Anteil der beschädigten BS gegenüber der Gesamtheit der BS gering⁷¹. Da die Restfeuchte von defekten BS lediglich abgeschätzt werden kann, bestehen bezüglich des Parameters „Wasserinventar“ für die bestrahlten BE entsprechend hohe Datenungewissheiten.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Hülsen und Strukturteile werden im Rahmen der Konditionierung zunächst in 90 l-Presskartuschen umgefüllt und dann mit auf 200 °C erwärmtem Stickstoffgas bei festgelegter Durchflussrate durchströmt und dadurch getrocknet, bis das Trocknungskriterium von 540 ppmv für den Wasserdampfgehalt des aus der Kartusche austretenden Gases erreicht ist. Falls erforderlich, werden die Technologieabfälle in gleicher Weise wie die Hülsen und Strukturteile getrocknet. ([91] Kap. 5.1)

Aufgrund des standardisierten Trocknungsverfahrens bestehen bezüglich des Parameters „Wasserinventar“ für die kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung folglich nur geringe Datenungewissheiten.

10.24.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Bestrahlte BE

In [9], Kap. 30 wird mit Verweis auf (Müller & Ewig 2008)⁷² angegeben, dass unter der Annahme, dass alle BS beschädigt seien, 10 DWR-BE bzw. 30 SWR-BE (entspricht jeweils einem POLLUX[®]-Behälter) einer Restfeuchtemenge von max. 18 kg bzw. 22 kg entsprechen. Bei 3.000 BS pro POLLUX[®]-Behälter ([75] Tab. IV) entspräche dies einer Restfeuchtemenge von 6 g je DWR-BS bzw. 7,3 g je SWR-BS. In [29], Kap. 3.5 wird die maximale Restfeuchtemenge in einem SRW-BS auf Basis des freien Volumens in einem unbestrahlten SWR-BS mit 50 cm³ (bei einer Wasserdichte von 1.000 kg/m³ entspricht dies 50 g) angegeben. Diese Angabe wird allerdings als konservativ bezeichnet, da

- das freie Volumen in einem unbestrahlten BS wahrscheinlich deutlich weniger als 50 cm³ beträgt,
- das freie Volumen im Rahmen der Bestrahlung abnimmt und
- beschädigte BS (zumindest teilweise) getrocknet und versiegelt werden.

Auf Basis der abgeleiteten Bandbreite von 6 g bis 50 g Restfeuchte je BS wird für die bestrahlten BE bezüglich des Parameters „Wasserinventar“ eine große Bandbreite angegeben.

⁷¹ Beispielweise lagern gemäß [71] im ZWL des KKW Biblis 1.915 BE (entspricht 986 Mg Schwermetall) und 9 Köcher (entspricht 0,6 Mg Schwermetall) mit SBS. Bezogen auf die Schwermetallmasse entspricht der Anteil der SBS also 0,06 % der dort zwischengelagerten BS.

⁷² Der Bericht „Müller, W., Ewig, F. 2008. Abschätzung der Standzeit von Endlagergebinden in einem zukünftigen HAW-Endlager im Salzgestein unter dem Einfluss der Korrosion. Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH, ISTEC-A-1301; Garching.“ ist nicht frei verfügbar und konnte somit nicht überprüft werden.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Da es sich bei der Trocknung der kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung (Hülsen, Strukturteile und Technologieabfälle) um einen standardisierten Prozess handelt, der bis zum Erreichen eines Trocknungskriteriums durchgeführt wird, wird bezüglich dieser Abfälle eine geringe Bandbreite angegeben. In [11] Kap. 14 wird mit Verweis auf (Müller & Ewig 2008)⁷² angegeben, dass die Wassermenge in den kompaktierten Hülsen und Strukturteilen 22 ml pro m³ Abfallprodukt beträgt.

10.24.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Wasserinventars

Wasser ist eine kritische Komponente für viele Prozessen, die in einem Endlager ablaufen können. Beispiele für solche Prozesse sind die Alteration von Organika, Brennstoff- und Metallkorrosion, Radionuklidenauslaugung, Sorption und Desorption. Da diese Prozesse den Transport von Radionukliden (Mobilisierung) und die Integrität der Endlagerbehälter beeinflussen sowie zur Gasbildung beitragen können, besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Wasserinventar“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen,
- Körperdosen,
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich und
- Dicke des Behälters (bzw. der Beschichtung).

Um die Menge des durch die radioaktiven Abfälle eingebrachten Wassers möglichst gering zu halten, werden bei der Abfallkonditionierung Maßnahmen zur Reduzierung des Wasserinventars getroffen (z. B. Trocknung der CSD-C Abfälle).

Bestrahlte BE

Bezüglich der bestrahlten BE wird davon ausgegangen, dass nur beschädigte BS eine Restfeuchte aufweisen können. Wie bereits in Kapitel 10.4.4 beschrieben, kann es durch die Anwesenheit der Restfeuchte aufgrund von Radiolyse zur Oxidation des BSt kommen, wobei die Oxidation von UO₂ zu höheren Freisetzungsraten führt ([29] Kap. 3.5). Angenommen, dass

- jedes BE einen defekten BS enthält, der nicht als solcher erkannt wurde,
- die Länge der aktiven Zone 3,7 m beträgt (siehe Tabelle 28) und
- UO₂-Pellets innerhalb von 10 cm des Lecks oxidieren ([29], Kap. 3.5),

würde der oxidierte BSt einem Anteil von 5 % je defektem BS bzw. < 0,1 % je BE entsprechen. Aufgrund dieses geringen Anteils ist zu erwarten, dass sich geringe Änderungen des Wasserinventars nicht signifikant auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirken.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Bei den sonstigen (kompaktierten) radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufbereitung werden freie Flüssigkeiten nahezu vollständig entfernt. Zu diesem Zweck werden die Abfälle solange mit auf 200 °C erwärmtem Stickstoff durchströmt, bis der Wasserdampfgehalt des aus der 90-l-Kartusche austretenden Gases 540 ppmv beträgt (Trocknungskriterium, [91] Kap. 5.1 und [75] Kap. 3.3). Aufgrund des angewendeten Trocknungsverfahrens ist die Restfeuchte in den CSD-C Abfällen vernachlässigbar. Dies ist auch daran zu erkennen, dass im schweizerischen Abfallsortenreport der CSD-C [94] kein Wasser im Materialinventar aufgeführt ist.

Da das Wasserinventar üblicherweise vernachlässigbar ist und die Prozesse, die durch Wasser beeinflusst werden, auch von einer Vielzahl anderer Parameter abhängig sind (z. B. ist die Metallkorrosion u. a. auch von der Zusammensetzung des Metalls, der Temperatur und dem pH-Wert abhängig) ist davon auszugehen, dass sich geringe Änderungen des Wasserinventars nicht signifikant auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen auswirken.

10.24.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Wasserinventars

Das Wasserinventar der Abfälle kann die Integrität der Endlagerbehälter beeinflussen, wenn durch dessen Anwesenheit Korrosions- oder Degradationsprozesse ermöglicht werden, die wiederum zur Bildung von Korrosions- bzw. Degradationsprodukten sowie zu Druckaufbau durch Gasbildung führen können. Demzufolge ist der Parameter „Wasserinventar“ bei der Auslegung der Endlagerbehälter prinzipiell zu berücksichtigen. Um Korrosions- oder Degradationsprozesse innerhalb des Endlagerbehälters zu minimieren, wird das Wasserinventar der Abfälle üblicherweise auf nicht vermeidbare Restgehalte begrenzt (siehe z. B. [104] Kap. 4.1). Zu diesem Zweck werden defekte BS so konditioniert, dass aus ihnen keine Restfeuchte freigesetzt werden kann ([9] Kap. 30) und die sonstigen radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung im Rahmen ihrer Konditionierung getrocknet ([91] Kap. 5.1). Aufgrund des geringen Wasserinventars der radioaktiven Abfälle ([9] Kap. 55) ist zu erwarten, dass sich geringe Änderungen des Parameters „Wasserinventar“ nicht signifikant auf den Faktor „Behälter“ auswirken.

Da defekte BS so konditioniert werden sollen, dass aus ihnen keine Restfeuchte freigesetzt werden kann ([9] Kap. 30), müssen entsprechende Konditionierungsanlagen geplant und errichtet werden. Demzufolge wirkt sich der Parameter „Wasserinventar“ auf den Faktor „Betrieb“ aus. Da die Konditionierungsanlagen vermutlich so ausgelegt werden, dass damit auch BS mit der maximal möglichen Restfeuchte konditioniert werden können, ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen des Wasserinventars nicht signifikant auf den Faktor „Betrieb“ auswirken.

Das Wasserinventar kann die Integrität der (geo-)technischen Barrieren beeinflussen, wenn durch dessen Anwesenheit Korrosions- oder Degradationsprozesse ermöglicht werden. Demzufolge ist der Parameter „Wasserinventar“ bei der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (Faktor „NVP“) prinzipiell zu berücksichtigen. Bei Endlagern im Ton- oder Kristallingestein wird üblicherweise davon ausgegangen, dass sich die geotechnischen Barrieren nach Verschluss des Endlagers aufgrund von Wasserzutritten über das Wirtsgestein relativ schnell aufsättigen (siehe z. B. [10] Kap. 45 oder [33] Kap. 2.2.1.5), sodass sich das geringe Wasserinventar der Abfälle nicht signifikant auf den Faktor „NVP“ auswirkt. Bei Endlagern im Steinsalz wird davon ausgegangen, dass keine Wasserzutritte über das Wirtsgestein erfolgen (Ausnahme Lösungsreservoir, [9] Kap. 55), daher kommt dem Wasserinventar der Abfälle und der Versatz- und Verschlussmaterialien eine größere Bedeutung zu. Da das mit den Abfällen eingebrachte Wasserinventar aber insgesamt gering ist ([9] Kap. 55), kann auch für Endlager im Steinsalz davon ausgegangen werden, dass sich kleine Änderungen des Parameters „Wasserinventar“ nicht signifikant auf den Faktor „NVP“ auswirken.

10.25 Inertes Füllgas (Brennstab)

Zur Stützung des HR gegen den Außendruck sowie zur Verbesserung des Wärmeübergangs zwischen Kernbrennstoff und HR werden die BS mit einem inerten Füllgas geflutet (1 bar bis 30 bar; [78] Kap. 9.5 und [101] Kap. 8.2.4). In Deutschland wird in der Regel Helium als inertes Füllgas eingesetzt.

Die stetige Zunahme der Heliummenge durch den α -Zerfall der Actinoiden wird an dieser Stelle nicht berücksichtigt, da es sich hierbei nicht um Füllgas, sondern um in Folge der Bestrahlung gebildetes Helium handelt.

10.25.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Gemäß *AtEV* [6] muss die Füllgasmenge für die bestrahlten BE nicht angegeben werden. Da aber der nominale Vorinnendruck des Füllgases (He) im BS anzugeben ist (siehe Erf.-ID 047a in Tabelle 60 in Anhang A3) und BE nach Spezifikationen gefertigt werden, sodass die geometrischen Abmessungen bekannt sind, lässt sich die Füllgasmenge rechnerisch ermitteln.

10.25.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Da die Befüllung des HR mit einem Füllgas während des standardisierten Fertigungsprozesses der BS durchgeführt wird, bestehen sowohl für die Art des Füllgases als auch für die eingefüllte Menge nur geringe Datenungewissheiten.

10.25.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Aufgrund der unterschiedlichen geometrischen Abmessungen der BS bei den verschiedenen Brennelementtypen (siehe Tabelle 28 und Tabelle 29) ist davon auszugehen, dass auch unterschiedlich viel Füllgas in die BS eingefüllt wird. Aus diesem Grund wird für den Parameter „Inertes Füllgas“ eine mittlere Bandbreite angegeben.

10.25.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des inerten Füllgases

Da das Füllgas inert ist, wirkt es sich weder auf das Radionuklidinventar noch auf die chemische Zusammensetzung aus. Somit besteht kein relevanter Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen.

10.25.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich inerten Füllgases

Da sich das inerte Füllgas weder auf die Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (inkl. Endlagerbehälter) noch auf die ASK oder organisatorischen Maßnahmen des Betriebs auswirkt, wird kein Zusammenhang zwischen diesem Parameter und den Faktoren angegeben.

10.26 Masse der Spaltstoffe und ihre isotoopenweise Zusammensetzung (Spaltstoffinventar)

Vor der Bestrahlung im Reaktor beschränken sich die Spaltstoffe auf die Uranisotope U-233 und U-235 und die Plutoniumisotope Pu-239 und Pu-241 in der BM. Durch die Bestrahlung entstehen weitere Spaltstoffe wie die spaltbaren Actinoiden Am, Cm und Cf [92].

10.26.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Die Massen der Uranisotope U-233 und U-235 sowie der Plutoniumisotope Pu-239 und Pu-241 müssen gemäß *AtEV* [6] sowohl für bestrahlte BE als auch für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung angegeben werden (siehe Erf.-IDs 065d und 065f in Tabelle 60 in Anhang A3).

Für bestrahlte BE ist außerdem die Masse des Thoriumisotops Th-232 zu erfassen (siehe Erf.-ID 065g in Tabelle 60 in Anhang A3).

Gemäß [111] handelt es sich bei spaltbaren Stoffen um Stoffe, die eines oder mehrere der Radionuklide U-233, U-235, Pu-239 und Pu-241 enthalten. Demnach wäre die Erfassung gemäß *AtEV* [6] ausreichend. Allerdings werden z. B. *Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle* für das Endlager Konrad [104] noch weitere spaltbare Stoffe (z. B. Cm-243 und Cm-245) berücksichtigt.

10.26.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Bestrahlte BE

An die Fertigung und QS von BE und insbesondere den darin enthaltenen Kernbrennstoffen bestehen sehr hohe Anforderungen. Aus diesem Grund bestehen bezüglich des Parameters „Spaltstoffinventar“ für die unbestrahlten BE nur entsprechend geringe Datenungewissheiten. Das Spaltstoffinventar nach der Bestrahlung kann genau wie das Radionuklidinventar (siehe Kapitel 10.15.2) mit Hilfe von reaktorphysikalischen Berechnungen ermittelt werden. Aufgrund der Analogie zum Radionuklidinventar bestehen für die bestrahlten BE bezüglich des Parameters „Spaltstoffinventar“ mittlere Datenungewissheiten.

Verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Hochradioaktive Spaltproduktlösungen

Im Rahmen des Wiederaufbereitungsprozesses wird die BM in die drei Komponenten Uran, Plutonium und Spaltprodukte/Actinoide getrennt ([101] Kap. 8.3.3). Aufgrund der Abtrennung von Uran und Plutonium enthalten die verglasten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung deutlich geringere Spaltstoffinventare als die bestrahlten BE. Aus [92] geht hervor, dass für jede individuelle Kokille mit hochradioaktiven Glasprodukten sowohl der Urangehalt (U-233 und U-235) als auch der Plutoniumgehalt (Pu-239 und Pu-241) auf einem Abfalldatenblatt erfasst werden soll, wobei in [88], Kap. 4.2 angegeben wird, dass bei der Ermittlung der U- und Pu-Vektoren der CSD-V auf das Produktionsjahresmittel zurückgegriffen wird. Da es sich bei den Verfahren zur Herstellung der hochradioaktiven verglasten Abfälle aus der Wiederaufbereitung um qualifizierte Verfahren handelt, ist davon auszugehen, dass die mit der messtechnischen Bestimmung der U- und Pu-Vektoren verbundenen Datenungewissheiten gering sind. Aufgrund des Zurückgreifens auf ein Jahresmittel (anstelle der messtechnischen Bestimmung einzelner Chargen oder Kokillen) werden die mit dem Parameter „Spaltstoffinventar“ verbundenen Datenungewissheiten aber insgesamt als mittel eingeschätzt.

Verglaste Schlämme

Die CSD-B bestehen aus verglasten Spülwässern, die bei der Stilllegung von alten Anlagenanteilen in La Hague anfallen. Da diese Abfälle aus verschiedenen Anlagenteilen stammen und eine Vielzahl von Lösungen eingesetzt wird, sind erhebliche Schwankungen in der chemischen und in der radiologischen Zusammensetzung zu erwarten, sodass eine Ableitung des Inventars allein aus Abbrandrechnungen nicht möglich ist. Aus diesem Grund werden die Spüllösungen vor ihrer Verglasung in Chargen von 20 m³ beprobt. Unter anderem werden Massenspektrometrie-Analysen (u. a. U-, Pu-Vektor) durchgeführt. Die Massen der Actinoide (U, Pu, Np-237, Am-241, Am-243, Cm-245, Cm-244) wird für jede einzelne CSD-B erfasst und auf einem Datenblatt dokumentiert. ([88] Kap. 4, 4.1 und 4.2)

Aufgrund der messtechnischen Bestimmung beschränken sich die mit dem Spaltstoffinventar der CSD-B verbundenen Datenungleichheiten im Wesentlichen auf Messunsicherheiten. Diese Messunsicherheiten sind vom eingesetzten Gerät und dem Messverfahren abhängig und können nicht pauschal angegeben werden. Da die CSD-B aber in einem qualifizierten Verfahren hergestellt werden, bestehen für diese Abfälle bezüglich des Parameters „Spaltstoffinventar“ nur entsprechend geringe Datenungleichheiten.

Sonstige radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Im Rahmen des Wiederaufbereitungsprozesses werden die BS in etwa 5 cm lange Stücke zerschnitten und ihr Inhalt in siedender Salpetersäure herausgelöst ([101] Kap. 8.3.3). Kernbrennstoffe und Spaltprodukte, die während dieses Auflösungsprozesses nicht vollständig in Lösung gegangen sind, können den HR (Hülsen) und Strukturteilen anhaften ([91] Kap. 5.2). Auch den Technologieabfällen können Kernbrennstoffe anhaften bzw. in ihnen enthalten sein ([91] Kap. 5.2). Aufgrund der Abtrennung von Uran und Plutonium enthalten die CSD-C insgesamt aber deutlich geringere Spaltstoffinventare als die bestrahlten BE. Aus [93] lässt sich entnehmen, dass für jede einzelne Kokille die Menge an Uran (U-233 und U-235) und Plutonium (Pu-239 und Pu-241) zu erfassen und auf dem Abfalldatenblatt zu dokumentieren ist. Dort sind allerdings keine Informationen zur verwendeten Bestimmungsmethode enthalten. Da das Spaltstoffinventar kokillenspezifisch angegeben werden soll, ist davon auszugehen, dass es messtechnisch bestimmt wird. Sofern dies der Fall ist, beschränken sich die mit dem Spaltstoffinventar der CSD-C verbundenen Datenungleichheiten im Wesentlichen auf Messunsicherheiten. Diese Messunsicherheiten sind wiederum vom eingesetzten Gerät und dem Messverfahren abhängig und können nicht pauschal angegeben werden. Da die CSD-C aber in einem qualifizierten Verfahren hergestellt werden, bestehen für diese Abfälle bezüglich des Parameters „Spaltstoffinventar“ folglich nur geringe Datenungleichheiten.

10.26.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Bestrahlte BE

In Tabelle 50 und Tabelle 51 sind die Mittel- und Maximalwerte der Spaltstoffe für die in der Schweiz definierten Abfallsorten für bestrahlte BE angegeben. Es ist ersichtlich, dass sich die Mengen der enthaltenen Massen je nach Abfallsorte deutlich voneinander unterscheiden. Zusätzlich weisen die Unterschiede zwischen Mittel- und Maximalwerten (üblicherweise um den Faktor 2) auf die Variabilität der Spaltstoffinventare hin. Bei den in der Schweiz definierten Abfallsorten wird nach KKW sowie Kernbrennstofftyp unterschieden. Da in Deutschland deutlich mehr KKW betrieben wurden als in der Schweiz und ebenfalls sowohl MOX- als auch UO₂-BE eingesetzt wurden, kann davon ausgegangen werden, dass auch die Spaltstoffinventare der deutschen Abfälle deutlich variieren. Folglich wird für die bestrahlten BE bezüglich des Parameters „Spaltstoffinventar“ eine große Bandbreite angegeben.

Tabelle 50: Mittleres Spaltstoffinventar der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66]

Abfallsorte		U		Pu			Am	Cm	
		-233	-235	-238	-239	-241	-242m	-243	-245
BE-PD-UO2-U-HAA	[g]	-	2,1e-4	2,4e-8	2,6e-5	1e-9	9e-10	2e-11	6,8e-9
BE-M-UO2-U-HAA	[g]	0,002	860	22	640	7,2	0,068	0,016	0,33
BE-L-UO2-U-HAA	[g]	0,002	700	25	660	15	0,056	0,022	0,37
BE-G-UO2-U-HAA	[g]	0,007	3.330	110	2.600	60	0,38	0,098	2,7
BE-G-MOX-U-HAA	[g]	0,005	430	460	7.600	140	7,7	1,0	63
BE-B-UO2-U-HAA	[g]	0,005	2.500	64	1.800	29	0,30	0,054	1,3
BE-B-MOX-U-HAA	[g]	0,004	510	160	5.000	70	3,8	0,28	27

Tabelle 51: Maximales Spaltstoffinventar der schweizerischen Abfallsorten für bestrahlte BE gemäß [60–66]

Abfallsorte		U		Pu			Am	Cm	
		-233	-235	-238	-239	-241	-242m	-243	-245
BE-PD-UO2-U-HAA	[g]	-	1,5e-3	2,7e-8	2,7e-5	1,1e-9	4,2e-9	1e-10	3,2e-8
BE-M-UO2-U-HAA	[g]	0,005	1.700	44	1.300	14	0,14	0,032	0,65
BE-L-UO2-U-HAA	[g]	0,004	1.400	51	1.300	30	0,11	0,044	0,74
BE-G-UO2-U-HAA	[g]	0,015	6.600	210	5.200	120	0,76	0,20	5,4
BE-G-MOX-U-HAA	[g]	0,01	850	910	15.000	270	15	2,1	130
BE-B-UO2-U-HAA	[g]	0,011	4.900	130	3.500	58	0,59	0,11	2,5
BE-B-MOX-U-HAA	[g]	0,007	1.000	310	10.000	140	7,6	0,56	54

Radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung

In Tabelle 52 und Tabelle 53 sind die Mittel- und Maximalwerte der Spaltstoffe für die in der Schweiz definierten Abfallsorten für radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung angegeben. Die Unterschiede zwischen Mittel- und Maximalwerten weisen auf eine gewisse Variabilität der Spaltstoffinventare hin. Da die in Deutschland endzulagernden radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung größtenteils in denselben Anlagen wie die schweizerischen Abfälle aufbereitet wurden, kann davon ausgegangen werden, dass auch die Spaltstoffinventare der deutschen Abfälle in einem ähnlichen Maß variieren. Hinzu kommt, dass, bedingt durch die angewendeten Reinigungsverfahren der WAK, die GW der VEK für Uran und Plutonium fast doppelt so hoch wie die Inventare der in La Hague und Sellafield produzierten Kokillen sind ([90] Kap. 5.2). Demzufolge wird für die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung bezüglich des Parameters „Spaltstoffinventar“ ebenfalls eine große Bandbreite angegeben.

Tabelle 52: Mittleres Spaltstoffinventar der schweizerischen Abfallsorten für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [94–97]

Abfallsorte		U		Pu			Am	Cm	
		-233	-235	-238	-239	-241	-242m	-243	-245
WA-F-MX-K1-ATA (CSD-C)	[g]	1,3e-5	7,0	0,43	13	0,11	0,0064	4,7e-4	0,015
WA-F-KG-K1-HAA (CSD-V)	[g]	0,016	7,6	1,1	9,4	0,039	3,4	0,12	2,6
WA-U-KG-K1-HAA (VR)	[g]	0,011	6,6	0,29	9,5	0,022	0,78	0,074	0,92
WA-F-SG-K1-ATA (CSD-B)	[g]	8,6e-3	9,2	0,10	9,9	0,029	-	-	0,012

Tabelle 53: Maximales Spaltstoffinventar der schweizerischen Abfallsorten für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung gemäß [94–97]

Abfallsorte		U		Pu			Am	Cm	
		-233	-235	-238	-239	-241	-242m	-243	-245
WA-F-MX-K1-ATA (CSD-C)	[g]	5,9e-5	35	1,3	39	0,34	0,039	2,8e-3	0,089
WA-F-KG-K1-HAA (CSD-V)	[g]	0,039	30	1,7	19	0,086	4,6	0,21	5,6
WA-U-KG-K1-HAA (VR)	[g]	0,013	12	0,40	16	0,036	1,1	0,14	1,6
WA-F-SG-K1-ATA (CSD-B)	[g]	0,017	18	0,20	20	0,059	-	-	0,024

10.26.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Spaltstoffinventars

Änderungen des Spaltstoffinventars gehen mit Änderungen des Radionuklidinventars einher. Aus diesem Grund besteht ein Zusammenhang zwischen dem Spaltstoffinventar und allen sicherheitsrelevanten Zielgrößen, die vom Parameter „Radionuklidinventar“ (siehe Kapitel 10.15.4) abhängig sind. Dies sind alle identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen mit Ausnahme der Zielgröße „Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren“.

Der effektive Multiplikationsfaktor beschreibt das Verhältnis der Gesamtzahl der entstandenen (und im System verbleibenden) Neutronen zur Gesamtzahl der absorbierten Neutronen. Da sich bei Änderungen des Spaltstoffinventars die Anzahl der entstandenen Neutronen verändert, wird der Zusammenhang zwischen der Zielgröße „effektive Multiplikationsfaktor“ und dem Parameter „Spaltstoffe und ihre isotopenweise Zusammensetzung“ als signifikant bewertet.

Da es sich bei vielen Spaltstoffen um α -Strahler handelt (siehe Tabelle 54) und α -Teilchen in biologischen Objekten besonders große Schäden verursachen⁷³ ([101] Kap. 9.3), wird der Zusammenhang zwischen dem Parameter „Spaltstoffe und ihre isotonenweise Zusammensetzung“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen und
- Körperdosen

als signifikant bewertet.

In Tabelle 54 sind für verschiedene Spaltstoffe und andere sicherheitsrelevante Radionuklide ZE und effektive Wärme (Q_{eff}) aufgeführt, wobei sich die benannte ZE auf die jeweils genannte Zerfallsart und Q_{eff} auf die Gesamtenergie bezieht. Gerade bei den benannten β -Strahlern kann Q_{eff} deutlich größer als die genannte ZE sein, da die charakteristische γ -Strahlung der Tochternuklide dem Mutternuklid zugerechnet wird. So wird beispielsweise dem β -Strahler Co-60 auch die von seiner Tochter Ni-60 emittierte γ -ZE (2.504 keV) zugeordnet. Aufgrund ihrer hohen ZE bzw. Q_{eff} wirken sich Spaltstoffe besonders stark auf die Nachzerfallsleistung und damit auf die Temperatur aus. Aus diesem Grund wird der Zusammenhang zwischen dem Parameter „Spaltstoffe und ihre isotonenweise Zusammensetzung“ und den sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Temperatur an der Gebindeoberfläche,
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich und
- Dicke des Behälters (bzw. der Beschichtung)

als signifikant bewertet.

Tabelle 54: Vergleich von ZE und Q_{eff} gemäß ENDF⁷⁴/B-VIII.0 [112]

Spaltstoff	Zerfallsart	ZE [keV]	Q_{eff} [keV]	Radio-nuklid	Zerfallsart	ZE [keV]	Q_{eff} [keV]
Am-241	α	5.490	5.638	C-14	β^-	49	157
Am-242m	IÜ ⁷⁵ (99,541 %)	49	74	Co-60	β^-	96	2.824
Cm-243	α (99,71 %)	5.830	6.151	Cs-134	β^- (99,999)	157	2.059
Cm-245	α	5.387	5.622	Cs-137	β^-	179	549
Pu-238	α	5.486	5.593	Eu-154	β^-	221	1.969
Pu-239	α	5.151	5.244	H-3	β^-	6	19
Pu-241	β^- (99,998 %)	5	21	I-129	β^-	37	194
U-233	α	4.806	4.908	Sr-90	β^-	196	546
U-235	α	4.339	4.679	Y-90	β^-	933	2.280
U-238	α	4.187	4.270				

⁷³ Wird ein biologisches Objekt mit α -Strahlen und ein gleiches biologisches Objekt mit β -Strahlen bestrahlt und nehmen beide Objekte gleich viel Energie auf, so sind die Strahlenschäden durch die α -Strahlung etwa 20-mal größer.

⁷⁴ Evaluated Nuclear Data File

⁷⁵ Isomerieübergang (IÜ)

10.26.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich des Spaltstoffinventars

In den *Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle* für das Endlager Konrad [104] werden Anforderungen bezüglich der in den Abfällen enthaltenen Spaltstoffe festgelegt. Unter anderem werden die Aktivitätswerte bzw. Massen für spaltbare Stoffe eines Abfallgebundes auf die aus den Analysen zur Kritikalitätssicherheit abgeleiteten Werte begrenzt. Dies macht deutlich, dass die Spaltstoffe bei der Auslegung der Endlagerbehälter (Faktor „Behälter“) berücksichtigt werden müssen. Da die je Abfallgebunde zulässigen Massen je nach Spaltstoff sehr gering sein können (siehe Tabelle 55), wird davon ausgegangen, dass sich kleine Änderungen des Faktors „Spaltstoffe und ihre isotonenweise Zusammensetzung“ signifikant auf den Faktor „Behälter“ auswirken können.

Tabelle 55: Zulässige Massen der Spaltstoffe für Betonbehälter (BB), Gussbehälter (GB) und Container (C) gemäß [104]

Behälter Typ		BB		GB			C						
		I	II	I	II	III	I	II	III	IV	V	VI	
U-233													
≤ 5 %	[g]	125	125	70	125	125	250	250	500	500	500	250	
> 5 %	[g]	38	38	28	38	35	90	100	220	180	220	110	
U-235													
≤ 5 %	[g]	210	210	120	210	210	425	425	850	850	850	425	
> 5 %	[g]	69	69	50	69	65	170	175	350	350	350	175	
Pu-239	[g]	38	38	28	38	35	90	100	220	180	220	110	
Pu-241	[g]	19	19	14	19	17	45	50	110	90	110	55	
Np-237	[g]	400											
Am-241	[g]	320											
Am-242m	[g]	0,26											
Am-243	[g]	500											
Cm-243	[g]	1,8											
Cm-244	[g]	60											
Cm-245	[g]	0,6											
Cm-247	[g]	18											
Cf-249	[g]	0,2											
Cf-251	[g]	0,1											

In [104] wird bezüglich der in den Abfällen enthaltenen Spaltstoffe außerdem festgelegt, dass

- bei Containern mit einer Spaltstoffmasse von mehr als einem Zwanzigstel der kleinsten kritischen Masse sicherzustellen ist, dass in jedem beliebig angeordneten kubischen 100-l-Volumen im Abfallgebunde maximal ein Zwanzigstel der kleinsten kritischen Masse des betreffenden Spaltstoffes enthalten ist,

- brennbare radioaktive Abfälle, die spaltbare Stoffe außer Natururan und abgereichertem Uran mit einer Masse von mehr als 1 g pro Abfallbinde enthalten,
 - in einer nicht brennbaren Abfallmatrix fixiert,
 - allseitig von einer inaktiven Schicht mit einem Wärmeleitwiderstand von mindestens $0,1 \text{ m}^2 \cdot \text{K} \cdot \text{W}^{-1}$ umgeben oder
 - in einem Abfallbehälter, der der Abfallbehälterklasse II zugeordnet wird, verpackt sein müssen und
- bei Abfallbinden mit mehr als 15 g Spaltstoff der Nachweis zu erbringen ist, dass bei thermischer Belastung des Abfallgebundes eine lokale Aufkonzentrierung ausgeschlossen werden kann.

Dies zeigt, dass sich das Spaltstoffinventar auf verschiedene Prozesse des Endlager- bzw. Konditionierungsbetriebs (Faktor „Betrieb“) auswirkt. Da die kleinsten kritischen Massen je nach Spaltstoff sehr gering sein können, wird davon ausgegangen, dass sich kleine Änderungen des Faktors „Spaltstoffe und ihre isotonenweise Zusammensetzung“ signifikant auf den Faktor „Betrieb“ auswirken können.

Gemäß § 8 Abs. 1 *EndlSiAnfV* [2] ist nicht nur für Betrieb und Stilllegung des Endlagers sondern auch für die zu erwartenden und abweichenden Entwicklungen im Bewertungszeitraum zu prüfen und darzustellen, dass sich selbst tragende Kettenreaktionen ausgeschlossen sind. Bei der zu diesem Zweck erforderlichen Ermittlung der reaktivsten Anordnung sind auch Stofftransportprozesse und mögliche daraus resultierende Akkumulationen von Spaltstoffen zu berücksichtigen (Anlage Teil A zur *EndlSiAnfV* [2]). Demzufolge sind Endlager so auszulegen, dass es auch bei einer Freisetzung von Spaltstoffen nicht zu einer unzulässigen Akkumulation von Spaltstoffen kommen kann. Folglich ist der Parameter „Spaltstoffe und ihre isotonenweise Zusammensetzung“ bei der Auslegung des Endlagers (Faktor „NVP“) zu berücksichtigen. Da die kleinsten kritischen Massen je nach Spaltstoff sehr gering sein können, wird davon ausgegangen, dass sich kleine Änderungen des Faktors „Spaltstoffe und ihre isotonenweise Zusammensetzung“ signifikant auf den Faktor „Betrieb“ auswirken können.

10.27 Masse Schwermetall

Die Schwermetallmasse der unbestrahlten BE ist relevant, da sie als Bezug für die Angabe des Abbrands dient und z. B. für die Durchführung von reaktorphysikalischen Berechnungen zur Bestimmung des Radionuklidinventars benötigt wird. In diesem Sinne sind hier nur die Massen der als Kernbrennstoff (d. h. Uran und Plutonium (sowie Thorium)) bezeichneten Schwermetalle relevant.⁷⁶ Des Weiteren wird die Schwermetallmasse zur Angabe von Lagerbeständen in den ZWL und Lagerbecken der KKW verwendet (siehe z. B. [71]).

10.27.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Für bestrahlte BE und Brennelementkannen sowie für jeden BS in einem Köcher muss gemäß *AtEV* [6] die nominale Schwermetallmasse (U, Pu und Th) bzw. die abdeckende Schwermetallmasse (U und Pu) angegeben werden (siehe Erf.-IDs 065a und 065b in Tabelle 60 in Anhang A3).

⁷⁶ Gemäß [71] ist Megagramm Schwermetall die Einheit der Schwermetallmasse und damit ein Maß für den Brennstoffgehalt (Uran, Plutonium und Thorium) eines BE.

Auch für die Köcher ist die Schwermetallmasse (U und Pu) vor der Bestrahlung anzugeben (siehe Erf.-ID 065c in Tabelle 60 in Anhang A3).

10.27.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungewissheiten

Aufgrund der sehr hohen Anforderungen an die Fertigung und QS der BM von BE, bestehen für die unbestrahlten BE bezüglich des Parameters „Masse Schwermetall“ nur geringe Datenungewissheiten.

Im Rahmen der Bestrahlung der BE nimmt die Schwermetallmasse infolge des Abbrands ab ([71] Kap. 5). Die Schwermetallmasse der bestrahlten BE kann – ebenso wie das Radionuklidinventar (siehe Kapitel 10.15.2) – mit Hilfe von reaktorphysikalischen Berechnungen ermittelt werden. Aufgrund der Analogie zum Radionuklidinventar bestehen für die bestrahlten BE bezüglich des Parameters „Masse Schwermetall“ mittlere Datenungewissheiten.

10.27.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

In Tabelle 56 und Tabelle 57 sind mittlere Schwermetallmassen pro BE aus Leistungs- bzw. Versuchs-, Demonstrations- und Forschungsreaktoren angegeben. Da die Schwermetallmasse sowohl im Rahmen der Weiterentwicklung von BE verändert wurde als auch infolge des Abbrands abnimmt ([71] Kap. 5), wird für die bestrahlten BE bezüglich des Parameters „Masse Schwermetall“ eine mittlere Bandbreite angegeben.

Tabelle 56: Mittlere Schwermetallmassen für BE aus Leistungsreaktoren, abgeleitet aus dem Verzeichnis radioaktiver Abfälle [71]

Kernkraftwerk		Reaktortyp		Lager- becken	CASTOR® im ZWL		
					V/19	V/52	440/84
GKN	Neckarwestheim	DWR	[kg]	523	440		
KWO	Obrigheim	DWR	[kg]				280
KKP	Philippsburg	SWR & DWR	[kg]	542	512	165	
KKG	Grafenrheinfeld	DWR	[kg]	536	512		
KRB	Gundremmingen	SWR	[kg]	174		165	
KKI	Isar	SWR & DWR	[kg]	447	507	167	
KWB	Biblis	DWR	[kg]		514		
KKI	Emsland	DWR	[kg]	538	510		
KWG	Grohnde	DWR	[kg]	544	512		
KKU	Unterweser	DWR	[kg]		513		
KBR	Brokdorf	DWR	[kg]	540	510		
KKB	Brunsbüttel	SWR	[kg]			167	
KKK	Krümmel	SWR	[kg]			169	

Tabelle 57: Mittlere Schwermetallmassen für BE aus Versuchs-, Demonstrations- und Forschungsreaktoren (abgeleitet aus dem *Verzeichnis radioaktiver Abfälle* [71])

			Absetzbecken bzw. Absetzgestelle	Reaktor(druck-) behälter	CASTOR® THTR/ AVR im ZWL
FRM II ⁷⁷	München	[kg]	6,9		
BER II ⁷⁷	Berlin	[kg]	1,5		
THTR ⁷⁷	Hamm-Uentrop	[kg]		0,0068	
AVR ⁷⁷	Jülich	[kg]		0,0058	0,0069

10.27.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Schwermetallmasse

Wie bereits erläutert, dient die Schwermetallmasse vor der Bestrahlung als Bezug für die Angabe des Abbrands. Während der Abbrand also angibt, wie viel Energie durch eine Masseneinheit BSt erzeugt worden ist, kann durch Multiplikation des Abbrands mit der Schwermetallmasse ermittelt werden, wie viel Energie z. B. durch ein BE erzeugt worden ist. Demzufolge besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Masse Schwermetall“ und allen sicherheitsrelevanten Zielgrößen, die vom Radionuklidinventar und den vom Radionuklidinventar beeinflussten Parametern (z. B. Nachzerfalls- und Strahlungsdosisleistung) abhängig sind. Konkret sind dies alle identifizierten sicherheitsrelevanten Zielgrößen mit Ausnahme der Zielgröße „Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren“.

Änderungen des Parameters „Masse Schwermetall“ wirken sich in gleichem Maße auf das Radionuklidinventar eines BE aus, wie Änderungen des Parameters „Abbrand“. Aus diesem Grund wird die Bewertung der Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich des Parameters „Abbrand“ auf den Parameter „Masse Schwermetall“ übertragen.

10.27.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Schwermetallmasse

Die Schwermetallmasse wirkt sich maßgeblich auf das Radionuklidinventar aus (siehe Kapitel 9.3.2). Da ein Zusammenhang zwischen dem Radionuklidinventar und den drei identifizierten Faktoren besteht (siehe Kapitel 10.15.5), besteht demzufolge auch ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Masse Schwermetall“ und den drei Faktoren.

Da sich kleine Änderungen des Radionuklidinventars mutmaßlich nicht signifikant auf die drei Faktoren auswirken (siehe Kapitel 10.15.5), ist auch davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen der Schwermetallmasse nicht signifikant auf die drei Faktoren auswirken

⁷⁷ Forschungsreaktor München II (FRM II), Berliner Experimentierreaktor (BER II), Thorium-Hoch-Temperatur-Reaktor (THTR), Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR)

10.28 Nachzerfallsleistung

10.28.1 Abdeckung durch aktuell gültige Regularien

Gemäß *AtEV* [6] muss die Nachzerfallsleistung (inkl. Bezugsdatum) sowohl für bestrahlte BE als auch für verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung erfasst werden (siehe Erf.-ID 071b in Tabelle 60 in Anhang A3).

Für die sonstigen radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung ist die Angabe der Nachzerfallsleistung gemäß *AtEV* [6] nicht erforderlich (siehe Fußnote 18 zu Tabelle 5 in Anlage Teil D), obwohl sie in [93] auch für diese Abfälle gefordert wird. Ein Grund für diese Entscheidung könnte die deutlich geringere Nachzerfallsleistung dieser Abfälle sein. Auch wenn die Nachzerfallsleistung der sonstigen radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung deutlich geringer ist, als die der BE und der verglasten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung, sollte sie dennoch erfasst werden.

Da es sich bei der Nachzerfallsleistung um eine berechenbare Größe handelt, stellt die Nacherfassung keine Schwierigkeit dar. Des Weiteren könnten konservativ auch die Garantiewerte herangezogen werden (für CSD-C beträgt der Garantiewert z. B. 90 W zum Zeitpunkt des Abtransports aus La Hague).

10.28.2 Semiquantitative Abschätzung der Datenungleichheiten

Die Nachzerfallsleistung kann bei bekanntem Aktivitätsinventar (zu einem Bezugszeitpunkt⁷⁸) sehr präzise berechnet werden, sodass bezüglich der Bestimmungsmethode nur geringe Datenungleichheiten bestehen. Da aber der zur Berechnung der Nachzerfallsleistung benötigte Parameter „Radionuklidinventar“ mit mittleren Datenungleichheiten belegt ist (siehe Kapitel 10.15.2), wird auch für den Parameter „Nachzerfallsleistung“ eine mittlere Datenungleichheit angenommen. Zwar sind auch die zur Berechnung der Nachzerfallsleistung benötigten ZE mit Ungleichheiten belegt, diese betragen aber in Abhängigkeit vom Radionuklid und der Zerfallsart in der Regel weniger als einige Prozent⁷⁹.

10.28.3 Semiquantitative Abschätzung der Bandbreite

Da die Nachzerfallsleistung im Wesentlichen durch das Radionuklidinventar bestimmt wird, für das eine große Bandbreite angegeben wird (siehe Kapitel 10.15.3), wird auch für den Parameter „Nachzerfallsleistung“ eine große Bandbreite angegeben.

10.28.4 Sensitivität der sicherheitsrelevanten Zielgrößen hinsichtlich der Nachzerfallsleistung

Beim radioaktiven Zerfall der in den eingelagerten Abfällen vorhandenen Radionuklide wird ZE freigesetzt. Durch die Absorption der ionisierenden Strahlung in einem Körper kann diese ZE in Wärme umgewandelt werden. In der frühen NVP kommt es dadurch im Bereich der Einlagerungsstrecken und dem sich daran anschließenden Wirtsgestein zu einem Temperaturanstieg, sodass in diesem Bereich thermische Expansionsprozesse besonders ausgeprägt sind. Die thermische Expansion kann zu

⁷⁸ Aufgrund des radioaktiven Zerfalls verändert sich das Radionuklidinventar im Laufe der Zeit. Da die Nachzerfallsleistung anhand des Aktivitätsinventars berechnet wird, bedeutet dies, dass auch die Nachzerfallsleistung von der (Abkling-)Zeit abhängig ist.

⁷⁹ Die Ungleichheiten der ZE werden in entsprechenden Datenbanken (z. B. ENDF oder JEFF) angegeben.

Spannungsänderungen in den (geo-)technischen Barrieren und dem Wirtsgestein führen, die sich wiederum auf deren Integrität auswirken können. ([12] Kap. 28, 29 und 37)

Da die Nachzerfallsleistung die Temperatur beeinflusst und durch den Temperaturanstieg die Integrität der (geo-)technischen Barrieren und des Wirtsgesteins beeinträchtigt werden kann, besteht ein Zusammenhang zwischen dem Parameter „Nachzerfallsleistung“ und allen sicherheitsrelevanten Zielgrößen.

Da die Nachzerfallsleistung die Temperatur in der Umgebung der Endlagergebinde maßgeblich beeinflusst, wird davon ausgegangen, dass die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- effektiver Multiplikationsfaktor,
- Temperatur an der Gebindeoberfläche,
- Temperatur, pH-Wert und Druck im Einlagerungsbereich und
- Dicke der Behälterbeschichtung bzw. des Behälters

signifikant durch den Parameter „Nachzerfallsleistung“ beeinflusst werden. Den wesentlichen Beitrag zur Nachzerfallsleistung leisten dabei die BM und die verglasten Spaltproduktlösungen, aber auch die metallischen Strukturteile tragen zur Nachzerfallsleistung bei.

Da davon auszugehen ist, dass bei der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren gewisse Sicherheitsfaktoren berücksichtigt werden, wird erwartet, dass sich kleine Änderungen der Nachzerfallsleistung nicht signifikant auf die Barriereintegrität und damit die sicherheitsrelevanten Zielgrößen

- Radionuklidaustrag (Masse und Menge) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren,
- zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen und
- Körperdosen

auswirken.

10.28.5 Sensitivität der Faktoren hinsichtlich der Nachzerfallsleistung

Durch die Nachzerfallsleistung der radioaktiven Abfälle kommt es in der frühen NVP in den Einlagerungsbereichen, (geo-)technischen Barrieren und dem angrenzenden Wirtsgestein zu einem Temperaturanstieg. Dieser Temperaturanstieg resultiert in der thermischen Expansion der Endlagerbehälter, der (geo-)technischen Barrieren und des Wirtsgesteins, durch die wiederum Spannungsänderungen in diese Komponenten eingetragen werden. Da sich die Spannungsänderungen auf die Integrität des Wirtsgesteins und der (geo-)technischen Barrieren auswirken können, ist die zu erwartende thermisch induzierte Spannung bei der Auslegung der (geo-)technischen Barrieren (inkl. Endlagerbehälter) und des Endlagers (z. B. Abstand zwischen den benachbarten Einlagerungsbereichen) zu berücksichtigen ([12] Kap. 28, 29 und 37).

Da in einen Endlagerbehälter üblicherweise mehrere PG eingebracht werden, besteht grundsätzlich die Möglichkeit PG mit hohen Nachzerfallsleistungen mit PG mit niedrigen Nachzerfallsleistungen zu kombinieren. Aus diesem Grund ist davon auszugehen, dass sich kleine Änderungen der Nachzerfallsleistung nicht signifikant auf die Faktoren „Behälter“ und „Betrieb“ auswirken.

Auch wenn die Nachzerfallsleistung während der (Zwischen-)Lagerung der bestrahlten BE in Abklingbecken und ZWL maßgeblich abnimmt, ist davon auszugehen, dass die Nachzerfallsleistung der bestrahlten BE und der verglasten hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung während des Betriebs des Endlagers noch so hoch ist, dass sie bei der Auslegung der ASK des Betriebs berücksichtigt werden muss. Da die entsprechenden ASK vermutlich so ausgelegt werden, dass sie BE verschiedener Brennelementtypen (und damit unterschiedlicher Nachzerfallsleistungen, siehe

Abbildung 5) handhaben können, ist zu erwarten, dass sich kleine Änderungen der Nachzerfallsleistung nicht signifikant auf den Faktor „NVP“ auswirken.

11 PRIORISIERUNG DER ABFALLSPEZIFISCHEN INVENTARDATEN

Als Grundlage für die seitens BASE durchzuführende Bewertung der vom Vorhabenträger vorgelegten Ausführungen zu bestehenden Ungewissheiten wurden

- die Ungewissheiten der Inventardaten semiqualitativ abgeschätzt sowie
- die Sensitivität
 - der sicherheitsrelevanten Zielgrößen und
 - der Faktorenhinsichtlich der Inventardaten

bewertet.

Abbildung 6, die die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zusammenfassend darstellt, zeigt, wie stark sich die einzelnen abfallspezifischen Inventardaten auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen und die Faktoren auswirken.

Es lässt sich erkennen, dass sich die Parameter

- (komponentenspezifische) chemische Zusammensetzung,
- Spaltstoffe und ihre isotonenweise Zusammensetzung,
- Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (Entladung),
- (komponentenspezifisches) Radionuklidinventar,
- Abbrand des Kernbrennstoffs und
- Masse Schwermetall

besonders stark auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen und die Faktoren auswirken. Sie werden somit der Priorisierungsgruppe 1 zugeordnet. Außerdem wird der in Abbildung 6 nicht dargestellte Parameter „Komponentenspezifische Zusammensetzung“ dieser Gruppe zugeordnet.

Die Parameter

- Strahlungsdosisleistung,
- Nachzerfallsleistung,
- Klassifizierung der abgebrannten BE bzw. BS,
- gasförmige (und flüchtige) Radionuklide,
- Metalle und
- (ursprünglicher) Anreicherungsgrad bzw. Anreicherung

haben einen mäßigen Einfluss auf die sicherheitsrelevanten Zielgrößen und Faktoren und werden der Priorisierungsgruppe 2 zugeordnet.

Der Einfluss der übrigen Inventardaten ist eher gering, sodass sie der Priorisierungsgruppe 3 zugeordnet werden. Hierbei handelt es sich um

- alle geometrischen Parameter,
- alle physikalischen Parameter,
- die allgemeinen Parameter
 - Abfallkategorie,
 - Brennstabanzahl (im Beladungszustand) und
 - Brennelementtyp,
- die stofflichen Parameter
 - Wasserinventar,
 - Organika und
 - inertes Füllgas sowie

- die Gesamtaktivität.

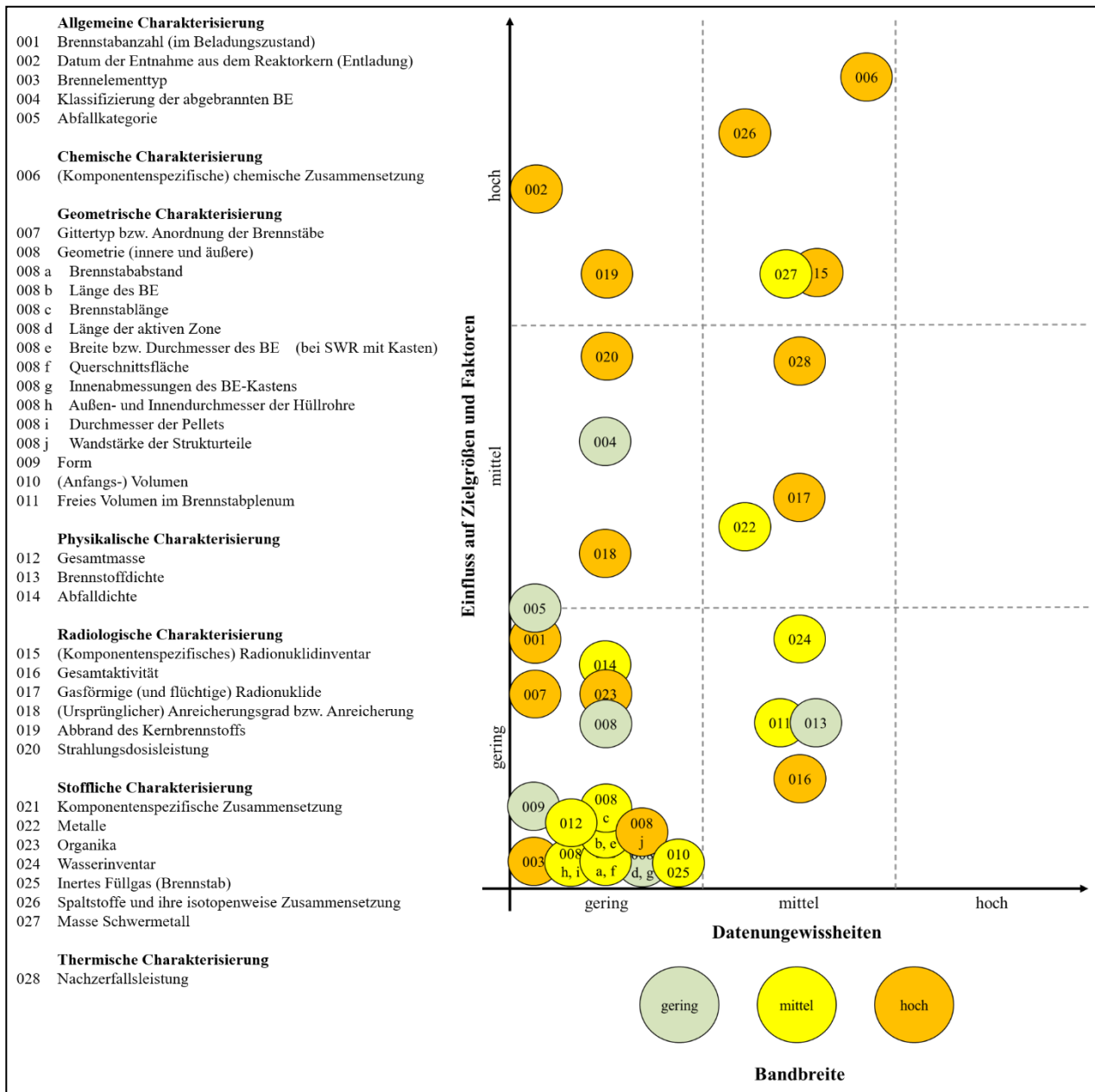


Abbildung 6: Einfluss der abfallspezifischen Inventardaten auf Zielgrößen und Faktoren

12 LITERATUR

- [1] Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle vom 5. Mai 2017 (Standortauswahlgesetz - StandAG), 2017.
- [2] Verordnung über Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle vom 6. Oktober 2020 (Endlagersicherheitsanforderungsverordnung - EndlSiAnfV), 2020.
- [3] Verordnung über Anforderungen an die Durchführung der vorläufigen Sicherheitsuntersuchungen im Standortauswahlverfahren für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle vom 6. Oktober 2020 (Endlagersicherheitsuntersuchungsverordnung - EndlSiUntV), 2020.
- [4] Rochman Dimitri Alexandre, Álvarez-Velarde Francisco, Dagan Ron, Fiorito Luca, Häkkinen Silja, Kromar Marjan, Muñoz Ana, Panizo-Prieto Sonia, Romojaro Pablo, Schillebeeckx Peter, Seidl Marcus, Shama Ahmed, Žerovnik Gasper: On the estimation of nuclide inventory and decay heat: a review from the EURAD European project. In: EPJ Nuclear Sci. Technol. 2023 (2023), 9 14.
- [5] Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren vom 23. Dezember 1959 (Atomgesetz - AtG), 1959.
- [6] Verordnung über Anforderungen und Verfahren zur Entsorgung radioaktiver Abfälle vom 29. Januar 2018 (Atomrechtliche Entsorgungsverordnung - AtEV), 2018.
- [7] Richtlinie 2011/70/Euratom des Rates vom 19. Juli 2011 über einen Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle vom 19. Juli 2011 (Richtlinie 2011/70/EURATOM), 2011.
- [8] International Atomic Energy Agency: Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. 24.12.1997 (Information Circular 546).
- [9] Wolf, J., et al.: FEP-Katalog für die VSG. Dokumentation.: Bericht zum Arbeitspaket 7. Juni 2012 (GRS - 283).
- [10] Stark, L., et al.: FEP Katalog für das Endlagerstandortmodell NORD: Dokumentation (Anlage zum Bericht). April 2014 (Projekt ANSICHT TEC-22-2014-AP).
- [11] Stark, L., et al.: FEP Katalog für das Endlagerstandortmodell SÜD: Dokumentation Teil 1 (Komponenten-FEP) (Projekt ANSICHT TEC-16-2016-AP).
- [12] Stark, L., et al.: FEP Katalog für das Endlagerstandortmodell SÜD: Dokumentation Teil 2 (Prozess-FEP). 30.03.2016 (Projekt ANSICHT TEC-16-2016-AP).
- [13] Mrugalla, S., et al.: FEP-Katalog zum Endlagersystem „mKBS-3“. 02.07.2020 (CHRISTA-II BGE TEC 2020-23). – Technischer Bericht.
- [14] Mrugalla, S., et al.: FEP-Katalog zum Endlagersystem „überlagernder ewG“. 02.07.2020 (CHRISTA-II BGE TEC 2020-22). – Technischer Bericht.
- [15] Mrugalla, S., et al.: FEP-Katalog zum Endlagersystem „multipler ewG“. 24.08.2020 (CHRISTA-II BGE TEC 2019-03).
- [16] Honty, M. ; Craen, M. de: Boom Clay mineralogy – qualitative and quantitative aspects. Mol Belgien, Februar 2011 (External report ER-194).

- [17] Druyts, F. ; Caes, S.: Corrosion of metals in B&C waste.docx: A review of literature data. Mol Belgien, Mai 2019 (ER-0412).
- [18] KernD.de: Zwischenlagerung | kernd.eu | Informationen zu Kernenergie, Atomenergie, Kernkraft, Atomkraft (https://www.kernd.de/kernd/themen/Entsorgung/zwischenlagerung/02_index.php#:~:text=Radioaktive%20Abf%C3%A4lle%20werden%20in%20Deutschland,Zwischenlager%20von%20Industrie%20und%20Forschungseinrichtungen.; Abruf 05.09.2022).
- [19] Switzerland, W. M. 2.: ZWILAG Zwischenlager Würenlingen AG (<https://www.zwilag.ch/de/home.html>; Abruf 05.09.2022).
- [20] IAEA: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material 2012 Edition: Specific Safety Requirements No. SSR-6. Vienna, 2012 (IAEA safety standards for protecting people and the environment).
- [21] Bundesministerium für Verkehr und digitale Infrastruktur: Die Richtlinie R 003 vom 09.06.2016 (VkBl. 2016 S. 430): Bekanntmachung der Neufassung der Richtlinie R 003. 18. Auflage. Bonn, 2019 (Grundsatzangelegenheiten 122).
- [22] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Verpackungsanlage hochaktiver Abfälle: Vor- und Nachteile verschiedener Standortvarianten. Wettingen, Schweiz, Juni 2020 (Nagra Arbeitsbericht NAB 20-14).
- [23] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14. Dezember 2014 (Technischer Bericht 14-04).
- [24] Broed, R., et al.: Safety Case for the Operating Licence Application: Biosphere Radionuclide Transport and Dose Modelling: Working Report 2020-24. Dezember 2021 (2020-24).
- [25] STUK - Radiation and Nuclear Safety Authority: STUK is a regulatory control authority: Nuclear waste and material regulation (<https://www.stuk.fi/web/en/stuk-supervises/stuk-is-a-regulatory-control-authority>; Abruf 10.10.2022).
- [26] Työ- ja elinkeinoministeriö: Spent nuclear fuel - Ministry of Economic Affairs and Employment (<https://tem.fi/en/spent-nuclear-fuel>; Abruf 10.10.2022).
- [27] STUK - Radiation and Nuclear Safety Authority: Disposal of spent fuel in Finland (<https://www.stuk.fi/en/web/en/topics/nuclear-waste/disposal-of-spent-fuel-in-finland>; Abruf 14.07.2022).
- [28] Posiva Oy: Posiva - Final disposal (<https://www.posiva.fi/en/index/finaldisposal.html>; Abruf 14.07.2022).
- [29] Posiva Oy: Source Terms for the Safety Case in Support of the Operating Licence Application: Posiva 2021-11. Dezember 2021.
- [30] Posiva Oy: Posiva submits application for operating licence for encapsulation and final disposal facility of spent nuclear fuel (10.10.2022).
- [31] STUK - Radiation and Nuclear Safety Authority: Disposal of nuclear waste: Guide YVL D.5. 13.02.2018.
- [32] Radiation and Nuclear Safety Authority Regulation on the Safety of Disposal of Nuclear Waste vom 10. Dezember 2018 (Y/4/2018), 2018, S. 115–116.
- [33] Posiva Oy: Canister Evolution. Dezember 2021 (Working Report 2021-06).

- [34] Nordman, H., et al.: Radionuclide Transport in the SNF Repository: Near-Field and Probabilistic Analysis of the Releases from the SNF Repository. Mai 2022 (Working Report 2022-06).
- [35] Anttila, M.: Criticality Safety Calculations for Three Types of Final Disposal Canisters. Juli 2005 (Working Report 2005-13).
- [36] Svensk Kärnbränslehantering AB: Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark: Main report of the SR-Site project. März 2011 (Technical Report TR-11-01). – Volume I.
- [37] Svensk Kärnbränslehantering AB: The Spent Fuel Repository: Our Applications (<https://www.skb.com/future-projects/the-spent-fuel-repository/our-applications/>; Abruf 29.07.2022).
- [38] Svensk Kärnbränslehantering AB: The spent fuel repository: The review process (<https://www.skb.com/future-projects/the-spent-fuel-repository/the-review-process/>; Abruf 29.07.2022).
- [39] The Swedish Radiation Safety Authority's Regulations and General Advice Concerning the Protection of Human Health and the Environment in Connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste vom 30. Januar 2009, SSMFS 2008-37 E, 2009.
- [40] The Swedish Radiation Safety Authority's Regulations concerning Safety in Nuclear Facilities vom 30. Januar 2009, SSMFS-2008-1E, 2009.
- [41] Svensk Kärnbränslehantering AB: Radionuclide transport report for the safety assessment SR-Site. Dezember 2010 (Technical Report TR-10-50).
- [42] Svensk Kärnbränslehantering AB: Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository. Dezember 2010 (Technical Report TR-10-13).
- [43] Svensk Kärnbränslehantering AB: Data report for the safety assessment SR-Site. Dezember 2010 (Technical Report TR-10-52).
- [44] Nuclear Waste Management Organization: Postclosure Safety Assessment of a Used Fuel Repository in Crystalline Rock: Technical Report. Dezember 2017 (TR-2017-02).
- [45] Gobien, M. ; Ion, M.: Nuclear Fuel Waste Projections in Canada – 2021 Update: Technical Report. September 2021 (TR-2021-17).
- [46] Joint Convention (Hrsg.): CANADIAN NATIONAL REPORT for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. seventh report. Oktober 2020.
- [47] Nuclear Waste Management Organization: Technical Program for Long-Term Management of Canada's Used Nuclear Fuel – Annual Report 2020: Technical Report. Dezember 2021 (TR-2021-01).
- [48] Canadian Nuclear Safety Commission: Managing radioactive waste: P-290. Juli 2004 (Regulatory Policy).
- [49] Canadian Nuclear Safety Commission: Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management: G-320. Dezember 2006 (Regulatory Guide).
- [50] Gobien, M., et al.: Sixth Case Study: Reference Data and Codes. Dezember 2016 (NWMO-TR-2016-10).

- [51] Andra: Cigeo (<https://international.andra.fr/solutions-long-lived-waste/cigeo>; Abruf 04.08.2022).
- [52] Andra: Safety Options Report - Post-Closure Part: (DOS-AF). 2016 (CG-TE-D-NTE-AMOA-SR2-0000-15-0062).
- [53] Andra: Submission of the construction licence application for Cigeo: CIGEO MAG 2023, Cigeo Mag #4 • 491 (<https://international.andra.fr/submission-application-authorization-create-cigeo>).
- [54] Bodenez, P.: Guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde. 12.02.2008.
- [55] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: The Nagra Research, Development and Demonstration (RD&D) Plan for the Disposal of Radioactive Waste in Switzerland. November 2021 (Technical Report 21-02).
- [56] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Realisierung des Vorhabens geologische Tiefenlager in der Schweiz: Grundlagen zum Verfahren und Umsetzung der Gesamtplanung. Dezember 2021 (Arbeitsbericht NAB 21-10).
- [57] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI: Geologische Tiefenlager: Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen. Dezember 2020. – ENSI-G03/d.
- [58] International Atomic Energy Agency: Disposal of radioactive waste (Specific Safety Requirements No. SSR-5). 2011.
- [59] Deplazes, G., et al.: SGT Etappe 2: Vorschlag weiter zu untersuchender geologischer Standortgebiete mit zugehörigen Standortarealen für die Oberflächenanlage: Charakteristische Dosisintervalle und Unterlagen zur Bewertung der Barrierensysteme. Dezember 2010 (Technischer Bericht 14-03).
- [60] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: BE-PD-UO2-U-HAA - abgebrannte UO2-Brennelemente DI unverpackt. Radiologische Kenndaten für das repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04), Dezember 2014.
- [61] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: BE-B-MOX-U-HAA - abgebrannte MOX-Brennelemente KKB unverpackt. Radiologische Kenndaten für das Repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04t), Dezember 2014.
- [62] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: BE-B-UO2-U-HAA - abgebrannte UO2-Brennelemente KKB unverpackt. Radiologische Kenndaten für das repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04), Dezember 2014.
- [63] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: BE-G-MOX-U-HAA - abgebrannte MOX-Brennelemente KKG unverpackt. Radiologische Kenndaten für das repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04), Dezember 2014.
- [64] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: BE-G-UO2-U-HAA - abgebrannte UO2-Brennelemente KKG unverpackt. Radiologische Kenndaten für das repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04), Dezember 2014.

- [65] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: BE-M-UO2-U-HAA - abgebrannte UO2-Brennelemente KKM unverpackt. Radiologische Kenndaten für das repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04), Dezember 2014.
- [66] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: BE-L-UO2-U-HAA - abgebrannte UO2-Brennelemente KKL unverpackt. Radiologische Kenndaten für das repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04), Dezember 2014.
- [67] Johnson, L.: A model for radionuclide release from spent UO2 and MOX fuel: Arbeitsbericht NAB 13-37. Juni 2014 (Arbeitsbericht NAB 13-37).
- [68] Bradbury, M. H., et al.: The Long Term Geochemical Evolution of the Nearfield of the HLW Repository. November 2014 (Technical Report 12-01).
- [69] Kingdom of Belgium: Seventh meeting of the Contracting Parties to the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. October 2020.
- [70] ONDRAF/NIRAS: Jaarverslag 2021: Voor een veilig beheer van radioactief afval in België. 03.06.2021.
- [71] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit: Verzeichnis radioaktiver Abfälle: (Bestand zum 31. Dezember 2019 und Prognose). Januar 2021.
- [72] Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Handbuch zur Kritikalität: Band 1 - Kritikalität und nukleare Sicherheit. April 2015 (GRS-379).
- [73] Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung vom 29. November 2018 (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV), 2018.
- [74] Bundesregierung: Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Ermittlung der Exposition von Einzelpersonen der Bevölkerung durch genehmigungs- oder anzeigebedürftige Tätigkeiten: AVV Tätigkeiten (https://www.verwaltungsvorschriften-im-internet.de/bsvwvbund_08062020_SII51148301.htm; Abruf 25.01.2023).
- [75] Kienzler, B., et al.: Radionuclide source term for HLW glass, spent nuclear fuel, and compacted hulls and end pieces (CSD-C waste). Karlsruhe, 2012 (KIT scientific reports KIT-SR 7624).
- [76] Nuclear Energy Agency - Organisation for Economic Co-operation and development: Management and Disposal of High-Level Radioactive Waste: Global Progress and Solutions. 2020.
- [77] Bläsius, C., et al.: Strukturmechanische Forschungen zur Entstehung von Brennelementverformungen in DWR und deren Einfluss auf die Auslegungsreserven im Normalbetrieb und bei Störfällen.
- [78] Ziegler, A.; Allelein, H.-J. (Hrsg.): Reaktortechnik: Physikalisch-technische Grundlagen. 2. Auflage. Berlin, Heidelberg: Springer Berlin Heidelberg, 2013.
- [79] BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH: 6. Änderungsgenehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Grafenrheinfeld der BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH Az.: GE. Berlin, 16.12.2019.

- [80] Becker, O.: Risiken einer Laufzeitverlängerung: Aktuelle Probleme und Gefahren bei deutschen Atomkraftwerken. Juli 2022.
- [81] Kerntechnischer Ausschuss: Lagerung und Handhabung von Brennelementen und zugehörigen Einrichtungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren: KTA 3602. November 2003 (Sicherheitstechnische Regeln des KTA KTA 3602).
- [82] Einziger, R. E. ; Cook, J. A.: Behavior of Breached Light Water Reactor Spent Fuel Rods in Air and Inert Atmospheres at 229°C. In: Nuclear Technology 69 (1985), Heft 1, S. 55–71.
- [83] Peiffer, F., et al.: Abfallspezifikation und Mengengerüst Basis Laufzeitverlängerung AP3.
- [84] Cui, D., et al.: On Mo-Ru-Tc-Pd-Rh-Te alloy particles extracted from spent fuel and their leaching behavior under Ar and H₂ atmospheres. In: Radiochimica Acta 92 (2004), 9-11, S. 551–555.
- [85] He, H., et al.: Characterization of the influence of fission product doping on the anodic reactivity of uranium dioxide. In: Canadian Journal of Chemistry 85 (2007), Heft 10, S. 702–713.
- [86] Gonzalez Robles Corrales, E.: *Study of radionuclide release in commercial UO₂ spent nuclear fuels.* : - nicht verfügbar -. Universitat Politècnica de Catalunya (España). 2011.
- [87] Kleykamp, H., et al.: Composition and structure of fission product precipitates in irradiated oxide fuels: Correlation with phase studies in the Mo-Ru-Rh-Pd and BaO-UO₂-ZrO₂-MoO₂ Systems. In: Journal of Nuclear Materials 130 (1985), S. 426–433.
- [88] Entsorgungskommission: Spezifikation der Fa. AREVA NC zu mittlerradioaktiven verglasten Abfällen (CSD-B) aus der Wiederaufarbeitung von deutschen LWR-Brennelementen. 09.12.2010. – Stellungnahme der Entsorgungskommission.
- [89] Dé, A. K., et al.: BNFL Vitriified Residues Specification: Bewertung der endlagerrelevanten Eigenschaften: Stellungnahme Nr. 5. Arbeitskreis "HAW-Produkte" des BMFT. In: Kienzler, B.; Loida, A. (Hrsg.): Endlagerrelevante Eigenschaften von hochradioaktiven Abfallprodukten: Charakterisierung und Bewertung. Empfehlungen des Arbeitskreises HAW-Produkte, S. 53–61.
- [90] Entsorgungskommission: STELLUNGNAHME zur Verglasungseinrichtung Karlsruhe (VEK), 2. Teilbetriebsgenehmigung. 17.09.2008.
- [91] Reaktor-Sicherheitskommission: Spezifikation der Fa. Areva/Cogema zu hochdruckkompaktierten radioaktiven Abfällen (CSD-C) aus der Wiederaufarbeitung von deutschen LWR-Brennelementen: Stellungnahme. 08.09.2005.
- [92] Dé, A. K., et al.: Endlagerrelevante Eigenschaften und Kenngrößen für HAW-Glasprodukte: Stellungnahme Nr. 6. Arbeitskreis "HAW-Produkte" des BMFT. In: Kienzler, B.; Loida, A. (Hrsg.): Endlagerrelevante Eigenschaften von hochradioaktiven Abfallprodukten: Charakterisierung und Bewertung. Empfehlungen des Arbeitskreises HAW-Produkte.
- [93] Bücher, H., et al.: Endlagerrelevante Eigenschaften und Kenngrößen für kompaktierte, wärmeentwickelnde Festabfälle (CSD-C): Stellungnahme Nr. 7. Arbeitskreis "HAW-Produkte". In: Kienzler, B.; Loida, A. (Hrsg.): Endlagerrelevante Eigenschaften von hochradioaktiven Abfallprodukten: Charakterisierung und Bewertung. Empfehlungen des Arbeitskreises HAW-Produkte, S. 75–87.

- [94] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: WA-F-MX-K1-ATA - verpresste Metallabfälle AREVA (CSD-C) in 180-l-Kokille. Radiologische Kenndaten für das repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04), Dezember 2014.
- [95] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: WA-F-KG-K1-HAA - verglaste Konzentrate HAA AREVA (CSD-V) in 180-l-Kokille. Radiologische Kenndaten für das repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04), Dezember 2014.
- [96] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: WA-U-KG-K1-HAA - verglaste Konzentrate HAA Sellafield (VR) in 180-l-Kokille. Radiologische Kenndaten für das repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04), Dezember 2014.
- [97] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: Abfallsortenreport: WA-F-SG-K1-ATA - verglaste Schlämme MAA AREVA (CSD-B) in 180-l-Kokille. Radiologische Kenndaten für das repräsentative Gebinde. In: Modellhaftes Inventar für radioaktive Materialien: MIRAM 14 (Technischer Bericht 14-04), Dezember 2014.
- [98] Forsyth, R.: The SKB Spent Fuel Corrosion Programme: An evaluation of results from the experimental programme performed in the Studsvik Hot Cell Laboratory. Dezember 1997 (Technical Report 97-25).
- [99] Closs, K. D., et al.: Endlagerrelevante Eigenschaften und Kenngrößen für konditionierte LWR-Brennelemente in Endlagergebänden (POLLUX-Behälter und Brennstabkokille): Arbeitskreis "HAW-Produkte". Stellungnahme Nr. 8. In: Kienzler, B.; Loida, A. (Hrsg.): Endlagerrelevante Eigenschaften von hochradioaktiven Abfallprodukten: Charakterisierung und Bewertung. Empfehlungen des Arbeitskreises HAW-Produkte, S. 89–102.
- [100] framatome: Automatic Pellet Inspection System (APIS) (https://www.framatome.com/solutions-portfolio/docs/default-source/default-document-library/product-sheets/a1906-p-ge-g-en-apis.pdf?Status=Master&sfvrsn=106bf49a_0; Abruf 06.12.2022).
- [101] Volkmer, M.: Kernenergie Basiswissen. November 2013.
- [102] Seltzer, S.: Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients, NIST Standard Reference Database 126. 1995.
- [103] Kerntechnischer Ausschuss: KTA 3101.2 Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme. 2012-11. 2012 (Sicherheitstechnische Regeln des KTA KTA 3101.2).
- [104] Bundesamt für Strahlenschutz: Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle: (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014). Salzgitter, Februar 2015 (SE-IB-29/08-REV-2). – Endlager Konrad.
- [105] Smith, H. A.: The Measurement of Uranium Enrichment.
- [106] Kienzler, B.: Flüssige hochradioaktiver Abfälle: Verglasung und andere Optionen. 2017 (KIT scientific reports 7730).

- [107] Rodwell, W. R., et al.: Gas migration and two-phase flow through engineered and geological barriers for a deep repository for radioactive waste: A Joint EC/NEA Status Report. 1999 (EUR 19122 EN).
- [108] Reaktor-Sicherheitskommission: Strahlenschäden im Steinsalz: RSK-Stellungnahme. 09.03.2006. – 391. Sitzung.
- [109] Allard, T., et al.: Radiation-induced defects in clay minerals: A review. In: Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms 277 (2012), S. 112–120.
- [110] Vogt, H.-G. ; Schultz, H.: Grundzüge des praktischen Strahlenschutzes. 3. Auflage. München: Hanser, 2004.
- [111] BASE: Glossar: Spaltbare Stoffe (https://www.base.bund.de/DE/service/glossar/_functions/glossar.html;jsessionid=967F6B36B86445904DDDECBAFC172200.1_cid382?cms_lv2=8783684; Abruf 17.10.2022).
- [112] OECD/NEA: JANIS: ENDF/B-VIII.0. Radioactive decay data (<https://www.oecd-neo.org/janisweb/tree/RDD/'ENDF/B-VIII.0'/RDD>; Abruf 26.01.2023).
- [113] Länderausschuss für Atomenergie - Hauptausschuss: Bekanntmachung der Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die nicht an eine Landessammelstelle abgeliefert werden: RS-Handbuch 3-59. 16.01.1989.
- [114] Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung: BASE - Abfallarten (https://www.base.bund.de/DE/themen/ne/abfaelle/arten/arten_node.html; Abruf 19.12.2022).
- [115] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI: ENSI-Glossar: Im Regelwerk zur nuklearen Sicherheit verwendete Begriffe. 05.10.2021.
- [116] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI: Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle: Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen. Februar 2007 -Änderungen Dezember 2018 (ENSI B05).
- [117] Empfehlung der Entsorgungskommission: Anforderungen an Endlagergebäude zur Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle vom 17. März 2016, 20.01.2017, 2016.
- [118] Entsorgungskommission: Sicherheitskonzeptionelle Anforderungen an das Barrierensystem eines Endlagers für hoch radioaktive Abfälle und deren Umsetzbarkeit: Stellungnahme der Entsorgungskommission. 21.02.2019.
- [119] International Atomic Energy Agency: Waste inventory record keeping system (WIRKS) for the management and disposal of radioactive waste. Wien, Juni 2001 (IAEA-TECDOC-1222).
- [120] International Atomic Energy Agency: Design Principles and Approaches for Radioactive Waste Repositories. Wien, Dezember 2020 (IAEA nuclear energy series NW-T-1.27).
- [121] International Atomic Energy Agency: Classification of radioactive waste: General safety guide. Vienna, 2009 (IAEA safety standards for protecting people and the environment STI PUB 1419).
- [122] Nuclear Energy Agency - Organisation for Economic Co-operation and development: International Features, Events and Processes (IFEP) List for the Deep Geological Disposal of Radioactive Waste. 3. Auflage (Radioactive Waste Management and Decommissioning NEA/RWM/R(2019)1).

- [123] Bollingerfehr, W., et al.: Endlagerauslegung und -optimierung: Bericht zum Arbeitspaket 6 ; vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben. Köln, 2012 (GRS GRS-281).
- [124] Posiva Oy: Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto: Synthesis 2012. Dezember 2012 (POSIVA 2012-12).
- [125] Andra: Safety Options Report - Operating Part: (DOS-Expl). 2016 (CG-TE-D-NTE-AMOA-SR1-0000-15-0060).
- [126] Natural Resources Canada: Inventory of Radioactive Waste in Canada 2019. 2019.
- [127] KINGDOM OF BELGIUM: National report on the implementation of Council Directive 2011/70/Euratom establishing a Community framework for the responsible and safe management of spent fuel and radioactive waste. 2nd edition. August 2018 (Ref. Ares(2018)4467353 - 30/08/2018).
- [128] IRSN: RAPPORT IRSN N° 2017-00013 - Projet de stockage Cigéo - Examen du Dossier d'Options de Sûreté - TOME 1.
- [129] Harvey, L. ; Bock, C. de ; Bucor, C.: Milestone 88: Current use of Waste Acceptance Criteria (WAC) in European Union Member-States and some Associated Countries: Work Package 9 (ROUTES. 5 November 2020. – Task 4 (Sub-task 4.1).
- [130] King, F.: Natural Analogues and their Use in Supporting the Prediction of the Long-Term Corrosion Behaviour of Coppercoated UFC. November 2021 (TR-2021-19).
- [131] Abrahamsen-Mills, L. ; Small, J.: State of Science Review: Modelling microbial effects to assess long-term performance of a DGR: Technical Report. Oktober 2019 (TR-2019-15).
- [132] RGPRI: RGPRI Arrêté royal du 20 juillet 2001 portant règlement général de la protection de la population, des travailleurs et de l'environnement contre le danger des rayonnements ionisants. 20/07/01.
- [133] Suckling, P., et al.: T2GGM Version 3.2: Gas Generation and Transport Code: Technical Report. November 2015 (TR-2015-13).
- [134] Medri, C.: Non-Radiological Interim Acceptance Criteria for the Protection of Persons and the Environment: Technical Report. Januar 2015 (TR-2015-03).
- [135] Fernandes, S. ; Woolhouse, K. ; Thackeray, N.: Supplementary Non-Radiological Interim Acceptance Criteria for the Protection of Persons and the Environment. Juni 2019 (TR-2017-05).
- [136] Colàs, E., et al.: Radionuclide Solubility Calculations (Phase 2): Technical Report. März 2022 (TR-2022-11).
- [137] Garisto, N. C. ; Newmyer, W. ; Ho, A.: Criticality Safety Computations For Spent CANDU Fuel In a Deep Geologic Repository. Februar 2014 (TR-2014-08).
- [138] Gobien, M. ; Medri, C.: ISM v1.0 Theory Manual: Technical Report. Dezember 2019 (TR-2019-06).
- [139] Briggs, S. ; Krol, M.: Diffusive Transport Modelling of Corrosion Agents through the Engineered Barrier System in a Deep Geological Repository for Used Nuclear Fuel. Mai 2018 (TR-2018-06).
- [140] Nagasaki, S.: Sorption Properties of Np on Shale, Illite and Bentonite Under Saline, Oxidizing and Reducing Conditions. Januar 2018 (TR-2018-02).

- [141] Vilks, P. ; Yang, T.: Sorption of Selected Radionuclides on Sedimentary Rocks in Saline Conditions – Updated Sorption Values: Technical Report. August 2018 (TR-2018-03).
- [142] Ariani, I.: Dose Rate Analysis to Support Radiolysis Assessment of Used CANDU Fuel. April 2022 (TR-2022-02).
- [143] Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle: The Nagra Research, Development and Demonstration (RD&D) Plan for the Disposal of Radioactive Waste in Switzerland NTB 16-02. Dezember 2016 (Technical Report 16-02).
- [144] Gobien, M. ; Liberda, K. ; Medri, C.: Fuel Radiotoxicity and Screening Analysis: Technical Report. Februar 2022 (TR-2021-16).
- [145] Gobien, M.: Preliminary Hazard Assessment of Waste from an Advanced Fuel Cycles: Technical Report. Dezember 2015 (TR-2015-22).
- [146] Ariani, I.: Dose Rate Analysis to Support Radiological Characterization of Used CANDU Fuel: Technical Report. April 2022 (TR-2022-03).

A1 BEGRIFFSDEFINITIONEN

Abbrand: In einem Leistungsreaktor produzierte Wärmeenergie pro Masse des Kernbrennstoffs.

Abfallart: Art des anfallenden radioaktiven Rohabfalls (zum Beispiel brennbare feste Stoffe, Schrott, Ionen-Austauscherharze) [113].

Abfallfamilie: Gruppe von Abfallgebinden mit ähnlichen Merkmalen (insbesondere Herstellungsverfahren, chemisches und radiologisches Inventar, Zerfallswärme und Strahlungsintensität) [52].

Abfallkategorie: International gibt es zahlreiche verschiedene Möglichkeiten, radioaktive Abfälle in unterschiedliche Kategorien einzuteilen. Die Einteilung der Abfälle richtet sich dabei nach der geplanten Endlagerung (tiefe geologische Schichten oder oberflächennah) oder der nötigen Handhabung der Abfälle. Häufig wird aufgrund ihrer Dosisleistung eine Unterscheidung zwischen hochradioaktiven Abfällen, mittelfradioaktiven Abfällen und schwachradioaktiven Abfällen vorgenommen. [114]

Es besteht auch die Möglichkeit die radioaktiven Abfälle nach ihrer Herkunft zu kategorisieren. Dies ist zum Beispiel in der Schweiz der Fall. Dort wird zwischen Betriebsabfällen, Stilllegungsabfällen, Reaktorabfällen, Wiederaufbereitungsabfällen und abgebrannten BE unterschieden. [23]

Abfallmatrix: Üblicherweise wird unter dem Begriff „Abfallmatrix“ das ausgehärtete Fixierungsmittel, in dem radioaktiver Abfall fixiert ist, verstanden [111]. Davon abweichend schließt der Begriff „Abfallmatrix“ hier zusätzlich den BSt der direkt endgelagerten abgebrannten BE sowie die Radionuklide selbst mit ein.

Abfallprodukt: Als Abfallprodukt werden radioaktive Abfälle einer festen physikalisch-chemischen Form bezeichnet, welche sich aufgrund der durchgeführten Abfallbehandlungen ergibt. Inaktive Stoffe (z. B. Bindemittel), welche im Verlauf von Abfallbehandlungen mit dem radioaktiven Abfall vermischt wurden, sind Bestandteil des Abfallprodukts. [115]

Aktive Länge eines BS: Höhe der Brennstoffsäule.

Aktivität: Anzahl der pro Zeiteinheit in einem radioaktiven Stoff auftretenden Kernumwandlungen. Die Maßeinheit der Aktivität ist das Becquerel mit der die Anzahl der radioaktiven Kernumwandlungen pro Sekunde angegeben wird. [111]

Auslaugung: Herauslösung von Substanzen durch ein Lösungsmittel aus einem Feststoff.

Behälter: Endlagerbehälter (ohne radioaktive Abfälle).

Behandlung: Die Abfallbehandlung ist Teil des Konditionierungsprozesses. Beispiele für Behandlungen sind: Kompaktieren, Zementieren, Bituminieren und Verglasen [6].

Betriebszyklus: LWR werden diskontinuierlich mit BSt beladen. Als Betriebszyklus wird der Zeitraum zwischen zwei Brennstoffbeladungen bzw. -entladungen bezeichnet.

Brennelement (BE): Anordnung, in der eine Vielzahl von BS zu einer Baueinheit zusammengefasst ist und mit der Kernbrennstoff in den Kernreaktor eingesetzt wird [111]. DWR-BE bestehen aus BS, Führungsrohren (in die die Steuerstäbe (Absorberstäbe) von oben eingefahren werden können), Abstandshaltern sowie Kopf- und Fußteil. SWR-BE bestehen aus BS, Wasserstäben (Leerrohre), Abstandshaltern sowie Kopf- und Fußteil. Außerdem besitzen SWR-BE einen äußeren metallischen (Zr-)Brennelementkasten, damit es bei unterschiedlicher Verdampfung an den BE nicht zur Querströmung des Kühlwassers kommt.

Brennelementtyp: Durch den Brennelementtyp werden verschiedene charakteristische Eigenschaften des BE definiert. Beispiele für Brennelementtypen sind: ATRIUM 10 oder SVEA 96

Optima3. Eine charakteristische Eigenschaften für den SVEA 96 Optima3 Brennelementtyp ist z. B. das 4x(5x5-1)-Gitter.

Brennpunkt: Niedrigste Temperatur, bei der die von einer Substanz entwickelten Dämpfe nach vorübergehender Annäherung einer Zündflamme von selbst weiterbrennen.

Brennstab (BS): Beidseitig zugeschweißtes Rohr (HR), das den pelletförmigem UO₂- oder MOX-BSt umgibt. Weitere Komponenten von BS sind: Feder, oberer Endstopfen, Isoliertabletten, Stützrohr und unterer Endstopfen.

Brennstabplenum: Am oberen Ende des BS befindet sich eine Feder, welche die Brennstoffpelletsäule zusammendrückt. Der Raum, den die Feder ausfüllt, wird generell als Plenum bezeichnet und dient den bei der Spaltung entstehenden Gasen als Ausdehnungsraum, um einen zu hohen Druck im BS zu vermeiden.

Chemische Speziation (Ladungszustand etc.): Die chemische Speziation bezieht sich auf die Form von Elementen in einer wässrigen oder nichtwässrigen Lösung, z. B. als einfache Ionen oder in Kombination mit anderen Elementen, die Komplexe bilden, die neutral, negativ oder positiv geladen sein können.

Chemo-toxische Stoffe: Als chemo-toxische Stoffe werden Stoffe bezeichnet, die aufgrund chemischer Wechselwirkungen

- persistent und hochtoxisch für den Menschen oder für andere lebende Organismen oder
- karzinogenen, mutagen bzw. teratogen

sind.

CRUD (*Chalk River Unidentified Deposit*): Korrosionsprodukt, das aus Strukturteilen freigesetzt wird und während der Betriebsphase vom Kühlwasser des Primärkreislaufs auf den BSt übergeht [29]. CRUD kann die Wärmeübertragung vom Hüllhohr zum Kühlkreislauf verringern und die Konzentration radioaktiver Stoffe erhöhen.

Dampfblasengehalt (auch Dampfblasenkoeffizient): Maß für die Veränderung der Reaktivität eines Kernreaktors bei Bildung von Dampfblasen im Kühlmittel.

Defense in depth: Gestaffeltes Sicherheitskonzept.

Einkapselung: Bezieht sich auf das in Schweden und Finnland vorgesehene KBS3-Konzept, bei dem die abgebrannten BE in einen Eisen-Kupfer-Behälter eingeschlossen (eingekapselt) werden.

Festigkeit: Die Festigkeit beschreibt das Widerstandsverhalten eines Festkörpers gegenüber Verformungen. Man kann nach Belastungsart und -richtung beispielsweise zwischen Zug-, Druck- und Scherfestigkeit unterscheiden. Im Allgemeinen beschreibt die Festigkeit eine Grenzspannung, ab der sich das Spannungs-Dehnungsverhalten charakteristisch verändert.

Flammpunkt: Niedrigste Temperatur bei Normaldruck, bei der sich aus einer Flüssigkeit Dämpfe in solchen Mengen entwickeln, dass sie mit der über der Flüssigkeit stehenden Luft ein durch Fremdzündung entflammbares Gemisch bilden.

Gebinde: Endlagergebände (Abfälle bzw. Abfallmatrix, Behälter und ggf. Primärbehälter).

Gebindetyp (Schweden): In Schweden wurden acht Gebindetypen definiert, die eine repräsentative und angemessene Beschreibung des Inhalts der Behälter mit abgebrannten BE darstellen sollen [42].

- BWR I (SWR; Durchschnitt),
- BWR II (SWR; Maximum),

- BWR III (SWR; unvollständig befüllt),
- BWR-MOX (SWR, MOX-BE),
- PWR I (DWR; Durchschnitt),
- PWR II (DWR; Maximum),
- PWR III (DWR; unvollständig befüllt),
- PWR-MOX (DWR, MOX-BE)

Hüllrohr (HR): Brennstabhülle, die den BSt umschließt. Als Material werden zumeist Zirkonlegierungen (Zircaloy-2 oder Zircaloy-4) verwendet.

Instant Release Fraction (IRF): Die *Instant Release Fraction* stellt den Anteil des Radionuklidinventars dar, der zum Zeitpunkt des Zutritts von Wasser oder Lösung vergleichsweise schnell freigesetzt wird.

Lineare Stableistung: Die lineare Stableistung ist ein Maß für die Energieproduktionsrate pro Längeneinheit des BSt. Die lineare Stableistung wirkt sich in erster Linie auf die Betriebstemperaturen aus.

Löslichkeit: Löslichkeit bezieht sich auf die begrenzte Menge einer festen Phase, die sich in einer flüssigen Phase auflösen kann. Faktoren wie Temperatur, Gaspartialdruck, Ionenstärke, das Vorhandensein von Komplexbildnern sowie pH- und Eh-Bedingungen beeinflussen die Löslichkeit. Die Löslichkeit eines Schadstoffs ist seine Gleichgewichtskonzentration in einer flüssigen Phase, die mit der Abfallform in Kontakt kommt. Dabei beeinflusst die chemische Speziation, wie sich die Löslichkeit in Abhängigkeit der oben genannten Faktoren verändert.

(Kern-)Brennstofftyp: In Deutschland wird zwischen UO₂-, MOX- und BISO-, TRISO-, U₃Si₂/UA_{1-x}-Al-Brennstoffen unterschieden [9].

Kokille: Eingeschmolzener verglaster Block hochaktiven Abfalls einschließlich seiner gasdicht verschweißten Metallumhüllung aus korrosionsbeständigem Stahl [111]. Zusätzlich werden hier auch die kompaktierten radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufbereitung einschließlich ihrer Umhüllung als Kokillen bezeichnet. Bei den Kokillen handelt es sich um PG.

Kolloid: System aus Clustern (Teilchen mit bis zu 50.000 Atomen) oder kleinen Festkörpern (Teilchen mit > 50.000 Atomen), die innerhalb eines Mediums fein verteilt vorliegen. Ihre Größe beträgt ca. 1 nm bis 100 nm.

Konditionierung: Der Prozess der Konditionierung umfasst die zwischen- und/oder endlagergerechte Behandlung und Verpackung von radioaktiven Abfällen [111].

Nachzerfallsleistung (auch Zerfallswärmeleistung oder Wärmeleistung): Durch den Zerfall radioaktiver Spaltprodukte in einem Kernreaktor nach Abschalten des Reaktors weiterhin erzeugte Wärme [111].

Nasslager: Die abgebrannten BE werden nach dem Reaktoreinsatz so lange in einem Wasserbecken (Abklingbecken) gelagert, bis Aktivität und Wärmeentwicklung auf einen gewünschten Wert gesunken sind [111]. Das Wasser dient dabei zur Kühlung der BE und zur Abschirmung der Strahlung.

Oxidationszustand bzw. -stufe bzw. -zahl: Gibt die hypothetischen Ionenladungen der Atome in einer chemischen Verbindung oder in einem mehratomigen Ion für den Fall, dass die Verbindung bzw. das mehratomige Ion nur aus einatomigen Ionen aufgebaut ist an, wobei gemeinsame Bindungselektronen dem Atom mit der höheren Elektronegativität zugerechnet werden.

Physikochemische Gruppe (Frankreich): Die ILW-LL-Gebinde werden in sieben physikalisch-chemische Gruppen eingeteilt. Alle Gebinde derselben Gruppen werden als physikalisch-chemisch kompatibel angesehen, das heißt sie können zusammen endgelagert werden. Die sieben Gruppen sind:

- Salze (ausgenommen bituminiertes Schlamm),
- Bituminiertes Schlamm,
- PG mit organischem Material,
- Gebinde mit nicht-exothermen oder leicht exothermen zementierten Abfällen ohne Organika oder Salz,
- Gebinde mit nicht-exothermen oder leicht exothermen nicht zementierten Abfällen ohne Organika oder Salz (insb. Strukturteile aus der Wiederaufbereitung),
- Gebinde mit verglasten, nicht-exothermen oder leicht exothermen Abfällen und
- Gebinde mit Natrium-Abfall. [52]

Primärgebinde (PG, auch Abfallgebände): Abfall bzw. Abfallmatrix und Primärbehälter (z. B. Edelstahlkokille)

Qualitätsmanagementprogramm: Durch ein Qualitätsmanagementprogramm (QM-Programm) ist sicherzustellen, dass die Eigenschaften geprüfter Abfall- oder Endlagergebände innerhalb der spezifizierten Toleranzen liegen. Das QM-Programm kann z. B. folgende Elemente zu enthalten:

- Übersicht über qualitätssichernde Maßnahmen,
- Definition der Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten für qualitätsbezogene Tätigkeiten,
- Darlegung und Rechtfertigung von Art und Umfang der Qualitätskontrolle,
- Grenzwerte für Parameter der Qualitätskontrolle und
- Darlegung von Maßnahmen zur Nachbehandlung nicht-qualitätskonformer Abfall- oder Endlagergebände. [116]

Sonstige Brennstoffe (Schweden): Neben den abgebrannten BE aus dem Betrieb der zwölf schwedischen KKW, sollen kleinere Mengen anderer BE aus der Forschung und der Anfangszeit des Kernkraftprogramms in das Endlager für abgebrannte BE eingelagert werden. Diese BSt werden als sonstige Brennstoffe bezeichnet. [42]

Steuerstäbe: Steuerstäbe (Absorberstäbe) dienen der Regelung und Abschaltung von Kernreaktoren [111]. In DWR werden die Steuerstäbe durch eine Spinne zusammengehalten und von oben in die über den Querschnitt des BE verteilten Führungsrohre eingefahren. In SWR sind die Steuerstäbe kreuzförmig aufgebaut, wobei jeweils ein Steuerstab für etwa vier BE verwendet wird. Gängige Steuerstäbe verwenden Hafnium und Borkarbid als Absorber.

Trockenlager (auch Zwischenlager): Die abgebrannten BE werden in Transportbehältern trocken eingelagert und durch Umluft gekühlt.

Vorbehandlung: Die Vorbehandlung radioaktiver Reststoffe umfasst alle Schritte, die die Reststoffe auf ihre weitere Verarbeitung vorbereiten. Wesentliches Ziel der Vorbehandlung ist die Abfallmengenminimierung durch Isolierung und Abtrennung der radioaktiven Komponenten. Beispiele für Vorbehandlung sind: Sortieren, separieren, dekontaminieren, zerkleinern, pressen, schmelzen, entwässern, dekantieren, verdampfen, filtrieren, shreddern und verbrennen.

Wasserinventar: Zum Wasserinventar gehören gebundenes Wasser, Porenwasser, Kristallwasser, Freies Wasser, Restfeuchte sowie nicht klassifiziertes Wasser [9].

Zündpunkt: Temperatur, bei der Stoffe an heißen Körpern Selbstentzündung zeigen. Die Zündtemperatur ist demnach die niedrigste Temperatur, bei der brennbare Gase, Dämpfe, Stäube oder feinzerteilte feste Stoffe im Gemisch mit Luft anfangen zu brennen.

A2 ANFORDERUNGEN AN DAS ENDLAGERSYSTEM UND SEINE BESTANDTEILE

Tabelle 58: Anforderungen an das Endlagersystem, den ewG und die (geo-)technischen Barrieren (Aus den grün hinterlegten Anforderungen wurden sicherheitsrelevante Zielgrößen abgeleitet.)

Kat.-ID	Anforderung	Referenz(en)
	Endlagersystem	
001	Ausschluss einer sich selbst tragenden Kettenreaktion während des Betriebs und der Stilllegung des Endlagers sowie für die zu erwartenden und die abweichenden Entwicklungen im Bewertungszeitraum. (Ausschluss von Kritikalität, Einhaltung der Unterkritikalität)	[2] § 8 Abs. 1 [117] Tabelle 2.3 [58] Requ. 18 – 4.37
002	Für die zu erwartenden Entwicklungen ist zu prüfen und darzustellen, dass im Bewertungszeitraum 1. insgesamt höchstens ein Anteil von 10^{-4} und 2. jährlich höchstens ein Anteil von 10^{-9} sowohl der Masse als auch der Anzahl der Atome aller ursprünglich eingelagerten Radionuklide aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren ausgetragen wird.	[2] § 4 Abs. 5
003	Es ist als Indikator die zusätzliche jährliche effektive Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung abzuschätzen, die während des Bewertungszeitraums durch Austragungen von Radionukliden aus den eingelagerten radioaktiven Abfällen auftreten kann.	[2] § 7 Abs. 1 Satz 3
004	Für Auslegungsstörfälle sind Maßnahmen vorzusehen, die den Störfall beherrschen und das Endlager in einen sicheren Anlagenzustand zurückführen.	[2] § 17 Abs. 3 Nummer 3
	Einschlusswirksamer Gebirgsbereich	
005	Für die Wirtsgesteine Tongestein und Steinsalz ist für die zu erwartenden Entwicklungen im Bewertungszeitraum die Integrität des ewG zu prüfen und darzustellen und seine Robustheit zu begründen.	[2] § 5 Abs. 1
006	Die Dilatanzfestigkeiten der Gesteinsformationen des ewG außerhalb der auffahrungsbedingten Auflockerungszonen dürfen auf Grund von zu erwartenden Beanspruchungen nicht überschritten werden.	[2] § 5 Abs. 2 Nummer 1a)
007	Die zu erwartenden Fluiddrücke dürfen die Fluiddruckbelastbarkeiten der Gesteinsformationen des ewG nicht in einer Weise überschreiten, die zu einer erheblichen Zunahme von Fluidwegsamkeiten im ewG führt.	[2] § 5 Abs. 2 Nummer 1b)
008	Die von Temperaturänderungen infolge der Einlagerung der radioaktiven Abfälle betroffenen Gesteinsformationen sollen so beschaffen sein, dass dadurch bedingte Änderungen der Gesteinseigenschaften sowie	[2] § 5 Abs. 2 Nummer 2 [1] Anlage 8

Kat.-ID	Anforderung	Referenz(en)
	thermomechanische Gebirgsspannungen nicht zu einem Festigkeitsverlust und der Bildung von Sekundärpermeabilitäten im Endlagerbereich führen.	
009	Die möglichen Änderungen der chemischen Verhältnisse im Einlagerungsbereich, insbesondere auf Grund der in das Endlagerbergwerk eingebrachten Materialien, dürfen die Barrierewirkung des ewG nicht erheblich beeinträchtigen.	[2] § 5 Abs. 2 Nummer 3
	(Geo-) Technische Barrieren	
010	Für das Wirtsgestein Kristallingestein ist für die zu erwartenden Entwicklungen im Bewertungszeitraum die Integrität des Systems der wesentlichen technischen und geotechnischen Barrieren zu prüfen und darzustellen und seine Robustheit zu begründen.	[2] § 6 Abs. 1
011	Es ist zu prüfen und darzustellen, dass die für den sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle relevanten Eigenschaften der technischen und geotechnischen Barrieren mindestens in dem Zeitraum erhalten bleiben, in dem diese Barrieren nach dem Sicherheitskonzept erforderlich sind.	[2] § 5 Abs. 1 [2] § 6 Abs. 1
012	Die Sicherheitsfunktionen der wesentlichen technischen und geotechnischen Barrieren dürfen durch die Temperaturentwicklung nicht erheblich beeinträchtigt werden.	[2] § 6 Abs. 2 Nummer 3

Tabelle 59: Anforderungen an Behälter und Gebinde in der Betriebs- und Nachverschlussphase (Aus den grün hinterlegten Anforderungen wurden sicherheitsrelevante Zielgrößen abgeleitet.)

Kat.-ID	Anforderung	Referenz(en)
	Behälter und Gebinde (Betriebsphase)	
013	Für die Bergung der Abfälle in einem Zeitraum bis 500 Jahren ist ein entsprechend gebrauchstauglicher Abfallbehälter zu entwickeln.	[2] § 14 Abs. 1 [118] Abschnitt 6.1, 8.1
014	Das System Abfallgebände/ Endlagergebände muss den Einschluss der radioaktiven Abfälle in allen Phasen des Endlagerbetriebs gewährleisten.	[117] Tabelle 2.2
015	Das System Abfallgebände/ Endlagergebände muss gasdicht sein.	[117] Tabelle 2.2
016	Die Integrität der Abfallgebände/ Endlagergebände muss auch nach betrieblichen Ereignissen (Störungen, Störfällen) gewährleistet sein.	[117] Tabelle 2.2
017	Die Abfallgebände/ Endlagergebände müssen die sichere Handhabung (z. B. Umladung, Einlagerung) und den sicheren innerbetrieblichen Transport (z. B. Transport zum Schacht, Schachttransport, Transport zum Einlagerungsort) und die Einlagerung gewährleisten.	[117] Tabelle 2.2

Kat.-ID	Anforderung	Referenz(en)
	Hierbei sind insbesondere ihre Abmessungen, ihr Gewicht und ihr Design von Bedeutung.	
018	Die Handhabbarkeit der Abfallgebinde/ Endlagergebinde muss auch nach betrieblichen Ereignissen (Störungen, Störfällen) gewährleistet sein.	[117] Tabelle 2.2
019	Das System Abfallgebinde/ Endlagergebinde muss derart ausgelegt sein, dass die Strahlenschutzbedingungen erfüllt werden.	[117] Tabelle 2.2
020	Das System Abfallgebinde/ Endlagergebinde muss so konzipiert sein, dass es während der Betriebsphase des Endlagers rückholbar ist. Dies setzt insbesondere seine Handhabbarkeit während des genannten Zeitraumes voraus.	[2] § 13 Abs. 1 [117] Tabelle 2.2
021	Maßnahmen zur Rückholbarkeit dürfen die Langzeitsicherheit nicht beeinträchtigen.	[2] § 13 Abs. 3 [117] Tabelle 2.2
022	Die Abfallgebinde/ Endlagergebinde müssen so konzipiert sein, dass ihre Beladung mit Abfällen bzw. eine Umladung der Abfälle sicher und möglichst einfach erfolgen kann.	[117] Tabelle 2.2
Behälter und Gebinde (Nachverschlussphase)		
023	Die Endlagergebinde müssen die im Sicherheitskonzept festgelegten Einschlusseigenschaften für ihre jeweilige Wirkungsdauer aufweisen.	[2] § 5 Abs. 1 [117] Tabelle 2.3
024	Die Endlagergebinde müssen für den Zeitraum, in dem die geforderten Einschlusseigenschaften vorliegen müssen, gegen innere und äußere Einwirkungen so ausgelegt werden, dass ihre Integrität gegeben ist.	[117] Tabelle 2.3
025	Die Endlagergebinde dürfen keine unzulässigen negativen Auswirkungen auf die Barrieren des Barrierensystems haben (z. B. auf Salz- oder Bentonit-Versatz).	[117] Tabelle 2.3
026	Das Endlagergebinde muss aus Materialien gefertigt werden, welche den Einschluss und die Integrität unter den internen und externen Belastungen des Endlagers gewährleisten können (z. B. Korrosion, thermische, hydraulische, mechanische und chemische Belastungen).	[2] § 6 Abs. 2 Nummer 1 [117] Tabelle 2.3
027	Es sollen Materialien zum Einsatz kommen, die im Hinblick auf eine mögliche Gasbildung keine Integritätsgefährdung der Barrieren erwarten lassen.	[117] Tabelle 2.3
028	Die Auslegung der Endlagergebinde und ihrer Teilsysteme (z. B. Abfallgebinde, Schweißnähte, Dichtsysteme, Residualspannungen) muss nach anerkannten Standards erfolgen, so dass die Integrität über den geforderten Zeitraum belastbar begründet werden kann.	[117] Tabelle 2.3
029	Die Endlagergebinde müssen so konzipiert sein,	[117] Tabelle 2.3

Kat.-ID	Anforderung	Referenz(en)
	<ul style="list-style-type: none"> • dass die maximal zulässige Temperatur des Wirtsgesteins und des Versatzes nicht überschritten werden und • die maximal zulässigen Inventar- und Bauteiltemperaturen nicht überschritten werden. 	
030	Die Abfallgebinde/Endlagergebinde müssen so konzipiert sein, dass ihre strukturelle Integrität für einen Zeitraum von 500 Jahren erhalten bleibt.	[117] Tabelle 2.3
031	Die zurückzuholenden Abfallgebinde/Endlagergebinde müssen so konzipiert werden, dass die Freisetzungen radioaktiver Aerosole bei der Bergung vermieden werden kann.	[117] Tabelle 2.3
032	Maßnahmen zur Gewährleistung der Bergbarkeit dürfen die Langzeitsicherheit nicht unzulässig beeinträchtigen.	[2] § 14 Abs. 3 [117] Tabelle 2.3
033	Die Abfallgebinde/-Endlagergebinde müssen gekennzeichnet werden. Anhand der Kennzeichnung muss das Abfallgebinde/Endlagergebinde im Falle einer Bergung eindeutig identifizierbar sein.	[117] Tabelle 2.3
034	Das Verhalten der Abfallformen muss modelliert und/oder getestet werden um die physikalische und chemische Stabilität der verschiedenen Abfallgebinde und unverpackten Abfälle unter den im Endlager erwarteten Bedingungen zu gewährleisten und ihre ausreichende Leistung bei den zu erwartenden Betriebsereignissen oder Unfällen zu gewährleisten	[58] Requ. 20 – 5.2
035	Solange die maximalen physikalisch möglichen Temperaturen in den jeweiligen Wirtsgesteinen aufgrund ausstehender Forschungsarbeiten noch nicht festgelegt worden sind, wird aus Vorsorgegründen von einer Grenztemperatur von 100 °C an der Außenfläche der Behälter ausgegangen.	[1] § 27 Abs. 4

A3 ANFORDERUNGEN AN DIE ERFASSUNG VON INVENTARDATEN

Tabelle 60: Anforderungen an die Erfassung von Inventardaten

Erf.- ID	Anforderung	Einheit	Referenz(en)	Charakter	B						V			S			A			
					BE	BE-Kannen	BS (Köcher)	Köcher	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Abfall	Behälter	Gebinde	
	Allgemeine Charakterisierung																			
000	Eigenschaften																			
	a	Eigenschaften des Abfalls	[58] Requ. 20 – 5.1	Empfehlung														X		
	b	Eigenschaften des Gebindes	[58] Requ. 20 – 5.1	Empfehlung															X	
	c	Eigenschaften (Bestand)	[7] Artikel 12 Abs. 1c	Verbindlich	X													X		
			[5] § 9i	Verbindlich	X														X	
	d	Eigenschaften (Prognose)	[7] Artikel 12 Abs. 1c	Verbindlich	X													X		
			[5] § 9i	Verbindlich	X														X	
001	Institutionen																			
	a	Herkunft des Abfalls	[119] Table II	Empfehlung															X	
			[120] Abschnitt 2.3	Empfehlung															X	
			[121] Table II-I	Empfehlung															X	
	b	Abfallverursacher	[119] Table II	Empfehlung															X	
	c	Eigentümer	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 12	Verbindlich						X	X		X	X		X				
	d	Abgebende Anlage	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 15	Verbindlich						X			X			X				
002	Status																			
	a	Aktueller Status	[120] Abschnitt 2.3	Empfehlung														X		
003	Standort/Lagerort																			
	a	Aktueller Standort	[119] Table II	Empfehlung															X	
			[120] Abschnitt 2.3	Empfehlung																X
	b	Standorte (Bestand)	[7] Artikel 12 Abs. 1c	Verbindlich	X													X		
			[5] § 9i	Verbindlich	X														X	
	c	Standorte (Prognose)	[7] Artikel 12 Abs. 1c	Verbindlich	X													X		
			[5] § 9i	Verbindlich	X														X	
	d	Lagerort	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 13	Verbindlich						X			X			X				

Erf.- ID	Anforderung	Einheit	Referenz(en)	Charakter	B						V			S			A		
					BE	BE-Kannen	BS (Köcher)	Köcher	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Abfall	Behälter	Gebinde
004	Verhalten																		
a	Verhalten unter den erwarteten Endlagerbedingungen		[120] Abschnitt 2.4	Empfehlung														X	
005	Identifizierung																		
a	Paket-ID, Identifizierungscode		[119] Table II	Empfehlung															X
b	Identifizierungsnummer/ Behälterseriennummer		[6] Teil D Tab. 5, Nr. 1	Verbindlich	X	X			X		X	X		X	X				
c	Identifizierungsnummer des BE, aus dem der BS entnommen wurde		[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich			X												
d	Identifizierungsnummer des Köchers		[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich			X	X											
e	Identifikationsnummer der BE-Kanne		[6] Teil D Tab. 5, Nr. 25	Verbindlich		X													
f	Sendungskennung		[119] Table II	Empfehlung															X
006	Datum																		
a	Referenzdatum		[119] Table II	Empfehlung															X
b	Beladedatum		[6] Teil D Tab. 5, Nr. 14	Verbindlich					X			X				X			
c	Datum der Einlagerung am Lagerort		[6] Teil D Tab. 5, Nr. 16	Verbindlich					X			X			X				
007	Bescheinigungen/Nachweise																		
a	Bescheinigung über die Erfüllung der Annahmebedingungen		[119] Table II	Empfehlung															X
b	Nachweisverfahren zur Erfüllung/ Einhaltung der Annahmebedingungen		[119] Table II	Empfehlung															X
c	Einhaltung der Produktionsbedingungen		[88] Abschnitt 5	Empfehlung						X									
008	Menge/Anzahl																		
a	Menge (Bestand)		[7] Artikel 12 Abs. 1c	Verbindlich	X												X		
			[5] § 9i	Verbindlich	X												X		
			[8] § 32 Abs. 2ii & 2iv	Verbindlich	X	X											X		
b	Menge (Prognose)		[7] Artikel 12 Abs. 1c	Verbindlich	X												X		
			[5] § 9i	Verbindlich	X												X		
			[8] § 32 Abs. 2ii & 2iv	Verbindlich	X	X											X		

Erf.- ID	Anforderung	Einheit	Referenz(en)	Charakter	B						V			S			A		
					BE	BE-Kannen	BS (Köcher)	Köcher	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Abfall	Behälter	Gebinde
	c	Brennstabanzahl (im Beladezustand) bzw. Anzahl der Brennstäbe	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X			X											
	d	Abstandhalteranzahl	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X														
	e	Anzahl Kugeln pro BE-Kanne	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 25	Verbindlich		X													
	f	Anzahl der Kugeln nach Typ (HEU/LEU/Moderator/Absorber)	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 25	Verbindlich		X													
	g	Anzahl der BE-Kannen pro Behälter	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 25	Verbindlich						X									
	h	Anzahl der Presslinge	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 27	Verbindlich									X						
009		Abfallart/ -typ																	
	a	Art (Bestand)	[7] Artikel 12 Abs. 1c	Verbindlich	X												X		
			[5] § 9i	Verbindlich	X												X		
	b	Art (Prognose)	[7] Artikel 12 Abs. 1c	Verbindlich	X												X		
			[5] § 9i	Verbindlich	X												X		
	c	Brennelementtyp, Art (z. B. DWR, SWR, MOX), Brennelementdesign	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X														
	d	Brennelementzeichnung	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X														
		Biologische Charakterisierung																	
011		Potenzielle biologische Gefahren	[121] Table II-I	Empfehlung													X		
012		Bioakkumulation	[121] Table II-I	Empfehlung													X		
		Chemische Charakterisierung																	
020		Chemische Eigenschaften	[120] Abschnitt 2.4	Empfehlung													X		
021		Chemische Zusammensetzung	[121] Table II-I	Empfehlung													X		
	a	Chemische Zusammensetzung(en), U-Faktoren(en) und Anreicherungen(en) für jeden BS	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X														
	b	Chemische Zusammensetzung der Glasfritte	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 26	Verbindlich							X								
	c	Chemische Zusammensetzung des Glases für jeden Abstich (zum Zeitpunkt der Produktion)	[88] Abschnitt 5	Empfehlung							X								
022		Löslichkeit und Komplexbildner	[121] Table II-I	Empfehlung													X		

Erf.- ID	Anforderung	Einheit	Referenz(en)	Charakter	B						V			S			A		
					BE	BE-Kannen	BS (Köcher)	Köcher	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Abfall	Behälter	Gebinde
	c	Masse von Abstandhaltern, Endstücken und anderen Strukturteilen	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X														
	d	Leermasse der BE-Kanne	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 25	Verbindlich		X													
	e	Gesamtmasse der BE-Kanne	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 25	Verbindlich		X													
	f	Masse Leer (nominal)	[Mg]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 3	Verbindlich				X		X			X					
	g	Masse Beladen (berechnet)	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 3	Verbindlich				X			X			X					
	h	Masse Glaskörper	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 26	Verbindlich							X								
	i	CSD-B-Masse zum Zeitpunkt der Produktion	[88] Abschnitt 5	Empfehlung							X								
	j	Glasmasse zum Zeitpunkt der Produktion	[88] Abschnitt 5	Empfehlung							X								
	k	Gewicht des Presslings	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 27	Verbindlich										X					
	l	Gewicht der leeren Kartusche	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 27	Verbindlich										X					
042		Zustand (fest, flüssig, gasförmig)	[121] Table II-I	Empfehlung														X	
043		Verdichtbarkeit	[121] Table II-I	Empfehlung														X	
044		Volatilität	[121] Table II-I	Empfehlung														X	
045		Mischungsfähigkeit/ Dispergierbarkeit																	
	a	Mischungsfähigkeit	[121] Table II-I	Empfehlung														X	
	b	Dispergierbarkeit	[121] Table II-I	Empfehlung														X	
046		Dichte																	
	a	Dichte des Hüllrohrmaterials	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X														
	b	Nominale Brennstoffdichte des Pellets	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X														
	c	Dichte des Glasprodukts	[g/cm ³]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 26	Verbindlich						X								
047		Druck																	
	a	Vorinnendruck im Brennstab Füllgas (He), nominal	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X														
	b	Füllgasdruck (He)	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich				X											
	c	Spezifizierter Pressdruck	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 27	Verbindlich										X					

Erf.- ID	Anforderung	Einheit	Referenz(en)	Charakter	B						V			S			A		
					BE	BE-Kannen	BS (Köcher)	Köcher	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Abfall	Behälter	Gebinde
048	Leckagerate																		
a	Gemessene Leckagerate zwischen Verschlussplatte, Tragzapfen Behälterkörper und Deckel am Leerbehälter ermittelt mit Heliumdichtheitsprüfung	[(Pa m ³)/s]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 4	Verbindlich					X			X			X				
b	Gemessene Leckagerate zwischen Verschlussplatte, Tragzapfen Behälterkörper und Deckel am Leerbehälter ermittelt mit Druckanstiegsmethode	[(Pa m ³)/s]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 4	Verbindlich					X			X						X	
049	Transformationstemperatur																		
a	Transformationstemperatur des Glasprodukts	[°C]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 26	Verbindlich							X								
b	Lagerung des Glasprodukts unterhalb der Transformationstemperatur	[ja/nein]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 26	Verbindlich							X								
	Radiologische Charakterisierung																		
050	Radiologische Eigenschaften		[120] Abschnitt 2.4	Empfehlung													X		
			[88] Tabelle I	Empfehlung							X								
051	Kritikalität		[121] Table II-I	Empfehlung													X		
a	Multiplikationsfaktor k_{eff} bei einem Wert $k_{eff} < 0,95$		[117] A 3.1.3	Empfehlung						X			X			X			
052	Aktivität																		
a	Gesamtaktivität		[8] § 32 Abs. 2ii & 2iv	Verbindlich	X	X											X		
b	Aktivitäten von Radionukliden		[58] Requ. 20 – 5.1	Empfehlung													X		X
			[120] Abschnitt 2.3	Empfehlung													X		
c	Aktivitäten relevanter Aktivierungsprodukte (Co-60, C1-36 etc.) inkl. Referenzdatum	[Bq]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 22	Verbindlich	X	X				X	X		X	X		X			
d	Aktivitäten relevanter flüchtige Radionuklide (H-3, Kr-85, C-14, I-129 ⁸⁰ , Rn-222 (als Ra-226) etc.) inkl. Referenzdatum	[Bq]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 22	Verbindlich	X	X				X	X		X	X		X			

⁸⁰ In der *AtEV* [6] wird nicht I-129 sondern J-129 verwendet.

Erf.- ID	Anforderung	Einheit	Referenz(en)	Charakter	B						V			S			A		
					BE	BE-Kannen	BS (Köcher)	Köcher	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Abfall	Behälter	Gebinde
e	Aktivitäten relevanter Spaltprodukte Radionuklide (Cs-137, Sr-90 etc.) inkl. Referenzdatum	[Bq]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 22	Verbindlich	X	X				X	X		X	X		X			
f	Aktivitäten relevanter Actinoide (Np- 237, Am-24, Cm-244, U- und Pu-Isotope etc.) inkl. Referenzdatum in Bq	[Bq]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 22	Verbindlich	X	X				X	X		X	X		X			
g	Abdeckende α -Aktivität (inkl. Referenzdatum)	[g/ BE] [g/ BE-Kanne] [g/ Kokille] [g/ Behälter]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 21	Verbindlich	X	X				X	X		X	X		X			
h	Abdeckende β/γ -Aktivität (inkl. Referenzdatum)	[g/ BE] [g/ BE-Kanne] [g/ Kokille] [g/ Behälter]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 21	Verbindlich	X	X				X	X		X	X		X			
i	Gesamt- α -Aktivität zum Zeitpunkt der Produktion		[88] Abschnitt 5	Empfehlung									X						
j	Gesamt- β -Aktivität zum Zeitpunkt der Produktion		[88] Abschnitt 5	Empfehlung									X						
k	nuklidspezifische β/γ -Aktivität zum Zeitpunkt der Produktion		[88] Abschnitt 5	Empfehlung									X						
053	Spezifische Aktivität		[121] Table II-I	Empfehlung													X		
054	Eigenschaften der Radionuklide																		
a	Halbwertszeit		[121] Table II-I	Empfehlung													X		
b	Dosisfaktoren		[121] Table II-I	Empfehlung													X		
c	Zerfallsprodukte		[121] Table II-I	Empfehlung													X		
d	Intensität der Strahlung		[121] Table II-I	Empfehlung													X		
055	Dosisleistung/Quellstärke		[88] Abschnitt 8	Empfehlung									X						
a	Strahlendosisleistung	[mSv/h]	[119] Table II	Empfehlung															X
b	Abdeckende Neutronenquellstärke		[6] Teil D Tab. 5, Nr. 21	Verbindlich	X	X				X			X			X			
c	Abdeckende Gammaquellstärke		[6] Teil D Tab. 5, Nr. 21	Verbindlich	X	X				X			X			X			
d	Mittelwert der gemessenen γ - Oberflächendosisleistung an der Mantelfläche inkl. Messdatum	[mSv/h]	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 10	Verbindlich						X			X			X			

Erf.- ID	Anforderung	Einheit	Referenz(en)	Charakter	B						V			S			A		
					BE	BE-Kannen	BS (Köcher)	Köcher	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Kokille	Behälter	Gebinde	Abfall	Behälter	Gebinde
	h	Oxidschichtdicke am Brennstab, Auslegungswert, axial und Umfangs, gemittelt (sofern gemessene Werte vorhanden)	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.2	Verbindlich	X														
058	Kernbrennstoffinventar																		
	a	Maximaler U-235-Anreicherungsgrad	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X														
	b	Pu- und U-Vektor (WAU) bei MOX-Brennelementen	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.1	Verbindlich	X														
	c	Isotopenzusammensetzung des U und Pu zum Zeitpunkt der Entladung aus dem Reaktor bzw.	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 24.2	Verbindlich	X														
		Isotopenzusammensetzung von Uran (U) und Plutonium (Pu)	[88] Abschnitt 5	Empfehlung						X									
	d	Maximales Kernbrennstoffinventar eines Kugelbrennelements (U-233, U-235, Pu-239, Pu-241, Th-232)	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 25	Verbindlich		X													
059	Kugelbrennelemente																		
	a	Mittlerer Abbrand der Kugelbrennelemente in einer BE-Kanne	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 25	Verbindlich		X													
	b	Höchster Abbrand einer Brennelementkugel in einer Kanne	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 25	Verbindlich		X													
	c	Abbrand-Verteilung der Kugeln in einer BE-Kanne	[6] Teil D Tab. 5, Nr. 25	Verbindlich		X													
		Stoffliche Charakterisierung																	
060		Materialeigenschaften	[120] Abschnitt 2.4	Empfehlung													X		
			[8] § 32 Abs. 2ii & 2iv	Verbindlich	X	X												X	
061		Werkstoff/Material/Abfälle																	
	a	Art/ Klassifikation des radioaktiven Abfalls	[119] Table II	Empfehlung															X
	b	Klassifikation der nicht radioaktiven Abfälle (sonstige schädliche/ toxische Stoffe)	[119] Table II	Empfehlung															X
	c	Beschreibung des Materials/ der Stoffe	[119] Table II	Empfehlung															X
	d	Organisches Material	[121] Table II-I	Empfehlung													X		

A4 ANFORDERUNGEN AN INVENTARMODELLE FÜR DIE STANDORTAUSWAHL

Tabelle 61: Anforderungen an die radioaktiven Abfälle, Edelstahlkokillen (Kokille), Behälter und Gebinde (bei Angabe eines Abfallstroms bezieht sich die entsprechende Anforderung nur auf den benannten Abfallstrom, grün hinterlegte Anforderungen wurden in Tabelle 17 übernommen und entsprechen den Kategorien K1 und K2P der identifizierten Anforderungen an Inventarmodelle)

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
	Allgemeine Charakterisierung										
001	Alter der Glasmatrix	[13] Kap. 51, [14] Kap. 56, [15] Kap. 53 [10] Kap. 54, [12] Kap. 16, [9] Kap. 65	X					V	K2S	017	
002	Anzahl der Behälter	[9] Kap. 34					X		K6	032a-c	
003	Fehlerquote bei Behälterproduktion (im Rahmen der Zulassung nachzuweisen)	[13–15] Kap. 3, 4 & 5, [10] Kap. 26 [9] Kap. 34, [11] Kap. 2 & 3					X		K6	031	
004	Wahrscheinlichkeit, Fehler trotz Anwendung zerstörungsfreier Prüfmethoden nicht zu erkennen	[13–15] Kap. 3, 4 & 5, [10] Kap. 26 [9] Kap. 34, [11] Kap. 2 & 3					X		K6		
005	Position der Gebinde im Endlager	[122] FEP 2.3.3.3				X			K5	008a+b	
	Biologische Charakterisierung										
006	Mikrobenpopulation	[13] Kap. 17, 54 & 79 [14] Kap. 16, 59 & 84 [15] Kap. 19, 56 & 83 [10] Kap. 56, 58, 60 & 93	X		X				K4 K5	068	

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
		[12] Kap. 19, 22 & 43 [9] Kap. 69 & 70 [11] Kap. 1, 2 & 3									
	Chemische Charakterisierung										
007	Chemische Zusammensetzung (Verbindungen, Elemente)	[10] Kap. 24, 25 & 70 [12] Kap. 15, 16 & 18 [9] Kap. 30 & 31, [11] Kap. 1	X		X				K1	070a+b	006
008	Löslichkeit von Radionukliden (abh. von Speziation, geochemischem Milieu)	[10] Kap. 51, [12] Kap. 16, [9] Kap. 62	X						K7	081a+b	
009	Löslichkeit von Gasen in Flüssigkeiten (Henry-Koeffizienten)	[13] Kap. 72, [14] Kap. 77, [15] Kap. 76 [12] Kap. 35	X						K7	083	
010	Sorptionskoeffizienten (abh. von Element, Art des Sorbens, geochem. Milieu, Temperatur)	[13] Kap. 77, [14] Kap. 82, [15] Kap. 81 [10] Kap. 92, [12] Kap. 41, [9] Kap. 105	X						K7	107	
011	Diffusionskoeffizienten (abh. von Element, Art des Mediums, geochem. Milieu, Temperatur)	[10] Kap. 98	X						K7	108	
012	Korrosionsrate der BM (abh. von Ausgangsmaterial, geochemischem Milieu, spezifischer Oberfläche)	[13] Kap. 50, [14] Kap. 55, [15] Kap. 52 [10] Kap. 53 & 91, [12] Kap. 15 & 16	X					B	K7	085a+b	

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
		[9] Kap. 31, 64 & 104									
013	Korrosionsrate der Glasmatrix (abh. von Ausgangsmaterial, geochemischem Milieu, spezifischer Oberfläche)	[10] Kap. 54, [9] Kap. 65	X					V	K7	088	
014	Korrosionseigenschaften der Metalle (aktiv korrodierend, passiv schichtbildend; abh. von Ausgangsmaterial, geochemischem Milieu, spezifischer Oberfläche)	[13] Kap. 53, [14] Kap. 58, [15] Kap. 55 [10] Kap. 52, [12] Kap. 18, [9] Kap. 63	X	X	X				K7	055a+b	
015	Korrosionsraten der Metalle (abh. von Ausgangsmaterial, geochemischem Milieu, spezifischer Oberfläche)	[13] Kap. 53, [14] Kap. 58, [15] Kap. 55 [9] Kap. 63, [10] Kap. 52, [12] Kap. 18	X	X	X				K7	087	
016	IRF (abh. vom geochemischem Milieu, dem betrachteten Radionuklid und den Materialeigenschaften)	[13] Kap. 50, [14] Kap. 55, [15] Kap. 52 [10] Kap. 25, 53 & 91, [12] Kap. 15 [9] Kap. 64 & 104	X					B	K7	106a+b	
017	Korrosionsprodukte (abh. von Ausgangsmaterial, geochemischem Milieu, Dosisleistung)	[13] Kap. 17, [14] Kap. 16, [15] Kap. 19 [11] Kap. 13	X		X				K7	091	

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
018	Chemo-toxische Stoffe <ul style="list-style-type: none"> • Stoff • Masse/Menge 	[10] Kap. 24, [9] Kap. 30	X						K3	073	
	Geometrische Charakterisierung										
019	(Anfangs-)Höhe	[10] Kap. 43, [9] Kap. 48 [122] FEP 2.3.3.1			X				K5	152	
020	(Anfangs-)Länge bzw. Durchmesser	[10] Kap. 43, [9] Kap. 48, [122] FEP 2.3.3.1			X				K5	152 163 170	
021	(Anfangs-)Breite	[9] Kap. 48, [10] Kap. 43 [122] FEP 2.3.3.1			X				K5	152	
022	(Anfangs-)Volumen	[10] Kap. 43, [9] Kap. 48 [11] Kap. 1, 2 & 3 & [122] FEP 2.3.3.1	X						K1	139a	010
023	Wandstärke bzw. Dicke	[10] Kap. 70, [12] Kap. 39, [9] Kap. 80 [15] Kap. 3, 4 & 5			X				K5	177a+b	
024	Form	[9] Kap. 114			X				K5	136	
025	Beladungsgeometrie (Spaltstoffe und Neutronen-moderierende oder reflektierende Stoffe)	[2] Anlage Teil B, [10] Kap. 71 [9] Kap. 81, [122] FEP 2.3.6.6				X		B	K5	124	

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
026	Größe der Glasoberfläche	[13] Kap. 51, [14] Kap. 56, [15] Kap. 53 [10] Kap. 54, [12] Kap. 16, [9] Kap. 65	X					V	K4	149 150	
027	Oberflächenbeschaffenheit	[12] Kap. 41, [11] Kap. 1, 2 & 3	X		X				K4 K5	137	
	Mechanische Charakterisierung										
028	Effektive Spannung	[11] Kap. 1, 2 & 3	X		X				K5 K7	184a+b	
029	Deformationsvermögen <ul style="list-style-type: none"> • Kompressibilität (Metalle, Organika, sonstige Stoffe) • Ausdehnung 	[10] Kap. 61, [11] Kap. 1, 2 & 3	X		X				K5 K7	183	
030	(Druck-)Festigkeit	[9] Kap. 32, 33, 34, & 47 [11] Kap. 1, 2 & 3	X		X				K3 K5	181 182	
031	Risse	[11] Kap. 1, 2 & 3	X		X				K3 K5		
032	Löcher	[12] Kap. 32, [11] Kap. 2 & 3			X				K5		
033	Mechanische Vorbelastungen (z. B. Druck / Stoß) der Glasmatrix	[13] Kap. 51, [14] Kap. 56, [15] Kap. 53 [10] Kap. 54, [12] Kap. 2, [9] Kap. 65	X					V	K4		

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
	Physikalische Charakterisierung										
034	Gewicht	[9] Kap. 114			X				K5	187 190	
035	Dichte	[9] Kap. 32, 33, 34, 53 & 114 [11] Kap. 1, 2 & 3	X		X				K1	195 196 197 198	013 , 014
036	Porosität	[13] Kap. 68 & 71, [14] Kap. 73 & 76 [15] Kap. 72 & 75, [10] Kap. 48 & 98 [12] Kap. 32, 33 & 34, [9] Kap. 53 & 111 [11] Kap. 2, [122] FEP 2.3.6.2	X		X				K3 K5		
037	Permeabilität	[13] Kap. 68, [14] Kap. 73, [15] Kap. 72 [10] Kap. 48, [12] Kap. 32, [11] Kap. 2	X		X				K3 K5		
038	Sättigung	[122] FEP 2.3.2	X		X				K3 K5		
	Radiologische Charakterisierung										
039	Neutronenmoderierende (z. B. Wasser), reflektierende und absorbierende Stoffe	[2] Anlage Teil B [10] Kap. 71, [9] Kap. 81 [122] FEP 2.3.6.6				X			K5	203 204 205	

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
040	<p>Radionuklidinventar (Aktivität, Bindungszustand)</p> <ul style="list-style-type: none"> • Radionuklide, die zum Zeitpunkt der Einlagerung in radiologisch bedeutsamen Mengen vorliegen und die eine ausreichend hohe Lebensdauer haben (z. B. I-129, Se-79, Cs-135 oder U-238) • kurzlebige Radionuklide mit einer hohen Aktivität, deren Zerfall und die dadurch verursachten Temperaturen und Gasentwicklungen eine Freisetzung langlebiger Radionuklide ermöglichen könnte (z. B. Co-60 oder Sr-90) • Actinide am Ende der Zerfallsreihen, die zwar zum Zeitpunkt der Einlagerung kaum vorhanden sind, die aber durch den Zerfall von Mutternukliden aufgebaut werden (z. B. Po-210 oder Ac-227) 	<p>[13] Kap. 1, 2 & 73, [14] Kap. 1, 2 & 78 [15] Kap. 1, 2 & 77, [10] Kap. 21, 90 & 91 [12] Kap. 37, [9] Kap. 27, 103 & 111 [11] Kap. 1, [122] FEP 2.1.1.1</p>	X						K1	212a-d	015

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
041	Bilanzierung der Aktivitätsanteile der natürlichen Radionuklide	[9] Kap. 27			X				K5		
042	Gasförmige Radionuklide (z. B. C-14, Cs-135, Cs-137, I-129) und ihre Form (z. B. C-14 als CH ₄ oder CO ₂)	[13] Kap. 20, [14] Kap. 19, [15] Kap. 22 [10] Kap. 91, [9] Kap. 104, [11] Kap. 15	X						K1	214	017
043	Typ des Kernbrennstoffs <ul style="list-style-type: none"> • UO₂ • MOX • BISO-, TRISO-, U₃Si₂-/UAlx-Al-Brennstoffe) 	[13] Kap. 50, 73 & 79 [14] Kap. 55, 78 & 84 [15] Kap. 52, 77 & 83 [10] Kap. 53, 91 & 93 [12] Kap. 15, 16 & 43 [9] Kap. 31, 64 & 104	X					B	K2S	036	
044	Abbrand des Kernbrennstoffs	[13] Kap. 73, [14] Kap. 78, [15] Kap. 77 [9] Kap. 64,	X					B	K1	222a+b 223	019
045	Alter des Kernbrennstoffs	[9] Kap. 64	X					B	K1	013	002
046	Strahlungsdosisleistung und Art der ionisierenden Strahlung	[13] Kap. 17, 50, 55-57, 75, 79 [14] Kap. 16, 55, 60, 62 & 84 [15] Kap. 19, 52, 57, 59, 79 & 83 [10] Kap. 58, 68-70 & 53 [12] Kap. 15, 20, 22, 38 & 39	X			X			K1 K5	232 233a-c 235a-c	020

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
		[9] Kap. 64, 78, 79 & 80 [11] Kap. 13, [122] FEP 2.3.6.2									
	Stoffliche Charakterisierung	[11] Kap. 1, 2 & 3									
047	Metalle <ul style="list-style-type: none"> • Metallart/ Legierung (z. B. Fe, Cu, Al, Ni, Zr, Pb, U, Pu, Mo, Nb, Ti, Mn, Zn, Cr) • Masse • Vorbehandlung 	[13] Kap. 17, 53, 54, 77 & 79 [14] Kap.16, 58, 59, 82 & 84 [15] Kap.19, 55, 56, 81 & 83 [10] Kap. 22, 36, 52, 56, 57, 58, 92 & 93 [12] Kap. 18, 19, 21, 22, 41 & 43 [9] Kap. 22, 28, 31, 63, 67 & 106 [122] FEP 2.3.4.4	X	X	X				K1 K5	248	022
048	Organika <ul style="list-style-type: none"> • Art (z. B. Kunststoffe bzw. Polyethylen, Zellulose, EDTA, sonstige Komplexbildner (z. B. Na₃-Citrat, K₃-Citrat, Na₂-Hydrogencitrat, Na₂-Tartrat, Na₂-Oxalat), Tenside) • Ggf. Zusammensetzung des Polymers • Masse/Menge 	[13] Kap. 58 & 78, [14] Kap. 63 & 83 [15] Kap. 60 & 82, [10] Kap. 23 & 59 [12] Kap. 23, [9] Kap. 29, 69, 106 & 107	X		X				K1 K5	247	023

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
049	<p>Glasmatrix</p> <ul style="list-style-type: none"> • Stoff • Masse 	<p>[13] Kap. 51 & 79, [14] Kap. 56 & 84 [15] Kap. 53 & 83, [10] Kap. 54, 91 & 93 [12] Kap. 16 & 43, [9] Kap. 65 & 104</p>	X					V	K1	246a	021
050	<p>Wasserinventar</p> <ul style="list-style-type: none"> • Art (z. B. Gebundenes Wasser, Porenwasser, Kristallwasser, Freies Wasser, Restfeuchte, nicht klassifiziertes Wasser) • Menge 	<p>[13] Kap. 19, [14] Kap. 18, [15] Kap. 21 [10] Kap. 45, [12] Kap. 39 [9] Kap. 30, 55 & 80, [11] Kap. 14 [122] FEP 2.3.6.2</p>	X		(X)				K2P K5	(250)	024
051	<p>Masse der Spaltstoffe ihre element- und isopenweise Zusammensetzung; i. W.</p> <ul style="list-style-type: none"> • U-233 • U-235 • Pu-239 • Pu-241 	<p>[2] Anlage Teil B, [10] Kap. 71 [9] Kap. 81, [122] FEP 2.3.6.6</p>	X						K1	259a+b	026
052	<p>Sonstige Stoffe</p> <ul style="list-style-type: none"> • Stoff (z. B. Nitrat, Sulfat, Chlorid, Sulfid, anorganische Kohlenstoffverbindungen, 	<p>[13] Kap. 17, 59 & 78, [12] Kap. 24 & 42 [14] Kap. 16, 64 & 83, [11] Kap. 13 [15] Kap. 19, 61 & 82, [122] FEP 2.3.4.3 [10] Kap. 59, 60, 61 & 94</p>	X		X				K1 K5	246a	021

Anf.-ID	Anforderung	Referenz(en)	Abfall	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfallstrom	Kategorie	Asp.-ID	ID
	Graphit, Silizium, Bor, Phosphor, Schwefel, Zement) • Masse	[9] Kap. 30, 68, 69, 70 & 107									
	Thermische Charakterisierung										
053	Temperatur	[2] Anlage Teil B, [11] Kap. 1. 2 & 3	X		X				K2S K5	267	
054	Wärmleistung der Gebinde (abh. von Referenzleistung, Gesamtanzahl der BE und Gesamtmasse Schwermetall)	[13] Kap. 63, [14] Kap. 68, [15] Kap. 65 [123] Kap. 2.5.1				X		B	K5	274 275a+b 277	
055	Spezifische Wärmekapazität	[10] Kap. 61, [12] Kap. 28 [11] Kap. 1, 2 & 3	X		X				K4 K5	269	
056	Wärmeleitfähigkeit	[10] Kap. 26 & 61, [12] Kap. 28 [11] Kap. 1, 2 & 3	X		X				K4 K5	268	
057	Thermischer Ausdehnungskoeffizient	[10] Kap. 61, [12] Kap. 28 & 29 [11] Kap. 1, 2 & 3	X		X				K4 K5		
058	Thermische Stabilität (Kunststoffe)	[10] Kap. 59, [9] Kap. 69			X				K5		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID			
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt						
010	Kennzeichnungsmethodik (Informationsgehalt, Kodierweise, Anbringungsmethode, Anbringungsort, Dauerhaftigkeit)	CH	[116]	Kap. 4.1.8 & Anh. 2																			X			K3		
	Zeitpunkte und Dauern																											
	Betrieb																											
011	Laufzeit der Reaktoren	SWE	[42]	Kap. 5.1					X																	K8		
012	Betriebszeit (Verweildauer im Reaktorkern)	FI CA	[29] [45]	Kap. 5.4 S. 7	X																					K2S		
013	Datum der Entnahme aus dem Reaktorkern (Entladung)	SWE CA	[42] [47]	Kap. 4.4.1 Kap. 6.1.4	X																					K1	(045)	002
	Nachbetrieb und Zwischenlagerung																											
014	Kühlzeiten in Reaktorpool	FI	[29]	Kap. 4.1	X																					K2S		
015	Beginn der Zwischenlagerung (Jahr)	CA	[45]	S. 4	X																					K3		
016	Zwischenlagerzeit	FI SWE FR	[29] [42] [125]	Kap. 4.1 Kap. 5.1 Kap. 1.1.4	X						X				X											K2S		
	Konditionierung																											
017	Zeitpunkt der Konditionierung	FR CH	[52] [116] [23]	Vol. II Apx. I Anh. 2 Kap. 2.2.2						X				X				X								K2S	001	
	Endlagerung																											
018	Datum der Einkapselung	SWE	[42]	Kap. 5.1	X																					K6		
019	Datum der Einlagerung in das Endlager	SWE	[42]	Kap. 5.1	X																					K6		
020	Alter der BE • Zeitpunkt (bei Einkapselung, bei Endlagerung, im Jahr X) • Alter	SWE CA	[42] [44]	Kap. 2.3.1, 3.3.1, 3.1.5, 5.1, 5.2, 6.2.1, 6.2.3. 6.2.4 & 6.6 S. 101	X																					K2S	045	
	Anzahl bzw. Anteil																											
021	Dampfblasengehalt	FI	[29]	Kap. 5.3				X																		K8		
	Brennstäbe																											
022	Anzahl der beschädigten BS (mit Leckage)	FI	[29]	Kap. 3.5					X																	K8		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)	B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID					
				BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt								
	Brennelemente bzw. Kokillen																												
023	a	Anzahl der BE je Reaktor- oder Brennelement- typ	SWE CA	[42] [45]					X																		K8		
	b	Anzahl der BE bzw. Kokillen (Bestand und Prognose) + Ungewissheiten	BEL FR	[127] [128]					X				X				X						X				K8		
	c	Anzahl der BE bzw. Kokillen je Abfallsorte	CH	[60–66, 94–97]					X				X				X										K8		
	d	Anzahl der PG je Abfallfamilie	FR	[52]									X				X										K8		
024		Anzahl der BE in Trocken- bzw. Nasslagerung	CA	[45]					X																		K3		
025		Anzahl bzw. Anteil der beschädigten BE (mit Leckage)	FI SWE CA	[29] [42] [45]					X																		K8		
026		Anzahl BE je Steuerelement	SWE	[42]					X																		K6		
027		Anteil der DWR-BE, die mit SE endgelagert werden sollen	FI	[29]					X																		K6		
028		Anzahl der BE im Reaktorkern	SWE	[42]					X																		K8		
029		Anzahl der Betriebszyklen	FI	[29]						X																	K2S		
		Sonstige Brennstoffe																											
030		Anzahl der sonstigen Brennstoffe je BSt-Typ	SWE	[42]					X																		K3		
		Behälter																											
031		Anteil der Behälter mit anfänglichen durch- gehenden Fehlern an den Schweißnähten	FI	[124]					X																		K6	003	
		Gebinde																											
032	a	Anzahl der Endlagergebände je Reaktortyp	FI	[29]					X																		K8		
	b	Anzahl der Endlagergebände je Reaktor- und Gebindetyp	SWE	[42] [43]					X																		K8		
033		Anzahl der überschätzten Endlagergebände je Gebindetyp	SWE	[42]					X																		K8		
034		Anzahl der unterschätzten Endlagergebände je Gebindetyp	SWE	[42]					X																		K8		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID						
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt									
060	Befund der Wasserbeständigkeit (bei 22 ± 4 °C) im Rahmen der Konditionierung [positiv/negativ]	CH	[116]	Anh. 3														X								K3					
061	Befund der Sulfatbeständigkeit (22 ± 4 °C) im Rahmen der Konditionierung [positiv/negativ]	CH	[116]	Anh. 3														X									K3				
062	Bescheinigung der Qualitätskontrolle	FR	[125]	Kap. 1.4.3 & 1.5.4							X						X										K3				
063	Befund der visuellen Kontrolle [positiv/negativ]	CH	[116]	Kap. 4.1.6																X							K3				
064	Nachweise zur korrekten Herstellung und Verwendung der Verpackung (z. B. Fertigungszeugnis, Protokoll der Dichtheitsmessung, etc.)	CH	[116]	Anh. 2																	X						K3				
065	Nachweis der Erfüllung der Annahmbedingungen (Endlagerfähigkeit)	CH	[116]	Kap. 4.2.1.3																	X						K8				
066	Nachweise zur Einhaltung garantierter Parameter	CH	[23]	Kap. 2.2.2																	X						K2S				
	Statistische Daten																														
067	Wahrscheinlichkeit, dass ein BS während des Einbringens in den Behälter beschädigt wird	FI	[29]	Kap. 4.6					X																		K6				
	Biologische Charakterisierung																														
068	Mikrobielle Zusammensetzung	CA	[131] [47]	Kap. 2.3 Kap. 4		X																					K5	006			
	Chemische Charakterisierung																														
069	Physikochemische Gruppe	FR	[125]	Kap. 1.6.3.2										X													K3				
	Chemische Charakterisierung																														
070	a	Chemische Zusammensetzung	CH	[116]	Anh. 2	X		X										X	X								K1	007	006		
		• Verbindung oder Element	FI	[29]	Kap. 4.6 & 5.10																										
		• Menge bzw. Masse	BEL	[132]	S. 64																										
			CA	[133]	Kap. 3.6																										
b	Komponentenspezifische chemische Zusammensetzung	CA	[134]	S. 21 - 22	X																						K1	007	006		
			[44]	S. 103 & Kap. 3.2.2																											
		• Komponente (z. B. BSt, HR, Abstandhalter, Federn)	SWE	[42]	Kap. 2.3.2, Table B-3 & Table B-4																										
	• Element oder Verbindung																														
	• Menge bzw. Masse																														

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)	B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID					
				BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt								
	Chemische Reaktivität																												
078	Explosivität (untere und obere Explosionsgrenze)	CH	[116]	Kap. 4.2.1.6															X							K7			
	Oxidationszustand und -potenzial																												
079	Oxidationszustand der BM	FI	[29]	Kap. 3.5	X																					K7			
080	Oxidationspotential für die Bildung des Oxids jedes Elements im Verhältnis zum Oxidationspotential des BSt	FI	[29]	Kap. 3.2	X																					K7			
	Löslichkeit																												
	Löslichkeit (auch Löslichkeitsgrenze)																												
081	a	Löslichkeit	CH	[116]	Kap. 4.1.5	X													X							K7	008		
			SWE	[42]	Kap. 2.3																								
	b	Element- oder radionuklidspezifische Löslichkeit (u. a. abhängig von Oxidationsstufe, Speziation, Konzentration, pH/Eh)	CA	[44]	S. 360	X																					K7	008	
		<ul style="list-style-type: none"> • Element oder Radionuklid • Löslichkeit 	FI	[136]	S. 35																								
		SWE	[137]	Kap. 6.2																									
		SWE	[43]	Kap. 3.2.1																									
	Gleichgewichtskonstanten																												
082	Elementspezifische Gleichgewichtskonstanten (abhängig von der Löslichkeitsbegrenzenden Phase, den geochemischen Bedingungen und der verwendeten thermodynamischen Datenbank)	SWE	[43]	Kap. 3.4	X																					K7			
	Löslichkeitskonstanten																												
083	Elementspezifische Löslichkeitskonstanten	CA	[133]	Kap. 3.6	X																					K7	009		
	<ul style="list-style-type: none"> • Gas (z. B. N₂, H₂) • Löslichkeitskonstante 																												
	Korrosionsbeständigkeit/ Korrosivität																												
084	Auslaugraten über 150 Tage (bei 22 ± 4 °C) für Co-60 und Cs-137 (oder andere dominante Nuklide) in Deionat und gipsgesättigtem Wasser	CH	[116]	Anh. 3															X							K7			

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)	B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID			
				BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt						
	Auflösungsrate der Brennstoffmatrix																										
085	a	Auflösungsrate der BM unter Endlagerbedingungen (abhängig von Abbrand, Brennstofftyp, Redoxbedingungen, pH-Wert, Ionenstärke, Grundwasserkomponenten und Temperatur)	FI SWE CH CA	[29] [43] [55] [44] [138]	Kap. 6.1, 6.3 & 6.3.18 Kap. 3.3 Kap 8.3.3.1 S. 352 S. 8	X																			K7	012	
	b	Radiolysebedingte Auflösungsrate der BM <ul style="list-style-type: none"> Strahlungsart (alpha, beta, gamma) Auflösungsrate 	CA	[138]	S. 8	X																			K7	012	
086		Aufgelöste BM <ul style="list-style-type: none"> Jahr Anteil 	CA	[137] [44] [138]	S. 35 S. 352 S. 8	X																			K7	012	
	Metallkorrosionsrate																										
087		Komponentenspezifische Metallkorrosionsrate unter Endlagerbedingungen (abhängig von Zusammensetzung, Löslichkeit, Speziation, geochemischem Milieu, Rissbildungsrate und spezifischer Oberfläche) <ul style="list-style-type: none"> Komponente (z. B. HR, andere metallische ST, Behälter) Korrosionsrate 	FI FR CH CA	[29] [52] [125] [55] [47] [44] [137] [138] [133] [139]	Kap. 4.5, 6.1, 6.4 & 6.5 Kap. 2.3.2 Kap. 1.5.3 Kap. 8.5.3.1 Kap. 4 S. 352 S. 35 S. 8 Kap. 3.4 & 3.6 S. 6	X	X				X			X											K7	015	
	Glaskorrosionsrate																										
088		Glaskorrosionsrate (abhängig von Zusammensetzung, Löslichkeit, Speziation, geochemischem Milieu, Rissbildungsrate und spezifischer Oberfläche der Glasmatrix)	FR CH	[52] [55]	Kap. 2.3.1 Kap 8.3.3.1						X														K7	013	
089		Rissbildungsrate der Glasmatrix	FR	[52]	Kap. 2.3.1						X														K7		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)	B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID			
				BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt						
	b	Produktionsrate von Radiolysegasen	FR	[125]						X				X					X						K7		
099		Radiolysegasinventar <ul style="list-style-type: none"> • Gas (i. W. Wasserstoff) • Menge 	FR	[125]						X				X					X						K9		
		Freisetzung																									
		Freisetzungsmodell																									
100		Lokation der Radionuklide in metallischen Abfällen (eingeschlossen (Aktivierungsprodukte) oder an der Oberfläche)	FR	[52]										X											K6		
101		Freisetzungsmodell je Abfallfamilie (abhängig von Abfalleigenschaften und dem geochemischen Milieu)	FR	[52]						X				X											K7		
102		Radionuklidspezifische Freisetzungsfom bei Kontakt mit Wasser (instantan oder graduell)	FI	[29]						X															K7		
		Freisetzungsraten																									
103	a	Radionuklid- und komponentenspezifische Freisetzungsraten <ul style="list-style-type: none"> • Radionuklid • Komponente (z. B. BM, HR, metallische ST, HR der SE, AM) • Freisetzungsraten 	FI SWE	[29] [43]						X															K7		
	b	Radionuklidspezifische Korrosionsfreisetzungsraten der Strukturteile und Steuerelemente je Reaktor- und Gebindetyp + Ungewissheiten	SWE	[43]						X															K7		
	c	Freisetzungsraten der gasförmigen Radionuklide <ul style="list-style-type: none"> • Radionuklid (z. B. H-3, C-14, Kr-85) • Freisetzungsraten 	FR	[125]								X			X										K7		
104		Anteilige Radionuklidaustragsrate	FI	[29]						X															K7		
		Instant Release Fraction																									
105		Anteil Spaltgase an der IRF	FI	[29]						X															K7		
106	a	Radionuklidspezifische IRF je Reaktor- und Gebindetyp + Ungewissheiten	SWE	[43]						X															K7	016	

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)	B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID					
				BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt								
	b	Element- oder radionuklidspezifische IRF	FI SWE CA [138] CH	[29] [43] [44] [138] [55]	Kap. 6.1, 6.8, 6.8.1 & 6.8.2 Kap. 3.2 S. 351 S. 11 Kap 8.3.3.1				X																		K7	016	
		Sorption																											
		Sorptionskoeffizienten																											
107		Elementspezifische Sorptionskoeffizienten (abhängig von Oxidationsstufe, Speziation, pH, Ionenstärke, etc.)	CA	[140] [141]	S. 16																						K7	010	
		Diffusion																											
108		effektiver Diffusionskoeffizient	CA	[139]	S. 5				X																		K7	011	
		Geometrische Charakterisierung																											
109		Geometrie (innere und äußere)	FR	[52] [125]	Kap. 2.5.1 Kap. 1.4.1, 1.4.2, 1.5.1, 1.5.2, 1.6.3.1 & 1.6.3.7									X	X	X											K2P	008	
110		Geometrien der wasserstoffproduzierenden Metalle	CH	[23]	Kap. 2.3.1																						K5		
		Aufbau und Design																											
		Aufbau																											
111		Aufbau (Schnittzeichnung & Erläuterung)	CH CA	[116] [47] [137] [138] [142]	Anh. 2 Kap. 4 S. 5 S. 75, 77 & 78				X	X	X																K2S		
112		Schematische Darstellung je BE- bzw. Kokillentyp	CH	[60, 61, 65, 66, 94–96]					X				X														K2S		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt			
125	Geometrische Anordnung der BE	SWE	[42]	Kap. 3.1.2			X																K5		
126	Abschirmung	SWE CH	[42] [143]	Kap. 3.1.5 S. 55			X			X													K5		
	Position																								
127	Position im Reaktorkern	FI	[29]	Kap. 3.1	X																		K2S		
128	Position der Strukturteile	FI	[29]	Kap. 2.3	X																		K2S		
129	Position des BE im Lagerbehälter	SWE	[42]	Kap. 4.2.1	X																		K3		
130	Position der BE im Transportbehälter der Einkapselungsanlage	SWE	[42]	Kap. 4.5.1	X																		K3		
	Abstand																								
131	Brennelementabstand	SWE	[42]	Kap. 3.1.2			X																K5		
132	Brennstababstand	SWE	[42]	Table A-3 & Table A-4	X																		K2P		008a
133	Lücke zwischen Deckel und Körper für Ausgasung [ja/nein]	FR	[125]	Kap. 1.4.3							X			X									K5		
134	Abstand zwischen dem Verschlussystem und der Kante des Deckels	FR	[125]	Kap. 1.4.3							X			X									K5		
135	Aussparung des Deckels relativ zur Oberfläche des Behälterkörpers	FR	[125]	Kap. 1.4.3							X			X									K5		
	Form & Struktur																								
136	Form	FR	[52] [125]	Kap. 2.4.2 Kap. 1.4.3, 1.5.1 & 1.5.3							X	X		X	X								K2P		009
137	Mikrostruktur bzw. metallurgische Struktur	FR	[52] [125]	Kap. 2.4.3 Kap. 1.5.3							X												K5	027	
138	Struktur der Behältereinbauten	CH	[116]	Anh. 2																	X		K5		
	Volumen																								
139	a	Volumen	CH [116] [23] BEL [127]	Anh. 2 Kap. 2.3.1 & S. 23 S. 14 Table 2	X				X	X			X	X		X		X		X			K1	022	010
	b	Volumen je BE- bzw. Kokillentyp	CH	[60–66, 94–97]		X				X			X										K4		
	c	Graphische Darstellung der zeitlichen Entwicklung des Volumens je Brennelement-bzw. Kokillentyp	CH	[60, 61, 65, 66, 94–96]		X				X			X										K9		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID	
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt				
148	a	Größe der Metalloberfläche	CA	[133]	Kap. 3.6	X																		K4		
	b	Größe der Metalloberfläche je BE- bzw. Kokillentyp <ul style="list-style-type: none"> • Metall • Oberfläche 	CH	[60–66, 94–97]		X				X				X										K4		
149		Spezifische Oberfläche der Glasmatrix	FR	[52]	Kap. 2.3.1 & 2.3.3.2					X														K4	026	
150		Oberfläche der Glasmatrix die für Wasser zugänglich ist	FR	[52]	Kap. 2.3.3.2					X														K4	026	
151		Maximale Oberfläche	FR	[125]	Kap. 1.6.3.4					X				X										K4		
		Lineare Abmessungen																								
152		Abmessungen	FI FR CH	[29] [52] [116]	Kap. 2.1 Kap. 2.4.2 Anh. 2	X	X				X										X			K1	019 020 021	008
153		Fragmentgröße des metallischen Abfalls	FR	[52]	Kap. 2.3.3.3									X										K4		
		Außenabmessungen																								
154		Außenabmessungen des BE-Kastens	SWE	[42]	Table A-3	X																		K2P		008e
155		Außenabmessungen des Gebindes	CH	[116]	Anh. 2																	X		K5		
		Innenabmessungen																								
156		Innenabmessungen des BE-Kastens	SWE	[42]	Table A-3	X																		K2P		008g
157		Innenabmessungen der Führungsrohre	SWE	[42]	Kap. 3.1.3		X															X		K5		
		Länge																								
158	a	Länge der BE	SWE CH CA	[42] [60, 61, 65, 66, 94–96] [45] [44] [142]	Kap. 2.3.2 S. 23 - 29 S. 118 S. 74	X																		K2P		008b
	b	Länge des BE mit maximalem Abbrand je BST-Typ	FI	[29]	Kap. 2.2					X														K4		
	c	geschätzte Gesamtlänge der BE am Ende ihrer Nutzungsdauer bei maximalem Abbrand	FI	[29]	Kap. 4.6					X														K4		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID			
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt						
159	Länge des BE-Abschnitts mit maximalem Abbrand je BSt-Typ	FI	[29]	Kap. 2.2					X																K4			
160	Länge der aktiven Zone	FI	[29]	Kap. 3.1	X																				K2P		008d	
		SWE	[42]	Table A-3 & Table A-4																								
161	Länge der BS	FI	[29]	Kap. 3.1	X																				K2P		008c	
162	a Länge des Behältereinsatzes	SWE	[42]	Kap. 3.1.3		X																			K5			
	b Länge des Stahlgehäuses des Behälters	CA	[44]	S. 118		X																			K5			
163	Länge des Behälters	CA	[44]	S. 118		X																			K5	020		
	Breite																											
164	a Breite der BE	CH	[60, 61, 65, 66, 94–96]		X																				K2P		008e	
	b geschätzte maximale Querschnittsbreite der BE am Ende ihrer Nutzungsdauer	FI	[29]	Kap. 4.6	X																				K4			
165	Breite des BE-Kastens bzw. der Ummantelung	FI	[29]	Kap. 2.2 & 4.6	X																				K2P		008e	
166	Innere Breite des kreuzförmigen Steuerstabs	SWE	[42]	Table A-3	X																				K3			
	Durchmesser																											
167	Durchmesser der Pellets	SWE	[42]	Table A-3 & Table A-4	X																				K2P		008i	
		CA	[142]	S. 74																								
168	Durchmesser des BE	CA	[45]	S. 23 - 29	X																				K2P		008e	
169	Durchmesser der Endschreibe	CA	[142]	S. 74	X																				K2P			
170	Durchmesser des Behälters	CA	[44]	S. 118		X																			K5	020		
171	Durchmesser des Behältereinsatzes	SWE	[42]	Kap. 3.1.3		X																			K5			
	Außendurchmesser																											
172	Außendurchmesser der HR	CA	[142]	S. 74	X																				K2P		008h	
	• Hüllrohrart (BS, Wasserstab, Führungsrohr, Instrumentierungsrohr)	SWE	[42]	Table A-3 & Table A-4																								
	• Außendurchmesser																											
173	Außendurchmesser der Stahlgehäuses des Behälters	CA	[44]	S. 118		X																			K5			

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID	
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt				
	Innendurchmesser																									
174	Innendurchmesser der HR <ul style="list-style-type: none"> Hüllrohrart (BS, Wasserstab, Führungsrohr, Instrumentierungsrohr) Innendurchmesser 	CA SWE	[142] [42]	S. 74 Table A-3 & Table A-4	X																		K2P		008h	
	Wandstärke bzw. Dicke																									
175	Wandstärke der HR <ul style="list-style-type: none"> Hüllrohrart (BS, Steuerstab, Wasserstab, Führungsrohr, Instrumentierungsrohr) Innendurchmesser 	FI SWE CA	[29] [42] [142]	Kap. 2.3 Table A-3 & Table A-4 S. 74	X																		K2S			
176	Wandstärke der Strukturteile <ul style="list-style-type: none"> Strukturteil (z. B. Endscheibe, BE-Kasten, kreuzförmiger Steuerstab) Wandstärke 	FI CA SWE	[29] [142] [42]	Kap. 2.3 S. 74 Table A-3	X																		K2P		008j	
177	a	Wandstärke	FR	[128]	Kap. 3.6.2						X												K5	023		
	b	Wandstärke je Behälterart	CH	[116]	Anh. 2												X						K5	023		
178	Wandstärke der Behälterbestandteile <ul style="list-style-type: none"> Behälterbestandteil (z. B. Stahlgehäuse, Beschichtung, halbkugelförmigen Kopfes des Stahlgehäuses) Wandstärke 	CA SWE FR	[44] [43] [125]	S. 118 Kap. 4.1.1 Kap. 1.5.3		X				X	X		X	X									K5			
179	Effektive Dicke der Behälerteile <ul style="list-style-type: none"> Behälerteil (Körper, Boden, Deckel) Effektive Dicke 	FR	[52] [125]	Kap. 2.4.2, 2.4.3, 2.4.4, 2.4.6 Kap. 1.4.3, 1.5.3 & 1.6.3.4						X	X		X	X									K5			
	Mechanische Charakterisierung																									
	Viskosität																									
180	Viskosität	CH	[116]	Anh. 3											X								K3			
	Festigkeit																									
181	Festigkeit (abhängig von der Dicke)	FR CH	[52] [143]	Kap. 2.3.2, 2.3.3.3 & 2.4.2 S. 55		X					X		X										K5	030		
182	Druckfestigkeit	CH	[116]	Anh. 3											X								K3	030		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID			
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt						
183	Formänderungsfestigkeit	FR	[52]	Kap. 2.4.3							X														K5	029		
	Eigenspannung und Relaxation																											
184	a	Schweißspannungen im Ausgangszustand	FI	[124]	S. 79		X																			K5	028	
	b	Eigenspannung	FR	[52] [125]	Kap. 2.4.3 Kap. 1.5.4						X															K5	028	
185		Relaxation	FR	[52]	Kap. 2.4.3						X															K5		
		Resistenz und Beständigkeit																										
186		ggf. Stapelstärke (abhängig von Betonart und Wandstärke)	FR	[125]	Kap. 1.4.2							X			X											K5		
		Physikalische Charakterisierung																										
		Masse bzw. Gewicht																										
187		Masse	FR BEL CA CH	[125] [132] [44] [23]	Kap. 1.4.1, 1.4.2, 1.4.3, 1.5.2, 1.6.3.1 & 1.6.3.7 S. 2, 64 S. 118 Kap. 2.2.2	X	X				X	X		X	X		X									K2P	034	012
188		Bestrahlte Masse der Strukturteile	SWE	[42]	Kap. 6.2.7	X																				K2S		
189		Masse der Behälterbestandteile	CA	[44]	S. 118		X																			K5		
		<ul style="list-style-type: none"> Behälterbestandteil (z. B. Stahlgehäuse, Beschichtung, Einsatz) Masse 																										
190		Behältermasse je Behälterart	CH	[116]	Anh. 2														X							K5	034	
191		Materialmassen je PG	CH	[116]	Anh. 2													X								K2S		
		<ul style="list-style-type: none"> Material (z. B. Abfallprodukt, Füllmaterial, Einbauten) Masse 																										
		Gesamtmasse																										
192	a	Gesamtmasse	FI CH	[29] [116] [23]	Kap. 2.2 & 4.6 Anh. 2 Kap. 2.3.1, 2.4.2 & S. 23	X											X					X				K2P		012
	b	Gesamtmasse je BE- bzw. Kokillentyp	CH	[60–66, 94–97]		X					X			X												K4		
193		Effektive Gesamtmasse	CH	[116]	Anh. 2																	X				K5		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID	
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt				
194	Oberflächen/Massen-Verhältnis von Metallen je BE- bzw. Kokillentyp <ul style="list-style-type: none"> Metall bzw. Legierung Oberflächen/Massen-Verhältnis 	CH	[60–66, 94–97] [23]	S. 23	X					X				X										K4		
	Dichte																									
195	Brennstoffdichte	FI SWE CA	[29] [42] [142]	Kap. 2.3 & 3.3 Table A-3, Table A-4 S. 74	X																			K1	035	013
196	Abfalldichte je Art	CH	[116]	Anh. 2											X									K1	035	014
197	Dichte der Behälterbestandteile <ul style="list-style-type: none"> Behälterbestandteil (z. B. Stahlgehäuse, Einbauten) Dichte 	CH CA	[116] [139]	Anh. 2 S. 6		X															X			K5	035	
198	Füllmaterialdichte	CH	[116]	Anh. 2																		X		K5	035	
	Radiologische Charakterisierung																									
199	Präsenz von Ag-108m und Pu-241	FR	[125]	Kap. 1.6.3.6						X				X										K2S		
200	Maximale komponentenspezifische Radionuklidkonzentrationen je BSt-Typ	FI	[29]	Kap. 4.6					X															K4		
	Kritikalität																									
201	Reaktivität der BE (unter Endlagerbedingungen)	FI	[29]		X																			K9		
	Effektiver Multiplikationsfaktor																									
202	Effektiver Multiplikationsfaktor	FI SWE CA	[29] [42] [137]	Kap. 4.6 Kap. 3.1.2 & 4.4.1 S. 34	X		X																	K9		
	Moderatoren, Absorber und Reflektoren																									
203	Moderator	FR CA	[125] [137]	Kap. 1.6.3.7 S. 51			X					X			X									K5	039	
204	Absorber	CA	[137]	S. 51			X																	K5	039	
205	Neutronenreflektor (z. B. Fe, Si, C)	SWE CA	[42] [137]	Kap. 3.1.2 S. 51			X																	K5	039	

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID											
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt														
	b	Gesamtaktivität der beta-/gamma-Strahler je BE- bzw. Kokillentyp	CH	[60–66, 94–97]		X					X				X													K4								
	c	Zeitliche Entwicklung der Gesamtaktivität der beta-/gamma-Strahler je BE- bzw. Kokillentyp <ul style="list-style-type: none"> • Jahr • Aktivität der beta-/gamma-Strahler + grafische Darstellung	CH	[60–66, 94–97]		X					X				X																K9					
211		Effektiver Aktivitätsinhalt des beta-/gamma-Radionuklidinventars (inkl. Referenzdatum)	CH	[116]	Anh. 2																	X										K5				
		Radionuklidinventar																																		
212	a	(Nominelles) Radionuklidinventar <ul style="list-style-type: none"> • Radionuklid (siehe Tabelle 63 in Anhang A6) • Aktivität 	FR BEL CA CH	[52] [125] [129] [137] [44] [144] [23]	Kap. 2.2.2 & Vol. II Appendix I & II Kap. 1.1, 1.1.4, 1.5.1, 1.6.2.2 & 1.6.3.3 Table 8 S. 20 S. 102, 108 & 369 Kap. 2.2.2, 2.4.2 & 2.3.1	X					X				X				X	X												K1	040	015		
	b	Aktivitäten der dominanten Radionuklide einschließlich der Aktivierungsprodukte von Strukturteilen	FI	[29]	Kap. 1.7.1	X																											K1	040	015	
	c	Radionuklidinventar je BE- bzw. Kokillentyp <ul style="list-style-type: none"> • Radionuklid (siehe Tabelle 63 in Anhang A6) • Aktivität (Mittel, Maximal) 	CH	[60–66, 94–97]		X					X				X																			K4	040	
	d	Komponentenspezifisches Radionuklidinventar (abhängig von der Zusammensetzung und der Bestrahlungshistorie) je BSt- bzw. Gebindetyp <ul style="list-style-type: none"> • Komponente • Radionuklid (siehe Tabelle 63 in Anhang A6) • Aktivität 	FI SWE	[29] [124] [43] [42]	Kap. 4.5, 4.6 & 5.7 S. 78 Kap. 3.1.1 Kap. 2.3.1, 3.2.2, 6.2.2, 6.2.3, 6.2.5, Table C-2, Table C-5 bis Table C-13	X		X		X																								K1	040	015

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)	B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID						
				BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt									
	• ggf. Menge																													
	Spaltstoffinventar																													
213	Spaltstoffinventar je BE- bzw. Kokillentyp • Spaltstoff (U-233, U-235, Pu-238, Pu-239, Pu-241, Pu-242M, Cm-243, Cm-245) • Aktivität (Mittel und Maximal)	CH	[60–66, 94–97]							X																		K4		
	Gasförmigen Radionuklide																													
214	Gasförmige Radionuklide • Radionuklid (H-3, C-14 und Kr-85) • Aktivität	FR	[125]	1.6.2.3							X								X									K1	042	017
	Ungewissheiten																													
215	Komponentenspezifische Ungewissheiten bei der Berechnung der Radionuklidinventare • Komponente (BM, ST, CRUD) • Ungewissheit	SWE	[42]	Kap. 6.2.6 & 6.2.7					X																			K2P		015
	Spezifische Aktivität																													
216	a Spezifische Aktivität • Radionuklid • Spezifische Aktivität	SWE	[43]	Kap. 3.1.1	X		X																					K2S		
	b Spezifische Aktivität je Rohabfallart	CA	[42] [145]	Table C-1 Kap. 3.2																										
	Spezifisches Radionuklidinventar																													
217	Spezifisches Radionuklidinventar	FI	[29]	Kap. 5.5					X																			K2S		
	Kernbrennstoff																													
	Anreicherung																													
218	(Ursprünglicher) Anreicherungsgrad	FI	[29]	Kap. 1.7.1, 2.1, 2.3, 4.4.2 & 4.6	X																							K2P		018
	bzw. Anreicherung	SWE	[42]	Kap. 2.2.1, 2.3.1, 3.1.2, 4.4.1, 4.5.2 & Table B-1																										
		CH	[60–66]																											
219	Typische Anreicherung U-235 je BSt-Typ	FI	[29] [124]	Kap. 2.2 & 5.3 Table 3-2	X																							K4		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID	
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt				
220	Maximale Anreicherung U-235	FI SWE	[29] [42]	Kap. 4.5 Kap. 2.1.1	X																		K4			
221	Axial differenzierte Anreicherung	SWE	[42]	Kap. 6.2.6	X																		K2S			
	Abbrand																									
222	a Abbrand	FI SWE FR CH	[29] [124] [42] [43] [128] [60–66]	Kap. 1.7.1, 2.1, 4.4.2 & 5.3 S. 78 Kap. 2.3.1, 3.1.1, 3.1.2, 3.1.5, 4.2.2, 4.4.1, 4.5.2, 5.1, 5.2, 6.2.1, 6.2.2, 6.2.4, 6.2.6 & 6.6 Kap. 3.1.5 Kap. 3.6.3	X					X														K1	044	019
	b Abbrand (Gesamt & Mittelwerte)	CA	[45] [47]	S. 23-29 Kap. 6.1.4	X																			K4	044	
223	Abbrand des wiederaufbereiteten BSt	FR	[52]	Vol. II Apx. II						X														K2P	044	019
	Durchschnittlicher Abbrand																									
224	a Durchschnittlicher jährlicher Abbrand je Reaktor- und BSt-Typ	FI	[29] [124]	Kap. 3.1 Table 3-2	X																			K4	044	
	b Durchschnittlicher Abbrand je Reaktor- und BSt-Typ	SWE	[42]	Kap. 2.1.1, 2.2.1, 6.2.2 & 6.3.1	X																			K4	044	
	c Durchschnittlicher Abbrand je Gebindetyp	SWE	[42]	Kap. 5.1, 6.2.3, 6.2.4 & 6.3.2	X																			K5	044	
	d Durchschnittlicher Batch-Endladeabbrand	SWE	[42]	Kap. 2.1.1, 2.2.1, 5.1 & 6.3.1	X																			K4	044	
225	Standardabweichung des durchschnittlichen Abbrands je Reaktor- und BSt-Typ	FI	[29]	Kap. 3.1	X																			K4		
	Maximaler Abbrand																									
226	a Maximaler Abbrand	SWE	[42]	Kap. 6.2.4	X																			K4	044	
	b Maximaler Abbrand je Reaktor- und BSt-Typ	FI	[29]	Kap. 3.1	X																			K4	044	
227	Maximaler durchschnittlicher Abbrand	FI	[29] [124]	Kap. 4.5 Table 3-2	X																			K4	044	

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)	B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID							
				BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt										
	Belastungskurven																														
228	a	Belastungskurven je BSt-Typ und -Design	FI	[29]					X																		K9				
	b	Belastungskurven	SWE	[42]					X																			K9			
		Neutronenfluss																													
229		Neutronenfluss je BE-Teil	SWE	[42]					X																			K2S			
		Radiotoxizität																													
230	a	Radiotoxizität <ul style="list-style-type: none"> • Radionuklid • Radiotoxizität 	CA	[145]					X																			K7			
	b	Langzeitentwicklung des Radiotoxizitätsindex je BE- bzw. Kokillentyp <ul style="list-style-type: none"> • Jahre • Strahler (Gesamt, alpha, beta-/gamma) • Radiotoxizitätsindex + graphische Darstellung	CH	[23] [60–66, 94–97]					X					X														K9			
		Quellstärke																													
231		Gammaquellstärke (über einen BS)	FI	[29]					X																			K2S			
		Dosisleistung																													
232		Dosisleistung <ul style="list-style-type: none"> • Abstand (z. B. 0 m, 1 m) • Dosisleistung 	FR BEL SWE CH	[52] [125] [129] [132] [42] [116] [23]						X	X		X	X			X	X									K1	046	020		
		Gammadosisleistung																													
233	a	Gammadosisleistung	FR	[125]																								K5	046		
	b	Gammadosisleistung je BSt-Typ <ul style="list-style-type: none"> • Abstand (0 m, 0,2 m, 5 m) • Gammadosisleistung 	FIN	[29]					X	X																		K1	046	020	

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID		
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt					
	c	Gammadosisleistung an der Gebinde-Oberflächendosisleistung je BE- bzw. Kokillentyp (Mittel- und Maximalwert)	CH	[23] [60–66, 94–97]	Kap. 2.4.2	X					X				X										K4	046	
234		Effektive Gammadosisleistung an der Oberfläche inkl. Referenzdatum	CH	[116]	Anh. 2																	X			K5	046	
		Neutronendosisleistung																									
235	a	Neutronendosisleistung	FR	[125]	Kap. 1.4.2							X			X										K5	046	
	b	Neutronendosisleistung je BSt-Typ <ul style="list-style-type: none"> Abstand (0 m, 0,2 m, 5 m) Gammadosisleistung 	FIN	[29]	Kap. 5.9	X		X																	K1	046	020
	c	Neutronendosisleistung an der Gebinde-Oberfläche BE- bzw. Kokillentyp (Mittel- und Maximalwert)	CH	[23] [23, 60–66, 95, 96]	Kap. 2.4.2	X				X				X											K4	046	
236		Effektive Neutronendosisleistung an der Oberfläche inkl. Referenzdatum	CH	[116]	Anh. 2																	X			K5		
		Entwicklung der Dosisleistung																									
237		Entwicklung der Energiedosis <ul style="list-style-type: none"> Strahlungsart (alpha, beta, gamma, neutronen) Abstand Jahr Energiedosis + Ungewissheiten	CA	[138] [142] [146]	S. 8 Kap. 3, 4 & Appendix B S. 37 & 38			X																	K9		
238		Entwicklung der (effektiven) Dosisleistung <ul style="list-style-type: none"> Abstand Jahr Dosisleistung + Ungewissheiten	CA	[44] [145] [146]	S. 507 S. 17 S. 39, 40			X																	K9		
		Kontamination																									
239		Kontaminationszustand	CH	[23]	Kap. 2.2.2																				K3		
240		alpha-Kontamination	FR	[125]	Kap. 1.4.2 & 1.5.2					X				X											K3		
241		beta-/gamma-Kontamination	FR	[125]	Kap. 1.4.2 & 1.5.2					X				X											K3		
242		Maximale Oberflächenkontamination	FR	[125]	Kap. 1.6.3.4									X											K4		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID					
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt								
243	Atmosphärische Kontamination	FR	[125]	Kap. 1.6.3.4										X						X							K3			
	Stoffliche Charakterisierung																													
	Zusammensetzung																													
	Komponentenspezifische Zusammensetzung																													
244	Komponentenspezifische Zusammensetzung der BE <ul style="list-style-type: none"> • Komponente (BM (Pellet), HR, metallische ST, Absorptionsmaterial, etc.) • Material/Stoffe⁸¹ • Menge bzw. Masse bzw. Anteil 	FI SWE	[29] [43] [42]	Kap. 2.1, 2.2, 2.3, 2.4, 4.5, 4.6, 5.1 & 5.3 Kap. 3.1.5 Kap. 2.3.2, 6.2.6. Table A-3, Table A-4, Table B-1, Table B-2, Table B-3 & Table B-4	X																							K2P		021
245	Komponentenspezifische Zusammensetzung der Behälter <ul style="list-style-type: none"> • Komponente (Stahlgehäuse, Beschichtung, Einsatz für abgebrannte BE) • Material/Stoffe • Menge bzw. Masse 	CA	[44]	S. 118		X																						K5		

⁸¹ **Hauptkomponenten** (z. B. UO₂, Zr-Legierungen, Ni-Cr-Legierungen, Edelstahl oder Beton), **Fixierungsmittel** (z. B. Bitumen, Zement, Vinyl, Kies, Mörtel, Zement-Bitumen-Matrix, Borosilikatmatrix), **Additive** (z. B. Gadolinium-, Aluminium-, oder Chromoxid oder Niob), **Verunreinigungen** (z. B. Stickstoff, Chlor, Phosphor oder Schwefel) etc.

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)	B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID						
				BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt									
	Materialspezifische Zusammensetzung																													
246	a	Materialspezifische Zusammensetzung	FI	[29]																										
		<ul style="list-style-type: none"> • Material bzw. Stoff⁸¹ • Menge oder Masse 	FR	[124]																										
				[52]																										
				[125]																										
				[128]																										
			SWE	[42]																										
			CH	[116]																										
				[23]																										
			CA	[45]																										
				[142]																										
	b	Herkunft- und materialspezifische Zusammensetzung je BE- bzw. Kokillentyp	CH	[23]																										
		<ul style="list-style-type: none"> • Herkunft⁸² • Material/Stoff⁸¹ • Menge oder Masse 		[60–66, 94–97]																										
		Stoffliches Inventar																												
		Organika																												
247		Organisches Material (und dessen Degradationsprodukte)	FI	[29]																										
		<ul style="list-style-type: none"> • Material • Masse bzw. Menge 	FR	[52]																										
				[128]																										
			CH	[94, 116]																										
				[116]																										

⁸² Abfallprodukt, Behälter, Füllmaterial, Einbauten, Hohlraum

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID				
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt							
	Metalle																												
248	Metalle <ul style="list-style-type: none"> • Metall/Legierung • Menge bzw. Masse • ggf. Güte (z. B. Stahl) oder Spezifikation 	FR CH	[52] [125] [60–66, 94–97]	Kap. 2.4.2, 2.4.3, 2.5.1, Apx. I & II Kap. 1.5.4	X					X	X	X		X	X											K1	047	022	
	Beton																												
249	Beton <ul style="list-style-type: none"> • Klasse • Formulatur • Menge bzw. Masse • ggf. Bewehrung 	FR	[52] [125]	Kap. 2.5.1 Kap. 1.4.3 & 1.6.3.4													X	X								K5			
	Wasser bzw. Restfeuchte																												
250	Restwassergehalt	SWE	[42]	Kap. 3.1.4			X																			K5	050	024	
251	Maximale Restwassermenge pro beschädigtem BS (Leckage)	FI	[29]	Kap. 3.5					X																		K6		
	Gas																												
252	Inertes Füllgas <ul style="list-style-type: none"> • Gas (z. B. He) • Menge 	FI	[29]	Kap. 2.3	X																						K2P		025
253	Borkonzentration im Kühlmittel	FI	[29]	Kap. 5.3				X																			K8		
	Konditionierungsmaterial																												
254	Art inaktiver Zusatzstoffe	CH	[116]	Anh. 2													X										K3		
	Radionuklidinventar																												
255	Beitrag der verschiedenen Isotope in der BM zur Gesamtmasse in einem Gebinde je Gebindetyp (für Isotopenmassen größer oder gleich 1 g/Behälter) <ul style="list-style-type: none"> • Radionuklid (siehe Tabelle 63 in Anhang A6) • Masse 	SWE	[42]	Table C-15			X																				K5		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID	
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt				
256	Spaltprodukte <ul style="list-style-type: none"> Spaltprodukt Menge bzw. Masse 	FR SWE CA	[52] [125] [42] [44]	Vol. II Apx. I & II Kap. 1.4.2, 1.5.2 & 1.6.3.7 Kap. 2.3.1 S. 92	X		X				X		X				X		X					K2S		
Kernbrennstoffinventar & Schwermetalle																										
257	Masse des Kernmaterials <ul style="list-style-type: none"> Kernmaterial (Uges, U-235 und Pu) Masse 	FI	[29]	Kap. 4.6	X																			K2S	051	026
258	Menge des abgebrannten BSt	SWE	[43]	Kap. 3.2.1			X																	K5		
259	a Spaltstoffinventar	BEL CA	[132] [137]	S. 5 S. 19 & 51	X																X			K1	051	026
	b Spaltstoffinventar je BE- bzw. Kokillentyp <ul style="list-style-type: none"> Spaltstoff (U-233, U-235, Pu-238, Pu-239, Pu-241, Pu-242m, Cm-243, Cm-245) Masse (Mittel und Maximal) 	CH	[60–66, 94–97]		X					X				X										K4	051	
260	Form des Spaltstoffinventars (Feststoff oder Lösung)	CA	[45] [137]	S. 23 - 29 S. 19 & 51	X																			K3		
261	Masse Schwermetall (Uran & Plutonium)	SWE	[42]	Kap. 2.2.1, 3.1.1 & Table B-1	X				X															K2P		027
Uran																										
262	Gesamturanmasse	FI	[29]	Kap. 2.1, 2.2, 4.4.2, 4.6 & 5.8	X		X																	K2S /K5		
263	a Gesamte Uranmasse je Reaktortyp (best estimate)	FI	[29] [124]	Table 1.2 Table 3-2					X															K8		
	b Gesamte Uranmasse je Betreiber	CA	[126]	S. 45					X															K8		
264	Masse Uran <ul style="list-style-type: none"> U-tot bzw. Uranisotop (U-234, U-235, U-236, U-238) Masse 	SWE	[42]	Kap. 2.2.1, 6.2.4 & Table B-1	X				X															K2P /K5		026, 027
265	Maximale Uranmasse	FI	[29]	Kap. 5.5			X																	K5		

Asp.- ID	Anforderung	Land	Referenz(en)		B					V				S				A					Kat.	Anf.- ID	ID		
					BE	Behälter	Gebinde	Reaktor	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Kokille	Behälter	Gebinde	Gesamt	Abfall	PG	Behälter	Gebinde	Gesamt					
	<ul style="list-style-type: none"> Strahler (Gesamt, alpha, beta-/gamma) Wärmeleistung 																										
274	Effektive Wärmeleistung <ul style="list-style-type: none"> Referenzdatum Effektive Wärmeleistung 	CH	[116]	Anh. 2																		X		K5	054		
275	a (Nach-) Zerfallsleistung (+ Ungewissheit)	FI	[29]	Kap. 1.7.1, 4.4.2, 4.5 & 4.6	X		X			X		X		X		X		X		X				K1	054	028	
			[124]	S. 78																							
		FR	[125]	Kap. 1.1, 1.1.4, 1.4.2, 1.5.2 & 1.6.3.6																							
		SWE	[42]	Kap. 3.1.1, 4.4.1. 4.5.2, 5.1, 6.1, 6.2.3, 6.2.4 & 6.4																							
		CH	[116] [143]	Kap. 4.2.1.7 & Anh. 2 S. 54																							
	b Radionuklidspezifische Nachzerfallsleistung zum Zeitpunkt des Einschlusses je Gebindetyp <ul style="list-style-type: none"> Radionuklid Nachzerfallsleistung 	SWE	[42]	Table C-14			X																	K5	054		
276	Zeitliche Entwicklung der spezifischen Nachzerfallsleistung je Reaktortyp <ul style="list-style-type: none"> Jahr Radionuklidgruppe (Uran, Aktiniden, Aktivierungsprodukte, Spaltprodukte, Gesamt) spezifischen Nachzerfallsleistung 	CA	[145]	Kap. 3.3	X																			K9			
277	Wärmeaustrag (abhängig von Radionuklidinventar, Dauer der Zwischenlagerung, Dimensionierung des Endlagers)	FR	[52]	Kap. 2.3.1			X																		K5	054	
		CA	[139]	S. 6																							
	Brennbarkeit und Entflammbarkeit																										
278	Flamm-, Brennpunkt und Zündpunkt	CH	[116]	Kap. 4.1.5, 4.2.1.6. & Anh. 3												X									K3		
	Sonstiges																										
279	Bestimmungsmethoden	CH	[116]	Kap. 4.3.1																		X		K2S			

A6 BETRACHTETE RADIONUKLIDE

Tabelle 63: Betrachtete Radionuklide (Finnland: aus [29] Table 5-4; Frankreich - HLW und ILW-LL: gelb hinterlegt aus [52] Appendix 3, die übrigen Radionuklide wurden aus Basis ihrer Halbwertszeit ergänzt; Frankreich - N. E.: aus [52] Table 2.1-1; Schweden - UO₂ und MOX: aus [42] Table C-2, die blau hinterlegten Radionuklide wurden gemäß Table 6-1 im Rahmen der Sicherheitsanalyse betrachtet; Schweden - Gebinde: aus [43] Table 3-7; Schweiz: aus [60–66, 94–97]; Kanada: potenziell relevante Radionuklide aus [44] Table 3-3)

	FI					FR			SWE					CH			CA	
	BM	HR	ST	SE		HLW	ILW-LL	N. E.	UO ₂			MOX		Geb.	BE	V	S	BE
				HR	AM				BSt	ST & CRUD	SE	BSt	ST & CRUD					
Ac-225															X	X	X	X
Ac-227	X					X	X		X	X		X	X	X	X	X	X	X
Ac-228															X	X		
Ag-108															X	X		
Ag-108m	X	X	X		X	X	X		X	X	X	X	X	X	X	X		
Ag-109m															X			
Ag-110m						X	X											
Al-26								X										
Am-241	X					X	X		X	X		X	X	X	X	X	X	X
Am-242									X	X		X	X	X	X	X	X	
Am-242m	X					X	X		X	X		X	X	X	X	X	X	
Am-243	X					X	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	
Am-246															X			
Ar-39						X	X								X		X	
Ar-42						X	X								X			
At-217															X	X	X	
At-218															X	X		
Au-195						X	X											
Ba-133	X					X	X								X	X		
Ba-137m															X	X	X	

	FI					FR			SWE					CH			CA	
	BM	HR	ST	SE		HLW	ILW-LL	N. E.	UO ₂			MOX		Geb.	BE	V	S	BE
				HR	AM				BSt	ST & CRUD	SE	BSt	ST & CRUD					
Be-10	X	X	X			X	X	X							X	X	X	
Bi-207						X	X											
Bi-208						X	X	X							X			
Bi-210															X	X	X	X
Bi-210m						X	X	X							X			
Bi-211															X	X	X	
Bi-212															X	X	X	
Bi-213															X	X	X	
Bi-214															X	X	X	
Bk-247						X	X	X										
Bk-248						X	X											
Bk-249						X	X											
Bk-250															X			
C-14	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X
Ca-41	X	X	X			X	X	X							X	X	X	X
Cd-109						X	X								X			
Cd-113m	X	X	X		X	X	X		X	X	X	X	X	X	X	X	X	
Ce-144						X	X								X			
Cf-248						X	X											
Cf-249	X					X	X								X			
Cf-250						X	X								X	X		
Cf-251						X	X								X			
Cf-252						X	X								X			
Cf-254															X			
Cl-36	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X
Cm-242						X	X		X	X		X	X	X	X	X	X	
Cm-243	X					X	X		X	X		X	X	X	X	X	X	

	FI					FR			SWE					CH			CA	
	BM	HR	ST	SE		HLW	ILW-LL	N. E.	UO ₂			MOX		Geb.	BE	V	S	BE
				HR	AM				BSt	ST & CRUD	SE	BSt	ST & CRUD					
H-3	X	X	X			X	X		X	X	X	X	X	X			X	
Hf-172						X	X											
Hf-178m														X				
Hf-178n						X	X											
Hf-182	X	X	X			X	X	X						X				
Hg-194						X	X											
Ho-163						X	X	X						X	X			
Ho-166m	X					X	X	X	X	X	X	X	X	X	X			
I-129	X	X				X	X	X	X	(X)	X		X	X	X	X	X	X
Ir-192														X	X			
Ir-192m														X	X			
Ir-192n						X	X											
Ir-194														X	X			
K-40						X	X	X						X				
K-42														X				
Kr-81						X	X	X						X				
Kr-85	X	X	X			X	X							X		X		
La-137	X					X	X	X						X				
La-138														X				
Lu-173						X	X											
Lu-174	X	X	X			X	X											
Lu-176						X	X	X						X				
Mn-53						X	X	X										
Mn-54						X	X											
Mo-93	X	X	X			X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	
Na-22						X	X							X				
Nb-91	X	X	X			X	X							X				

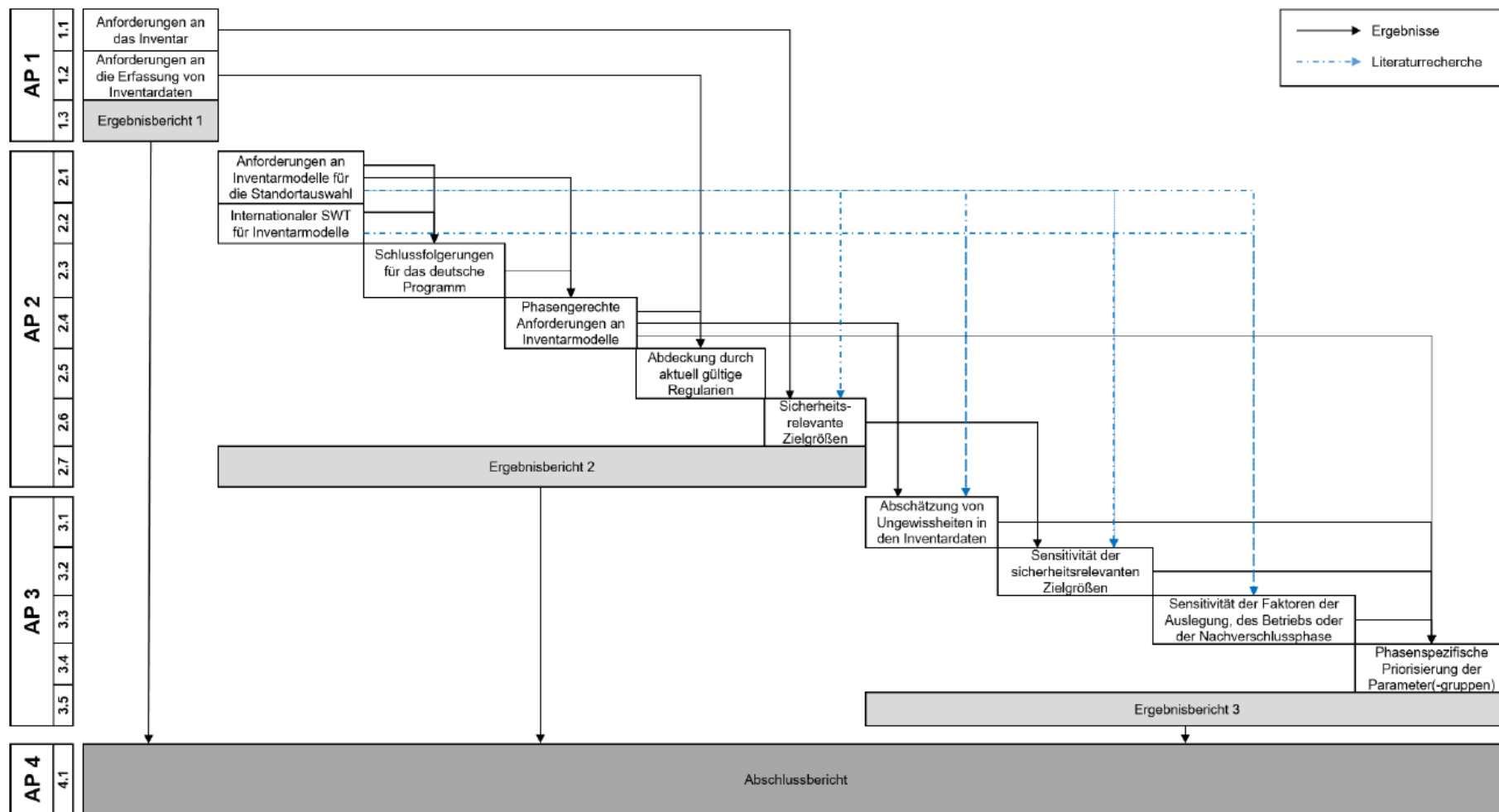
	FI					FR			SWE					CH			CA	
	BM	HR	ST	SE		HLW	ILW-LL	N. E.	UO ₂			MOX		Geb.	BE	V	S	BE
				HR	AM				BSt	ST & CRUD	SE	BSt	ST & CRUD					
Nb-92						X	X	X							X			
Nb-93m	X	X	X			X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	
Nb-94	X	X	X			X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	
Nd-144															X			
Ni-59	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	
Ni-63	X	X	X	X		X	X		X	X	X	X	X	X	X	X	X	
Np-235						X	X											
Np-236	X					X	X	X							X			
Np-237	X					X	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X
Np-238									X	X		X	X	X	X	X	X	
Np-239									X	X	X	X	X	X	X	X	X	
Np-240															X			
Np-240m															X	X		
Os-194						X	X								X	X		
P-32															X			
Pa-231	X					X	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X
Pa-232															X			
Pa-233									X	X		X	X	X	X	X	X	X
Pa-234															X	X	X	
Pa-234m									X	X		X	X	X				
Pb-202						X	X	X										
Pb-205						X	X	X							X			
Pb-209															X	X	X	
Pb-210	X					X	X		X	X		X	X	X	X	X	X	X
Pb-211															X	X	X	
Pb-212															X	X	X	
Pb-214															X	X	X	

	FI					FR			SWE					CH			CA	
	BM	HR	ST	SE		HLW	ILW- LL	N. E.	UO ₂			MOX		Geb.	BE	V	S	BE
				HR	AM				BSt	ST & CRUD	SE	BSt	ST & CRUD					
Pd-107	X	X	X			X	X	X	X	(X)		X		X	X	X		
Pm-143						X	X											
Pm-144						X	X											
Pm-145	X					X	X							X	X			
Pm-146	X					X	X							X	X	X		
Pm-147	X					X	X							X	X	X		
Po-208						X	X											
Po-209						X	X											
Po-210														X	X	X	X	
Po-211														X	X	X		
Po-212														X	X	X		
Po-213														X	X	X		
Po-214														X	X	X		
Po-215														X	X	X		
Po-216														X	X	X		
Po-218														X	X	X		
Pr-144														X				
Pr-144m														X				
Pt-193		X	X			X	X							X	X			
Pu-236	X					X	X							X		X		
Pu-238	X					X	X		X	X		X	X	X	X	X	X	
Pu-239	X					X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X
Pu-240	X					X	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X
Pu-241	X					X	X		X	X		X	X	X	X	X	X	
Pu-242	X					X	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X
Pu-243														X	X			
Pu-244	X					X	X	X						X	X			

	FI					FR			SWE					CH			CA	
	BM	HR	ST	SE		HLW	ILW-LL	N. E.	UO ₂			MOX		Geb.	BE	V	S	BE
				HR	AM				BSt	ST & CRUD	SE	BSt	ST & CRUD					
Sn-119m						X	X											
Sn-121															X	X	X	
Sn-121m	X	X				X	X		X	X	X	X	X	X	X	X	X	
Sn-126	X	X				X	X	X	X	(X)		X		X	X	X	X	X
Sr-90	X	X	X			X	X		X	X	X	X	X	X	X	X	X	X
Ta-179						X	X											
Ta-182															X			
Tb-157	X					X	X								X	X		
Tb-158	X					X	X								X			
Tc-97						X	X	X							X			
Tc-98	X	X	X			X	X	X							X			
Tc-99	X	X	X			X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	
Te-125m															X	X	X	
Th-227															X	X	X	X
Th-228	X					X	X								X	X	X	
Th-229	X					X	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X
Th-230	X					X	X	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X
Th-231															X	X	X	X
Th-232	X					X	X	X	X	X		X	X	X	X	X		X
Th-234									X	X		X	X	X	X	X	X	X
Ti-44						X	X											
Tl-204		X				X	X								X	X		
Tl-206															X			
Tl-207															X	X	X	
Tl-208															X	X	X	
Tl-209															X	X		
Tl-210															X	X		

A7 PLANUNG UND ABLAUF

Abbildung 7: Projektablaufplan



A8 ERFOLGSKONTROLLBERICHT

Die Kostenbudgets und die Zeitplanung (15 Monate; s. auch Anhang A7) wurden eingehalten.

Eine kurze Darstellung der wissenschaftlich-technischen Ergebnisse, der damit verbundene Nutzen für das BASE und daraus resultierende Publikationen und Präsentationen werden im Kapitel 6 wiedergegeben. Die Anwendbarkeit der erzielten Ergebnisse und der entsprechende Zeithorizont ergeben sich aus dem Standortauswahlverfahren und dessen Phasen gem. StandAG (vgl. etwa Kapitel 1).

