



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH



Projekt Konrad – Überprüfung der sicherheitstechnischen Anforderungen des Endlagers Konrad nach dem Stand von Wissenschaft und Technik (ÜsiKo)

Überprüfung der sicherheitsrelevanten Anforderungen zur Langzeitsicherheit, Kritikalität in der Nachbetriebsphase und thermischen Beeinflussung des Wirtsgesteins

**Abschlussbericht zur Phase 1:
Ermittlung des Überprüfungsbedarfs**

**Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
AF-Consult Switzerland Ltd.
DMT GmbH & Co. KG**

Braunschweig, 11.03.2019

Dr. André Rübel

Impressum:

Auftraggeber: Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (BGE)

Willy-Brandt-Str. 5
38226 Salzgitter
Telefon: 030 18333-7000
Fax: 030 18333-1885
E-Mail: poststelle@bge.de
Internet: www.bge.de

Ersteller: André Rübel¹, Matthias Behler¹, Jörg Feinhals³, Jörg Mönig¹, Joachim Poppei²,
Dominik Rätz², Jens Wolf¹

¹ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Theodor-Heuss-Straße 4
D-38122 Braunschweig
Telefon: +49 (0)531 8012 0
Internet: www.grs.de

² AF-Consult Switzerland AG
Täfernstrasse 26
CH-5405 Baden
Telefon: +41 (0)56 483 12 12
Internet: www.afconsult.com

³ DMT GmbH & Co. KG
Große Bahnstraße 31
D-22525 Hamburg
Telefon: +49 (0) 40 8557 2694
Internet: www.dmt-group.com

Die diesem Bericht zugrundeliegenden Arbeiten wurden im Auftrag der Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (BGE) durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt liegt jedoch allein bei den Autoren. Die hierin geäußerten Meinungen müssen nicht der Meinung der Auftraggeber entsprechen.

Kurzfassung

Autor(en): André Rübel, Matthias Behler, Jörg Feinhals, Jörg Mönig, Joachim Poppei,
Dominik Rätz, Jens Wolf

Titel: Projekt Konrad – Überprüfung der sicherheitstechnischen Anforderungen des Endlagers
Konrad nach dem Stand von Wissenschaft und Technik (ÜsiKo)

Überprüfung der sicherheitsrelevanten Anforderungen zur Langzeitsicherheit, Kritikalität in
der Nachbetriebsphase und thermischen Beeinflussung des Wirtsgesteins

Entwurf Abschlussbericht zur Phase 1: Ermittlung des Überprüfungsbedarfs

Stand: 11.03.2019

Dieser Bericht beschreibt eine Analyse und Bewertung der Antragsunterlagen zum Planfeststellungsverfahren für das Endlager Konrad, des Planfeststellungsbeschlusses, ergänzender Unterlagen des Antragstellers sowie Gutachten und Stellungnahmen der Genehmigungsbehörde. Dabei werden die Sicherheitsanalysen zu den Themengebieten Langzeitsicherheit, Kritikalität in der Nachbetriebsphase und thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins in der Nachbetriebsphase betrachtet. Die ursprünglichen Antragsunterlagen wurden in den 1990er Jahren erstellt. Im Jahre 2002 wurde mit dem Planfeststellungsbeschluss festgestellt, dass die erforderliche Vorsorge gegen Schäden aus der Endlagerung radioaktiver Abfälle gemäß dem damaligen Stand von W&T gewährleistet ist. In diesem Bericht erfolgt ein Vergleich des heute bestehenden Stands von Wissenschaft und Technik zu den genannten Sicherheitsanalysen mit demjenigen in den Verfahrensunterlagen. Dabei wird festgestellt, ob sich in der Argumentation bezüglich der sicherheitsrelevanten Aussagen aus heutiger Sicht des Standes von Wissenschaft und Technik Abweichungen (Deltas) in der Einschätzung ihrer Sicherheitsrelevanz ergeben. Für die Analyse wurde ein formaler, hierarchisch strukturierter Top-Down Ansatz gewählt. Für eine bessere Nachvollziehbarkeit wurde die Analyse anhand von einheitlichen Bewertungsformularen dokumentiert. Bei der Analyse wurden 14 Deltas mit zukünftigem Überprüfungsbedarf identifiziert, die 5 Aspekten der Sicherheitsanalysen zugeordnet werden können.

Inhaltsverzeichnis

Kurzfassung	3
Inhaltsverzeichnis	5
Abbildungsverzeichnis	7
Tabellenverzeichnis	8
Abkürzungsverzeichnis	9
1 Einleitung und Aufgabenstellung.....	11
2 Grundzüge der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad	15
2.1 Vorgänge im Grubengebäude	15
2.2 Vorgänge in der Geosphäre	16
2.3 Vorgänge in der Biosphäre.....	23
3 Vorgehensweise	25
3.1 Grundsätzliche Problematik.....	25
3.2 Bewertungsformular	27
3.2.1 Nummer	27
3.2.2 Titel	27
3.2.3 Ursprungsdokument(e).....	27
3.2.4 Beschreibung der Aussagen	27
3.2.5 Eingehende standortspezifische Informationen	28
3.2.6 Bewertung der Gültigkeit der Information	28
3.2.7 Empfehlung zum Umgang mit dem Delta	32
3.2.8 Literatur.....	33
4 Regulatorische Aspekte	35
4.1 Radiologischer Bewertungsmaßstab	35
4.2 Sicherheitskonzept.....	39
4.3 Nachweiszeitraum.....	47
5 Umgang mit Ungewissheiten	53
5.1 Szenarien.....	54
5.2 Modelle	55
5.3 Daten und Parameter	56
6 Analyse der Antragsunterlagen.....	61
6.1 Langzeitsicherheit	61
6.1.1 Szenarien.....	61
6.1.2 Mobilisierung und Transport im Grubengebäude.....	70
6.1.3 Grundwasserbewegung	73
6.1.4 Transport in der Geosphäre	78
6.1.5 Strahlenexposition.....	85
6.2 Kritikalität in der Nachbetriebsphase	87
6.3 Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins	91
7 Zusammenfassung	93
Literaturverzeichnis.....	113

Anhänge

ANHANG A: Aufstellung relevanter Gutachten und erläuternder Unterlagen	117
ANHANG B: Bewertungsformulare zum Themenbereich 1 Szenarien	135
ANHANG C: Bewertungsformulare zum Themenbereich 2 Mobilisierung und Transport im Grubengebäude	141
ANHANG D: Bewertungsformulare zum Themenbereich 3 Grundwasserbewegung	163
ANHANG E: Bewertungsformulare zum Themenbereich 4 Transport in der Geosphäre	183
ANHANG F: Bewertungsformulare zum Themenbereich 5 Strahlenexposition	205
ANHANG G: Bewertungsformulare zum Themenbereich 6 Kritikalität in der Nachbetriebsphase	211
ANHANG H: Bewertungsformulare zum Themenbereich 7 Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins	237
ANHANG I: Änderungen des Berichts als Ergebnis des externen Reviews	245

Gesamtseitenzahl: 247

Stichworte: Endlager, Konrad, Nachbetriebsphase, Nachweiszeitraum, Langzeitsicherheit, Kritikalität, Schutzziel, Sicherheitskonzept, Szenarium, Strahlenexposition, Überprüfung

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1 Vereinfachter Schnitt quer zum Modellgebiet (von West nach Ost) im Bereich des Endlagers	18
Abb. 2.2 Geologisches Profil mit Störungen längs des Modellgebiets (von Südsüdwest nach Nordnordost) im Bereich des Endlagers	18
Abb. 2.3 Schnitt (E-E') durch das Modellgebiet mit Darstellung der modellierten Ausbreitungspfade	23
Abb. 2.4 Potenzielle jährliche Strahlenexposition in der Biosphäre im Zeitraum bis eine Million Jahre bei Freisetzung über den Oxfordpfad	24
Abb. 3.1 Hierarchische Struktur zur Analyse der Unterlagen	26
Abb. 3.2 Bewertungsformular zur Analyse der Unterlagen	34
Abb. 4.1 Nationale und internationale Vorgaben und Empfehlungen für radiologische Bewertungsmaßstäbe im Vergleich mit der natürlichen jährlichen Strahlenexposition in Deutschland und der trivialen Dosis nach ICRP-104	38
Abb. 4.2 Mögliche Konfiguration des ewG beim Typ Bb	43
Abb. 4.3 Aus Modellrechnungen bestimmte Radiotoxizitätskonzentration entlang des Transportwegs im Unterkreidepfad	45
Abb. 4.4 Aus Modellrechnungen bestimmte Radiotoxizitätskonzentration entlang des Transportwegs im Oxfordpfad	45
Abb. 4.5 Schematische Darstellung der Grenzen der Vorhersagbarkeit von Prozessen in den Teilbereichen des Endlagersystems	48
Abb. 4.6 Zeitliche Entwicklung der Radiotoxizität der im Endlager Konrad eingelagerten radioaktiven Abfälle	51
Abb. 6.1 Aus Modellrechnungen bestimmte Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer für den Unterkreidepfad bei Berücksichtigung eines Diffusionskoeffizienten von $1 \cdot 10^{-11} \text{ m}^2/\text{s}$	82
Abb. 6.2 Aus Modellrechnungen bestimmte Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer für den Unterkreidepfad bei Vernachlässigung der Sorption in den Schichten Cenoman und Turon	83
Abb. 6.3 Illustration der Löslichkeit von $\text{Pu}^{(+IV)}$ in 0.5 M NaCl-Lösung bei verschiedenen CO_2 -Partialdrücken	89
Abb. B.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Szenarien	135
Abb. C.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Mobilisierung und Transport im Grubengebäude	141
Abb. D.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Grundwasserbewegung	163
Abb. E.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Transport in der Geosphäre	183
Abb. F.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Strahlenexposition	205
Abb. G.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Kritikalität in der Nachbetriebsphase	211
Abb. H.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins	237

Tabellenverzeichnis

Tab. 1.1: Meilensteine in der Historie der Bergwerksanlage bzw. des Endlagers Konrad	12
Tab. 2.1: In der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad betrachtete Schichtenfolge mit den angenommenen Durchlässigkeitsbeiwerten k_f im Modell	19
Tab. 4.1: In der Langzeitsicherheitsanalyse betrachtete Zeiträume in verschiedenen europäischen Ländern.....	49
Tab. 6.1: In der Langzeitsicherheitsanalyse für die Nachbetriebsphase zu berücksichtigende Ereignisse und Prozesse für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle an einem Tonstandort in Norddeutschland und deren Berücksichtigung für das Endlager Konrad	62
Tab. 6.2: Berechnete Darcy-Geschwindigkeiten des Grundwassers für die Schichten entlang des Transportwegs im Unterkreidepfad.....	81
Tab. 6.3: Vergleich der Ergebnisse für die maximale Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer und dem Zeitpunkt dessen Auftretens zwischen den Rechnungen im Rahmen des PFV, den Nachrechnungen von Becker (2000) und den Abschätzungen in der ÜSiKo.....	83
Tab. 7.1: Gruppierung der Deltas mit Empfehlung für weiterführende Untersuchungen.....	94
Tab. 7.2: Liste der bei der Analyse der Verfahrensunterlagen identifizierten Deltas	95
Tab. 7.3: Liste der in der Analyse identifizierten Aspekte bei denen in der Langzeitsicherheitsanalyse konservative Ansätze verwendet wurden	112
Tab. I.1: Überarbeitungen des Berichts auf Grund des Reviews und der Diskussion mit der Öffentlichkeit.....	245

Abkürzungsverzeichnis

AF	Ängpanneförerungen
AKEnd	Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte
AtG	Atomgesetz
AVV	Allgemeine Verwaltungsvorschrift
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BGE	Bundesgesellschaft für Endlagerung
BGR	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe
BMI	Bundesministeriums des Innern
BMJ	Bundesministerium der Justiz
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit
EDTA	Ethylendiamintetraacetat
EMOS	Endlagerbezogene Modellierung von Szenarien
ERAM	Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben
ESK	Entsorgungskommission
EU	Erläuternde Unterlagen (siehe auch Anhang A)
ewG	Einschlusswirksamer Gebirgsbereich
FEP	Features, Events and Processes
FKZ	Forschungskennzeichen
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
GS	Gutachten und Stellungnahmen (siehe auch Anhang A)
GSF	Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung
HLW	High Level Waste
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection
LLW	Low Level Waste
LZSA	Langzeitsicherheitsanalyse
NEA	Nuclear Energy Agency
NLfB	Niedersächsisches Landesamt für Bodenforschung
NMU	Niedersächsische Ministerium für Umwelt und Klimaschutz

OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
P	Primärunterlagen (siehe auch Anhang A)
PFB	Planfeststellungsbeschluss
PFV	Planfeststellungsverfahren
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PTB	Physikalisch-Technische Bundesanstalt
sA	spezifische Annahme
SWIFT	Simulator for Waste Injection Flow and Transport
SSK	Strahlenschutzkommission
ÜsiKo	Überprüfung der sicherheitstechnischen Anforderungen des Endlagers Konrad nach dem Stand von Wissenschaft und Technik
W&T	Wissenschaft und Technik

1 Einleitung und Aufgabenstellung

Das zukünftige Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle Konrad liegt im südöstlichen Niedersachsen auf dem Gebiet der Stadt Salzgitter. Die Schachtanlage Konrad hat zwei Schächte Konrad 1 und Konrad 2 mit Tiefen von 1 200 bzw. 1 000 Metern. Die wichtigsten zeitlichen Meilensteine in der Historie der Bergwerksanlage bzw. des Endlagers Konrad sind in Tab. 1.1 zusammengestellt.

Das Endlager wird als Erweiterung des Grubengebäudes eines bestehenden ehemaligen Eisenerzbergwerks errichtet. Das Eisenerzvorkommen in einer Tiefe von 1 300 bis 800 Metern hat eine Mächtigkeit von 12 bis 18 Metern. In zwei neu aufgefahrenen Einlagerungsbereichen in 800 m Tiefe sollen bis zu 303.000 Kubikmeter radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung endgelagert werden. Im Jahr 1982 stellte die Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) als damals für die Endlagerung zuständige Behörde einen Antrag auf Einleitung eines Planfeststellungsverfahrens (PFV). Im Frühjahr 1989 reichte sie den Plan bei der zuständigen Genehmigungsbehörde Niedersächsisches Ministerium für Umwelt und Klimaschutz (NMU) ein. Mit seiner Gründung ging die Zuständigkeit für die Endlagerung der radioaktiven Abfälle im November 1989 auf das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) über. Die ursprünglichen Antragsunterlagen für das Endlager Konrad wurden in den 1990er Jahren basierend auf dem damaligen Stand von Wissenschaft und Technik (W&T)¹ und den gültigen Rechtsgrundlagen erstellt und bis zur Erteilung des Planfeststellungsbeschlusses (PFB) im Jahr 2002 aktualisiert.

Das PFV für Konrad war ein atomrechtliches Genehmigungsverfahren, das sowohl eine Umweltverträglichkeitsprüfung als auch eine Öffentlichkeitsbeteiligung beinhaltete. Bis zum Ende des PFV wurden neue Entwicklungen des Standes von W&T sowie des Regelwerkes (insbesondere die Neufassung der Strahlenschutzverordnung im Jahr 2001) regelmäßig berücksichtigt. Darauf basierend hat die Genehmigungsbehörde unter Beteiligung von Sachverständigen im Jahr 2002 im PFB festgestellt, dass die erforderliche Vorsorge gegen Schäden aus der Endlagerung radioaktiver Abfälle gemäß dem damaligen Stand von W&T gewährleistet ist.

Die Verantwortung für das Endlager Konrad lag bis zum 24. April 2017 beim Bundesamt für Strahlenschutz (BfS). Auf Grundlage des "Gesetz zur Neuordnung der Organisationsstruktur im Bereich der Endlagerung", das am 30. Juli 2016 in Kraft trat, sind die Betreiberaufgaben für das Endlager Konrad auf die Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (BGE) übertragen worden.

Der Betreiber sah sich in der Pflicht, eine Überprüfung der sicherheitstechnischen Anforderungen nach dem Stand von W&T für das Endlager Konrad vor Inbetriebnahme durchzuführen. *„Für das Endlager Konrad liegt eine Genehmigung des Landes Niedersachsen vor, die auf Grundlage von Sicherheitsanalysen erteilt wurde. Nach aktuellem Kenntnisstand liegen zwar keine Informationen vor, die die Sicherheitsaussagen aus den Antragsunterlagen in Frage stellen, dennoch ist vom BfS als Bauherr und Betreiber eine Überprüfung der sicherheitstechnischen Anforderungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik vor der Inbetriebnahme vorgesehen.“* (BfS 2016). Diese „Überprüfung der sicherheitstechnischen Anforderungen des Endlagers Konrad nach dem Stand von Wissenschaft und Technik (ÜsiKo)“ erfolgt vorsorglich und ergänzt die während der Betriebsphase obligatorischen periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ), gemäß § 9h AtG. Ziel der ÜsiKo ist, dass sowohl Aktualisierungsbedarf mit konkreter Sicherheitsrelevanz als auch etwaige Zweifel an der Sicherheit identifiziert, bewertet und durch entsprechende Maßnahmen ausgeräumt werden. Dadurch wird sichergestellt, dass die planfestgestellte Sicherheit des Endlagers an das Sicherheitsniveau nach Stand von W&T angepasst wird. Der Prozess der Überprüfung begann 2016 mit einem

¹ Im vorliegenden Bericht bezieht sich die Formulierung „Stand von Wissenschaft und Technik“ auf den heutigen Stand im Jahr 2018. Der Stand von Wissenschaft und Technik zum Zeitpunkt des PFV wird als „damaliger Stand von Wissenschaft und Technik“ bezeichnet.

öffentlichen Workshop, welcher der Diskussion über das sinnvolle und notwendige Vorgehen bei der Überprüfung diene. Als Folge und unter Berücksichtigung der Diskussion wurden folgende vier Phasen für die ÜSiKo festgelegt:

1. Ermittlung des Überprüfungsbedarfs
2. ggf. Aktualisierung von Sicherheitsanalysen
3. ggf. Anpassung der Planung
4. ggf. Umsetzung im Bau

Im April 2017 erfolgte die erste Ausschreibung zur ersten Phase der ÜSiKo, mit der Aufgabe der Überprüfung der sicherheitsrelevanten Anforderungen zu den Themengebieten, die die Nachbetriebsphase betreffen, nämlich

- Langzeitsicherheitsanalyse,
- Kritikalität in der Nachbetriebsphase und
- thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins.

Tab. 1.1: Meilensteine in der Historie der Bergwerksanlage bzw. des Endlagers Konrad

Jahr	Ereignis
1957	Beginn des Abteufens von Schacht Konrad 1
1965	Beginn der Eisenerzförderung
1975	Beginn der Eignungsuntersuchungen als Endlager
1976	Ende der Erzförderung
1982	Einleitung des Planfeststellungsverfahrens
1986	Erstellung der Langzeitsicherheitsanalyse
1989	Planeinreichung
2002	Erteilung des Planfeststellungsbeschlusses
2007	Gerichtliche Bestätigung, Beginn der Umrüstung
2017	Übertragung der Betreiberaufgaben auf die BGE
2017	Beginn der ÜSiKo
2027	Geplante Inbetriebnahme des Endlagers

Ein Konsortium aus Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, AF-Consult Switzerland AG und DMT GmbH & Co. KG hat in einem 12-monatigen Vorhaben ab dem 01.09.2017 die drei genannten Themengebiete im Rahmen der ersten Phase der ÜSiKo bearbeitet. Der vorliegende Bericht ist der Abschlussbericht des Vorhabens und stellt die Ergebnisse vor. Drei weitere Themengebiete, die die Betriebsphase betreffen (Störfallanalysen, Bestimmungsgemäßer Betrieb und Unterkritikalität in der Betriebsphase), wurden in eigenen Vorhaben der ersten Phase ausgeschrieben und werden in diesem Bericht nicht behandelt.

Gemäß der Aufgabenstellung des Auftraggebers in der Ausschreibung zur Vergabe des Vorhabens wird im folgenden Bericht eine Beschreibung der sicherheitsrelevanten Aspekte im PFB bezüglich der genannten Themengebiete erstellt, und es werden Kriterien und Maßstäbe für deren Prüfung aufgestellt. Der Stand von W&T zu den genannten Themengebieten wird mit dem damaligen des PFB verglichen und festgestellt, ob ein sicherheitsrelevantes Delta besteht. Ziel ist die Identifikation aller Punkte der drei genannten Themengebiete, an denen sich bei einem fortgeschrittenen Stand von W&T ein sicherheitsrelevanter Überprüfungsbedarf ergibt. Dabei wird dargelegt,

- welches den zu Grunde liegenden Stand von W&T darstellt,
- welche Deltas zum Stand von W&T existieren und wie diese bewertet worden sind,
- welche Kriterien für die Beurteilung der Sicherheitsrelevanz zugrunde gelegt worden sind,
- welche sicherheitsrelevanten Aspekte der Sicherheitsanalysen ggf. einer Überarbeitung bedürfen, um den Stand von W&T abzubilden.

Gemäß der Aufgabenstellung des Auftraggebers werden folgende Kriterien und Maßstäbe für die Beurteilung der Sicherheitsrelevanz angewendet:

- Auswirkungen auf die Belastbarkeit der vorhandenen Aussagen zur Langzeitsicherheit, Kritikalität in der Nachbetriebsphase und thermischen Beeinflussung des Wirtsgesteins.
- Notwendigkeit der Berücksichtigung zusätzlicher Erkenntnisse und Informationen hinsichtlich Sicherheitsrelevanz.
- Möglicher Sicherheitsgewinn bzw. -verlust bei Anwendung des Standes von W&T.

Weiterhin wird eine Aussage über die möglichen Ungewissheiten getroffen.

Da in der ersten Phase der ÜSiKo entsprechend dem Auftrag keine Modellrechnungen durchgeführt werden sollen, ist die Einschätzung zur Sicherheitsrelevanz entweder durch Expertenurteil, oder durch weniger aufwändige Abschätzungen zu beurteilen. Falls die Sicherheitsrelevanz ohne zusätzliche Modellrechnungen nicht zu klären ist, dann ist ein Delta im Zweifelsfall als sicherheitsrelevant anzusehen.

In Kapitel 2 werden als Hintergrundinformation die wichtigsten Elemente der Sicherheitsanalyse für das Endlager Konrad zusammengefasst.

In Kapitel 3 wird das prinzipielle Vorgehen bei der Analyse und Bewertung der Unterlagen bezüglich des Stands von W&T mit Hilfe eines formalen und strukturierten Ansatzes beschrieben. Eine Zusammenfassung der Ergebnisse der Analyse und Bewertung wird in Kapitel 6 gegeben. Die detaillierten Unterlagen der Analyse, auf denen diese Zusammenfassung basiert, sind in den Anhängen B bis H dargestellt. Einige grundsätzliche Aspekte, die sich nicht direkt durch die Analyse der Unterlagen ergeben, sondern aus den nationalen und internationalen Entwicklungen in der Fachwelt der Endlagersicherheitsforschung ergeben, werden in Kapitel 4 gesondert diskutiert.

Ein erster Entwurf dieses Berichts vom 31.08.2018 wurde entsprechend dem geplanten Projektablauf im Rahmen der ersten Phase der ÜSiKo im Auftrag der BGE von unabhängigen externen Gutachtern einem Peer-Review unterzogen (Röhlig et al. 2019). Weiterhin fand am 23.01.2019 eine Öffentlichkeitsveranstaltung der BGE in Braunschweig statt, an der die Ergebnisse von den Bearbeitern präsentiert und diskutiert wurden. Der Reviewprozess und die Diskussion mit der Öffentlichkeit haben zu Klarstellungen und Anpassungen im vorliegenden Bericht geführt, die zur Nachvollziehbarkeit der Arbeiten in Anhang I zusammengefasst sind.

2 Grundzüge der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad

Die Aufgabe eines tiefen geologischen Endlagers für radioaktive Abfälle ist die langfristige Isolation der eingelagerten Radionuklide von der Biosphäre. Inwieweit das Endlager diese Aufgabe erfüllt, wird in der Langzeitsicherheitsanalyse bewertet. Die Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad wurde in der ergänzenden Unterlage (EU 076.1) dokumentiert.

Die erwartete Entwicklung des Endlagers Konrad stellt sich gemäß Plan zusammengefasst wie folgt dar: In der Nachbetriebsphase wird sich der durch die Wasserhaltung während des Betriebs des Bergwerks gebildete Absenkungstrichter des Grundwassers langsam wieder auffüllen. Danach stellt sich der natürliche Gradient in den entsprechenden Grundwasserregimen wieder ein, was zu einer ungestörten regionalen Grundwasserbewegung sowie zu einer Grundwasserbewegung durch die Resthohlräume des Grubengebäudes führt. Zu den Resthohlräumen im Sinne der Langzeitsicherheitsanalyse sind folgende Volumina zu rechnen:

- verbleibende Hohlräume in den Einlagerungskammern in den Firsten und in Zwickeln zwischen den Endlagergebinden, die nicht versetzt werden können
- Hohlraum in den Endlagergebinden
- Porenraum im Versatz, für den eine zeitlich unveränderliche Porosität von 40 % angenommen wird
- Hohlraumvolumen außerhalb der Einlagerungskammern in älteren Strecken und Infrastrukturbereichen, die nicht, oder nur teilweise verfüllt werden.

Bei dem Resthohlraum handelt es sich somit um das gesamte, im Endlager durch Lösung einnehmbare Volumen.

Durch Kontakt des Grundwassers mit dem endgelagerten Abfall werden die Radionuklide in Abhängigkeit von der Standzeit der Abfallgebinde und dem Abfallprodukt mobilisiert und unter Einfluss von Sorption und Löslichkeit im Nahbereich in das Grundwasser freigesetzt. Aus dem Grubenbereich gelangen die gelösten Radionuklide in die Geosphäre und werden advektiv mit dem Grundwasser in Abhängigkeit von Sorption, Diffusion und Dispersion in die Biosphäre transportiert. Mit der Ausbreitung der Radionuklide in der Biosphäre und einem Transfer der Radionuklide aus dem kontaminierten Wasser zum Menschen lässt sich über Nutzungsarten und Nahrungsketten sowie Aufenthalte auf kontaminierten Flächen eine potentielle Strahlenexposition des Individuums ermitteln. Außerdem wurden weitere alternative Entwicklungen betrachtet.

Zur Ermittlung der radiologischen Konsequenzen wurden die möglichen Vorgänge bei der Ausbreitung der Radionuklide im Grubengebäude, im Deckgebirge und in der Biosphäre getrennt in Rechenmodellen in abstrahierter Weise abgebildet. In den folgenden Unterkapiteln ist dies entsprechend der Darstellung in den Sicherheitsanalysen zusammengefasst. Die Analyse und Bewertung im Rahmen der ÜSiKo erfolgt in Kapitel 6.

2.1 Vorgänge im Grubengebäude

Nach dem Verschluss des Endlagers wird Grundwasser aus dem Wirtsgestein in die Grube zutreten. Die Dauer bis zur vollständigen Sättigung der Grubenhohlräume mit Lösung wird aus analytischen Rechnungen und experimentellen Ergebnissen zu 115 Jahren abgeschätzt. In der Langzeitsicherheitsanalyse wird die Zuflussdauer jedoch nicht berücksichtigt, stattdessen wird eine sofortige Flutung des Grubengebäudes durch Grundwasser unterstellt. Eine Verzögerung der Freisetzung

radioaktiver Stoffe aus den Abfallgebinden wird ebenfalls vernachlässigt. Die Mobilisierung von Radionukliden aus den Abfällen beginnt somit modellmäßig mit dem Beginn der Nachbetriebsphase. Aus experimentell ermittelten Daten und Modellierungen wurden nuklidspezifische Auslaugraten für sieben Abfallkategorien ermittelt. Diese wurden zu vier Mobilisierungsgruppen zusammengefasst. Die Mobilisierungsdauern liegen abhängig von Radionuklid und Mobilisierungsgruppe zwischen 0 und 600 Jahren und wurden durch Modellrechnungen abgeleitet, die wiederum auf nationalen und internationalen experimentellen Untersuchungen und Literaturdaten basieren (EU 142.2).

Für die Berechnung des Transports von Radionukliden im Grubengebäude wurden der advective Transport der Radionuklide durch Strömung sowie eine Verzögerung des Transports durch Sorption und durch die Möglichkeit einer Ausfällung von Radionukliden in eine feste Phase bei dem Überschreiten von Löslichkeitsgrenzen berücksichtigt. Die Durchströmung des Grubengebäudes erfolgt entsprechend der Strömung des regionalen Grundwassers. Der im Modell angesetzte Volumenstrom durch das Grubengebäude wurde aus den im Rahmen der Langzeitsicherheitsanalyse durchgeführten Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung am Standort abgeleitet (siehe folgendes Unterkapitel).

Es wurden Löslichkeiten für die Aktiniden mit formationsspezifischen Wässern experimentell bestimmt und teilweise auch Literaturdaten herangezogen. Für die Rückhaltung der Radionuklide durch Sorption wurde in der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad eine Gleichgewichtssorption nach der linearen Henry-Isotherme betrachtet. Der Proportionalitätsfaktor dieser Isotherme, der K_d -Wert, wurde für viele Elemente aus Experimenten an standortspezifischen Materialien und Wässern abgeleitet. Dabei wurde die Abhängigkeit vom Volumen/Masse-Verhältnis und der EDTA-Konzentration als Komplexbildner berücksichtigt.

Ergebnisse der Betrachtungen für das Grubengebäude sind die zeitlichen Freisetzungsverläufe von Radionukliden aus dem Grubenbereich in die Geosphäre. Danach erfolgt die Aktivitätsfreisetzung für die Spalt- und Aktivierungsprodukte innerhalb einiger tausend bis zehntausend Jahre, während sie sich für die Aktiniden über Hunderttausende bis Millionen von Jahren erstreckt.

2.2 Vorgänge in der Geosphäre

Die Modellierung der großräumigen Grundwasserbewegung an einem Endlagerstandort ist Bestandteil der Analyse zur Langzeitsicherheit eines Endlagers. Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung ermöglichen das Auffinden potenzieller Ausbreitungswege von Radionukliden vom Endlager bis in die Biosphäre. Die notwendigen Kenntnisse über die Geologie für die Bewertung der Grundwasserbewegung wurden durch geowissenschaftliche Untersuchungen und durchgeführte Erkundungsarbeiten gewonnen. Diese sind:

- das Auffahren von Strecken bis etwa zum äußeren Rand der voraussichtlichen Einlagerungsfelder,
- die neue Auswertung von bestehenden Tiefbohrungen,
- das Abteufen der Bohrung Konrad 101 zur Untersuchung von Deckgebirge und Liegendem der Endlagerformation und
- reflexionsseismische Untersuchungen zur Erlangung weiterer Kenntnisse über die Geologie im Bereich der Schachtanlage und ihrer Umgebung.

Durch die reflexionsseismischen Messungen konnten die Lagerungsverhältnisse, die Tiefenlagen und Mächtigkeiten der Schichten vom Prä-Zechstein bis zur Oberkreide erfasst und in ihrer flächen-

haften Verbreitung beschrieben werden. Das Deckgebirge besteht aus einer mächtigen Abfolge verhältnismäßig homogener Gesteinseinheiten. Die vorkommenden Gesteinsformationen bilden eine einfache geologische Struktur. Die Beschreibung der Geologie im Kapitel 3.1.9.1 des Plan Konrad umfasst folgende Schichten (von jung nach alt):

- Quartär
- Tertiär
- Kreide: Oberkreide, Alb, Wealden bis Apt,
- Jura: Portland, Kimmeridge, Oxford, Bathonium bis Callovium, Obertoarcium bis Bajocium, Lias (Hettangium bis Untertoarcium),
- Trias: Keuper, Oberer Buntsandstein bis Muschelkalk, Unterer bis Mittlerer Buntsandstein,
- Perm: Zechstein.

Die in der Schachanlage Konrad in 800 m bis 1.300 m Tiefe abgebaute Eisenerzformation (Koralenoolith) ist Teil der geologischen Stufe Oxford. Geografisch erstreckt sich das Oxford zungenförmig von Norden nach Süden und ist im Osten, Süden und Südwesten räumlich begrenzt, so dass dort die Sedimente der Unterkreide direkt auf den älteren geologischen Einheiten des Dogger abgelagert sind (siehe Abb. 2.1). Die lückenlose Verbreitung der Barrierschichten im Hangenden und Liegenden der Endlagerformation konnte über die Grenzen des Modellgebiets der Langzeitsicherheitsanalyse (EU 076.1) hinaus nachgewiesen werden. Die Ton- und Tonmergesteine der Unterkreide haben eine großflächige Verbreitung und besitzen große Mächtigkeiten von bis zu 700 m (tiefere Unterkreide: 170 – 400 m; höhere Unterkreide: 210 – 300 m). Bohrungen belegen, dass die Unterkreide überall in der Region lithologisch gleichartig ausgebildet ist. Mit dem Cornbrash-Sandstein (im Dogger) und Hilssandstein (in der Unterkreide) treten aber auch Gesteine mit erhöhten Durchlässigkeiten auf. Die in der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad betrachtete Schichtenfolge ist in Tab. 2.1 dargestellt.

Störungszonen mit großen Versetzungsbeträgen kommen in den Kreide-Schichten nicht vor. Die seismischen Profile belegen, dass sämtliche in Trias und Jura aktiven Störungen an der Unterkreidebasis enden (siehe Abb. 2.2). Die strukturgeologische Beschreibung umfasst eine größere Anzahl von Störungen, unter denen die Folgenden hervorzuheben sind:

- die Immendorfer Störung, der Konrad-Graben mit dem Sauinger und dem Bleckenstedter Sprung, die Überschiebungszone von Meine, der Salzgitter Höhenzug, sowie die
- Flanken der Salzstöcke, wie u.a. Flachstockheim, Thiede, Kette Broistedt, Vechelde und Wendeburg.

Entsprechend der geologischen Langzeitprognose ist am Standort in Zukunft eine Eisüberdeckung von mehreren hundert Metern denkbar. Dadurch wird eine Beeinflussung der Oberkreide für möglich gehalten, die Beeinflussung der Unterkreide und tiefer liegenden Schichten wird aber als nicht wesentlich bewertet (P 2, Kapitel 3.1.10.6). Subglaziale Rinnen werden für das Festgestein ausgeschlossen und für Lockergesteine wird eine Grenze für die maximale Tiefe der Rinnen von 200 m angegeben.

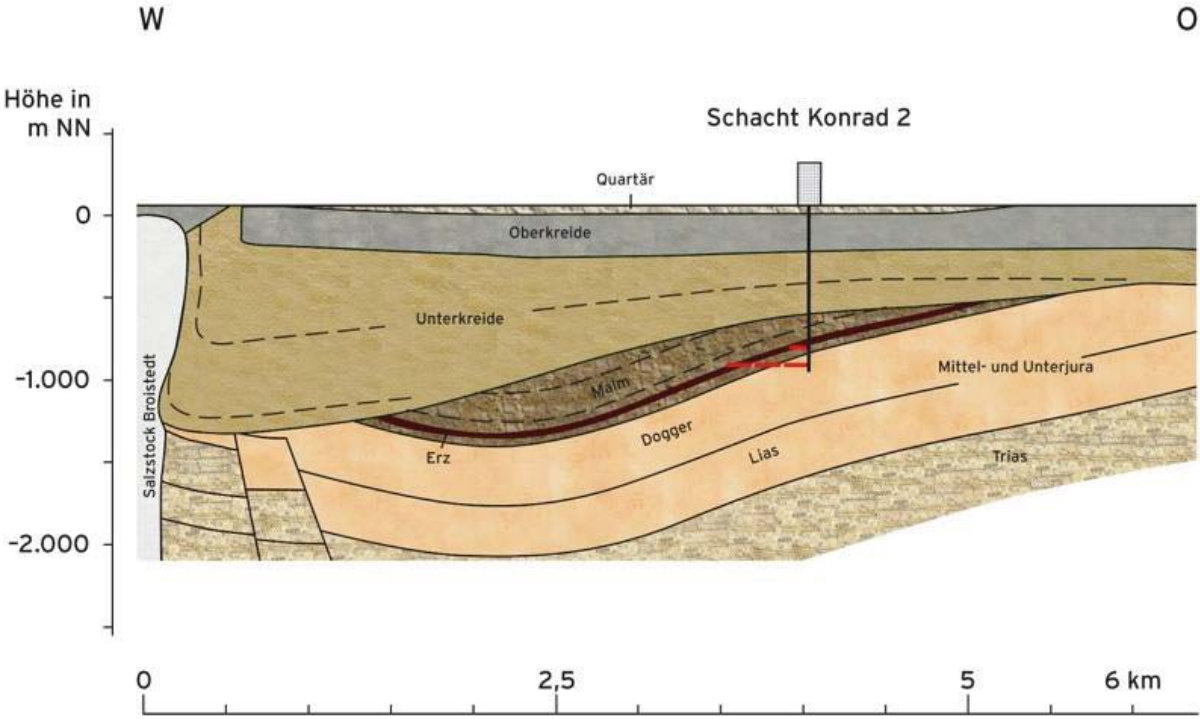


Abb. 2.1 Vereinfachter Schnitt quer zum Modellgebiet (von West nach Ost) im Bereich des Endlagers (BfS, abgerufen 2017)

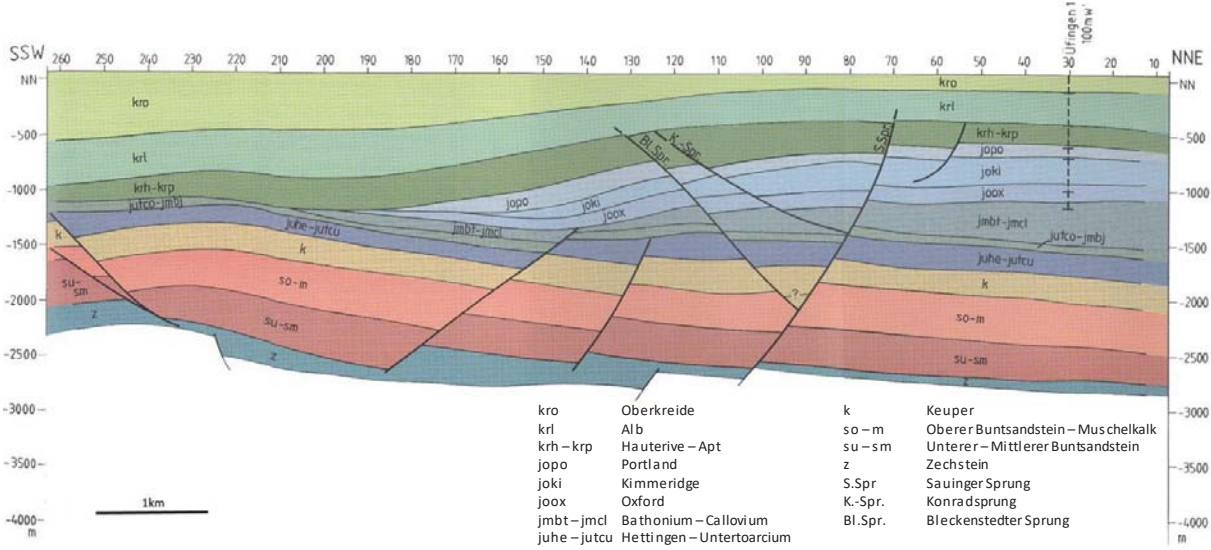


Abb. 2.2 Geologisches Profil mit Störungen längs des Modellgebiets (von Südsüdwest nach Nordnordost) im Bereich des Endlagers (BGR, abgerufen 2018)
Das Grubengebäude liegt im Oxford (joox) in dem Bereich zwischen dem Bleckenstedter und dem Sauinger Sprung

Tab. 2.1: In der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad betrachtete Schichtenfolge mit den angenommenen Durchlässigkeitsbeiwerten k_f im Modell (nach EU 076.1)

System	Serie	Stufe	Mächtigkeit [m]	Gesteinsart oder Schichtbezeichnung	k_f [m/s]
Quartär			0 – 100	Sande, Kiese, Geschiebemergel	10^{-5}
Tertiär			0 – 150	tonige Sande	
Kreide	Oberkreide	Santon	0 – 500	Emscher Mergel, mergelige Tone und Mergel	10^{-8}
		Coniac			
		Turon	0 – 300	Plänerkalke, Mergelkalke	10^{-7}
		Cenoman			
	Unterkreide	Alb	25 – 35	Flammenmergel	$10^{-10} / 10^{-12}$
			150 – 300	Ton- und Mergelsteine	
			0 – 100	Hilssandstein	10^{-5}
		Apt	175 – 400	Ton- und Mergelsteine	$10^{-10} / 10^{-12}$
		Barreme			
		Hauterive			
		Valendis			
		Wealden		Tonsteine, z.T. sandig	10^{-8}
Jura	Malm	Portland	200 – 900	Ton- und Mergelsteine	10^{-8}
		Kimmeridge		Ton- und Mergelsteine mit Anhydrit	
		Oxford	0 – 150	Kalkstein, Kalkoolith, Tonmergelsteine, Eisenoolith, Kieselige Kalke	10^{-7}
	Dogger	Callovium	60 – 400	Ton- und Mergelsteine	10^{-10}
		Bathonium	30	Cornbrash Sandstein	10^{-6}
		Bajocium	200 – 900	Tonmergelsteine	10^{-10}
		Aalenium		Sandsteinhorizont, Ton- und Mergelsteine	
		Lias		Ton- und Mergelsteine, an der Basis Feinsandsteine	
Trias	Keuper	Oberer Keuper (Rhät)	60	Sandsteine	10^{-6}
		Mittlerer Keuper	60 – 600	Ton- und Mergelsteine mit 20 – 25 m Feinsandstein	10^{-10}
		Unterer Keuper		Mergel	
	Muschelkalk	Oberer Muschelkalk	60	Kalksteine	10^{-6}

Legende:

Grundwasser-

{	Leiter
	Geringleiter
	Nichtleiter
	Klüftig:

Im Standortgebiet besteht ein mehrgliedriger hydrogeologischer Stockwerksbau. Der oberflächen-nahe Grundwasserleiter ist durch die unterlagernden Tonsteine der Unterkreide von den tieferen Grundwasserleitern getrennt (siehe auch Abb. 2.3). Der Einlagerungshorizont ist im Hangenden von den Tonsteinen der Unterkreide und im Liegenden von den Ton- und Mergelsteinen des Dogger und Lias eingeschlossen. Der Versetzungsbetrag der vorhandenen Störungen ist zu klein, um den Korallenoolith oder den Cornbrash in Kontakt mit wasserdurchlässigen Gesteinen der anderen Grundwasserleiter zu bringen. Die Durchlässigkeit der Störungszonen erreicht an keiner untersuchten Stelle diejenige eines Wasserleiters. Für die mesozoische Schichtenfolge liegen Durchlässigkeitsbestimmungen aus der Grube Konrad, der Bohrung Konrad 101 und aus Tiefbohrungen vor. Bei den Bestimmungen handelt es sich sowohl um Laboruntersuchungen an Bohrkernen und Gesteinsproben, wie auch um hydraulische in situ-Tests. In der Langzeitsicherheitsanalyse erfolgt der Übergang der Bezeichnung von Grundwasserleiter zu Geringleiter (EU 076.1 Tabellen 2-2 und 5-2) im Bereich von Durchlässigkeiten von 10^{-7} bis 10^{-8} m/s. Nach DIN 18130 (DIN 1998) entspricht eine Durchlässigkeit von 10^{-8} m/s dem Übergang von „schwach durchlässig“ zu „sehr schwach durchlässig“. In der Langzeitsicherheitsanalyse Konrad wird somit noch von Wasserleitern gesprochen, wenn die Durchlässigkeit vergleichsweise gering ist.

Im Süden beißen die Grundwasserleiter am durch Salzaufstieg entstandenen Salzgitterhöhenzug aus, wodurch eine Infiltration von Grundwasser in die Schichten des Hilssandstein, Keuper und Muschelkalk erfolgt. Die Schicht des Oxford, in dem sich das Endlager befindet, streicht im Norden in der Gegend von Calberlah aus. Die Potenzialdifferenz zwischen Süden und Norden beträgt im Modellgebiet etwa 100 bis 150 m.

Die Ton- und Mergelsteine der Unterkreide, des Mittleren und Unteren Jura und des Keuper zeigen generell sehr geringe Durchlässigkeiten, die zwischen $k_f = 10^{-10}$ m/s und 10^{-13} m/s liegen. Die Trennung der oberen und unteren Grundwasserleiter durch die mächtigen Tonschichten der Unterkreide bewirkt einen charakteristischen Verlauf des Salzgehalts mit der Tiefe. Die Salzgehalte der oberen Grundwasserleiter sind meist kleiner als 2 g/l. Die Salzgehalte der tiefen Grundwasserleiter des Jura und Oberen Muschelkalk sind stark erhöht. Es besteht im Bereich der Grube eine näherungsweise horizontale, formationsübergreifende Salinitätsschichtung, durch welche der Salzgehalt der Wässer – unabhängig von lithologischer Ausbildung und stratigraphischer Position des Wasserleiters – allein von der Tiefenlage des Entnahmeortes bestimmt wird. Der Salzgehalt steigt von 180 g/l in 800 m Tiefe linear bis auf 220 g/l in 1 300 m Tiefe an. Isotopenuntersuchungen an tiefen Grundwässern zeigen hohe Gehalte an radiogenem Helium und signifikante Abweichungen von der üblichen isotopischen Zusammensetzung meteorischer Wässer, was auf Grundwasserverweilzeiten in der Größenordnung von Millionen Jahren hinweist.

Der Nachweis der Langzeitsicherheit des Endlagers Konrad wird mit Hilfe geohydraulischer Modellrechnungen und auf deren Ergebnissen aufbauenden Transportmodellen geführt. Das hydrogeologische Modell wird in ein numerisches Modell umgesetzt, das in seiner Schichtenfolge das hydrogeologische Modell widerspiegelt. Dabei werden Vereinfachungen bezüglich der Anzahl der betrachteten Schichten vorgenommen.

Die hydraulischen Kenndaten der Sedimentgesteine gleicher stratigraphischer Einheiten sind grundsätzlich nicht räumlich konstant. Je nach regionalen oder lokalen Unterschieden der Ablagerungsbedingungen der Gesteine bestehen regionale bzw. lokale Variationen. Diagenetische Einflüsse verstärken diese Heterogenität zusätzlich. Einen Extremfall stellen dabei klüftige oder verkarstete Wasserleiter dar. Hier existieren Zonen hoher Wasserwegsamkeit neben geringdurchlässigen Bereichen. Allen Formationen werden Parameter-Bandbreiten so zugewiesen, dass entsprechend geologischer Erfahrung die großräumig wirksamen mittleren Durchlässigkeiten und Porositäten abgedeckt werden. Die Entscheidung darüber, welche Durchlässigkeiten und Porositäten zur Berechnung der Strömungspfade und Grundwasserlaufzeiten aus dem Bereich realistischer Werte in

das hydrogeologische Modell eingehen, wurde wie folgt getroffen: Zeigt sich bei Sensitivitätsanalysen eine empfindliche Abhängigkeit der berechneten Radionuklid-Transportzeit vom betrachteten Parameter, geht als konservativer Ansatz derjenige Wert als endgültiger Modellwert in die Simulationsrechnung ein, der zu kleinen Laufzeiten vom Einlagerungsort bis zur Biosphäre führt. Bei weniger sensibler Abhängigkeit werden die Werte angenommen, die nach geologischer Erfahrung wahrscheinlich sind.

An zahlreichen Stellen im Modellgebiet werden die Schichten von Störungen verworfen. Im hydrogeologischen Modell wurden zunächst nur solche Verwerfungen als hydraulisch wirksam berücksichtigt, durch die verschiedene Grundwasserleiter miteinander in Berührung kommen, z. B. der Obere Muschelkalk und der Rhätsandstein. Im numerischen Modell werden zwei unterschiedliche Vorgehensweisen gewählt:

- Schichtenmodell: Bei einem Versatz eines Wasserleiters gegen undurchlässige Ton- und Mergelsteine wurde keine Störung im Modell berücksichtigt. Die nach hydrogeologischer Erfahrung realistischen Parameter für ganze Schichteinheiten werden in konservativer Weise so gewählt, dass sie eventuell lokal vorhandene Faziesunterschiede und tektonische Strukturen berücksichtigen.
- Störzonenmodell: Zonen erhöhter Durchlässigkeit an wichtigen tektonischen Störungen, an Salzstockrändern sowie in einzelnen Horizonten werden explizit im Modell berücksichtigt. Es werden im Störzonenmodell realitätsnähere Werte für die großräumige Gebirgsdurchlässigkeit als im Schichtmodell angesetzt, die dann lokal im Bereich von Störungszonen verändert werden.

Insgesamt wurden von dem Antragsteller und dem Gutachter fünf unterschiedliche Rechenprogramme für numerische Modellrechnungen eingesetzt. In der Langzeitsicherheitsanalyse (EU 76.1) wurde das Programm SWIFT verwendet. In den Rechnungen mit SWIFT wurden sieben Varianten betrachtet, von denen letztendlich zwei Varianten, die sich bezüglich der Parametrisierung der Durchlässigkeit der Unterkreidetone unterscheiden, für die weiteren Betrachtungen zum Radionuklidtransport ausgewählt wurden. Die zwei Varianten sind:

- Unterkreidepfad²: Die Unterkreide hat eine Durchlässigkeit von 10^{-10} m/s. Bei dieser Variante verlaufen die Fließwege zunächst unterschiedlich lange nahezu horizontal im Oxford (Durchlässigkeit 10^{-7} m/s) und Kimmeridge (Durchlässigkeit 10^{-8} m/s) nach Norden. Danach findet ein vertikaler Aufstieg durch die Unterkreidetone statt. In den Plänerkalken bewegen sich die betrachteten Wasserpartikel noch etwas weiter nach Norden. Die Stromlinien enden in der obersten Schicht des Modells.
- Oxfordpfad: Die Unterkreide hat eine Durchlässigkeit von 10^{-12} m/s. Bei dieser Variante bewegt sich das Wasser aus dem Lagerbereich vorwiegend im Oxford (Durchlässigkeit 10^{-7} m/s). Eine Wasserbewegung aus dem Lagerbereich in die Unterkreidetone findet kaum statt. Es ergeben sich ähnliche Laufzeiten wie in Variante 1, aber die dabei zurückgelegten Wege sind länger.

Basis des Transportmodells der Langzeitsicherheitsanalyse sind die Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung, aus denen per Partikelverfolgung (Particle Tracking) Stromlinien ermittelt werden. Für die unterschiedlichen Varianten der Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung ergeben sich auch unterschiedliche Ausbreitungspfade für Radionuklide. Dementsprechend werden aus den

² In der Langzeitsicherheitsanalyse (EU 76.1) wird von Unterkreideszenario (bzw. Szenario Ia) und Oxfordscenario (bzw. Szenario Ib) gesprochen. Unter Szenarien wird heute eine abgeleitete zukünftige Entwicklung des Endlagersystems verstanden (siehe auch Kapitel 5.1 und 6.1.1). Zur Vermeidung von Missverständnissen wird daher in diesem Bericht von Unterkreidepfad und Oxfordpfad gesprochen.

zwei Varianten der Modellrechnungen der Grundwasserbewegung drei verschiedene Fließpfade identifiziert und als drei Ausbreitungsszenarien untersucht, die von Ia bis Ic nummeriert werden (siehe auch eingezeichnete Pfade in Abb. 2.3):

- Ia: Unterkreidepfad (aus Variante 1 der Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung mit hoher Durchlässigkeit der Unterkreide),
- Ib: Oxfordpfad (aus Variante 2 der Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung mit geringer Durchlässigkeit der Unterkreide) und
- Ic: Cornbrashpfad (aus Variante 2 der Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung mit geringer Durchlässigkeit der Unterkreide).

Für jedes der drei Szenarien werden jeweils die drei schnellsten per Particle Tracking ermittelten Fließpfade herangezogen und daraus das Mittel der Länge der Fließpfade für jede geologische Einheit gebildet. Entlang des Modellfließpfades wird dadurch ein 1D-Modell definiert, das in den Weglängen und der Geologie den durchströmten Schichten entspricht. Die Querschnittsfläche des Modells wird aus dem Volumenstrom des Wassers und der mittleren Strömungsgeschwindigkeit entsprechend der Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung ermittelt. Für die Berechnung des Transports von Radionukliden in der Geosphäre wurden folgende Prozesse berücksichtigt:

- der Einstrom der Radionuklide aus dem Nahfeld, d. h. dem Grubengebäude,
- der advective Transport der Radionuklide durch die Strömung des Grundwassers,
- der Transport der Radionuklide durch Diffusion und Dispersion,
- die Verzögerung des Transports durch Sorption der Radionuklide am Gestein und
- der Zustrom von Grundwässern in den Fließpfad und somit eine Verdünnung der Radionuklidkonzentrationen.

Ergebnisse der Berechnungen sind die Konzentrations-Zeitverläufe der Radionuklide im Grundwasser des quartären Grundwasserleiters, die die Basis für die Berechnung der Strahlenexposition in der Biosphäre darstellen.

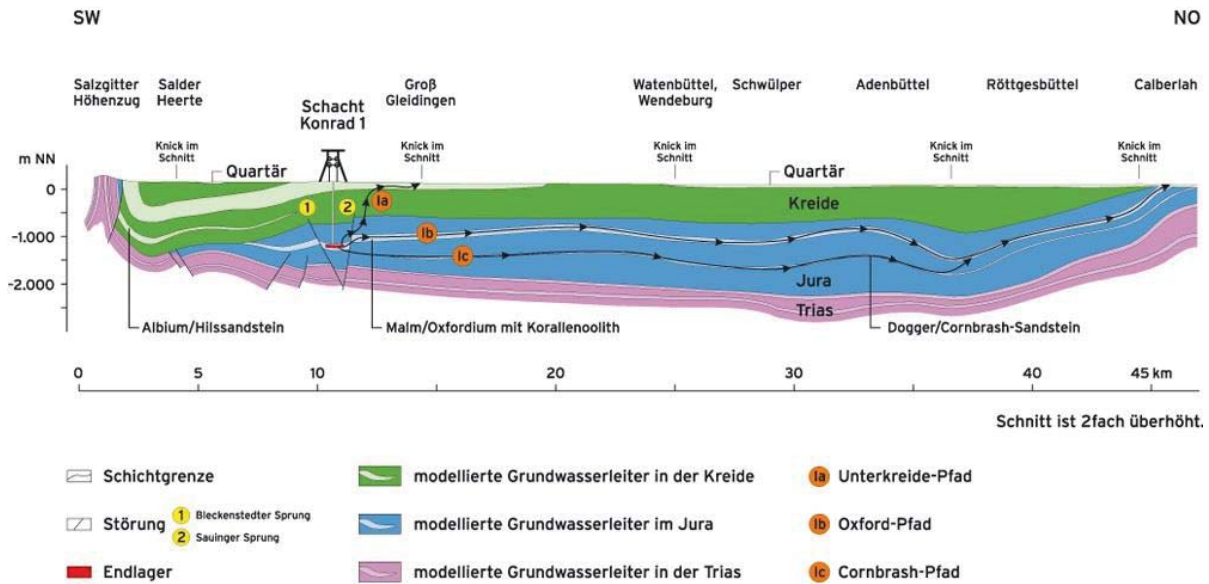


Abb. 2.3 Schnitt (E-E') durch das Modellgebiet mit Darstellung der modellierten Ausbreitungspfade (BfS, abgerufen 2017)

2.3 Vorgänge in der Biosphäre

Aufbauend auf den Ergebnissen von Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung, ist durch ein-dimensionale Rechnungen die Radionuklidausbreitung aus dem Grubengebäude auf den bevorzugten Ausbreitungswegen und die Radionuklidkonzentration im oberflächennahen Grundwasser berechnet worden (siehe Abschnitt 2.2). Einige Radionuklide, die wie insbesondere I-129 von den Gesteinen wenig zurückgehalten werden, breiten sich etwa mit der Grundwassergeschwindigkeit aus. Den Rechnungen zufolge erreicht das Maximum der Konzentration im oberflächennahen Grundwasser nach größenordnungsmäßig 300 000 Jahren das oberflächennahe Grundwasser. Das Radionuklid I-129 ist im Zeitraum bis eine Million Jahre bestimmend für die maximale Strahlenexposition (siehe Abb. 2.4). Weitere relevante Radionuklide in diesem Zeitraum sind Cs-137 und Sr-90, die beide ebenfalls eine Halbwertszeit $> 10^5$ Jahren haben und keine, oder nur eine sehr geringe Rückhaltung erfahren.

Die Berechnung der Strahlenexposition erfolgte nach der in der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift (AVV), zu §45 StrlSchV (BMJ 1990). Bei der Berechnung wird unterstellt, dass dem exponierten Individuum ausschließlich radioaktiv kontaminiertes Wasser zur Verfügung steht und die gesamte Nahrung unter dessen Verwendung erzeugt wird, wobei die Verzehrsgewohnheiten der Nahrung durch das Individuum in der AVV vorgegeben werden. Berücksichtigt werden folgende Expositionspfade:

- Ingestion von radioaktiv kontaminiertem Trinkwasser,
- Ingestion von Pflanzen, die mit radioaktiv kontaminiertem Wasser beregnet wurden,
- Ingestion von Milch und Fleisch von Tieren, deren Futter mit radioaktiv kontaminiertem Wasser beregnet wurde und die mit radioaktiv kontaminiertem Wasser getränkt wurden,
- Ingestion von Fisch, der aus Gewässern stammt, die mit radioaktiv kontaminiertem Grundwasser gespeist werden, und

- Externe Exposition durch Aufenthalt auf mit radioaktiv kontaminiertem Wasser berechneten Flächen.

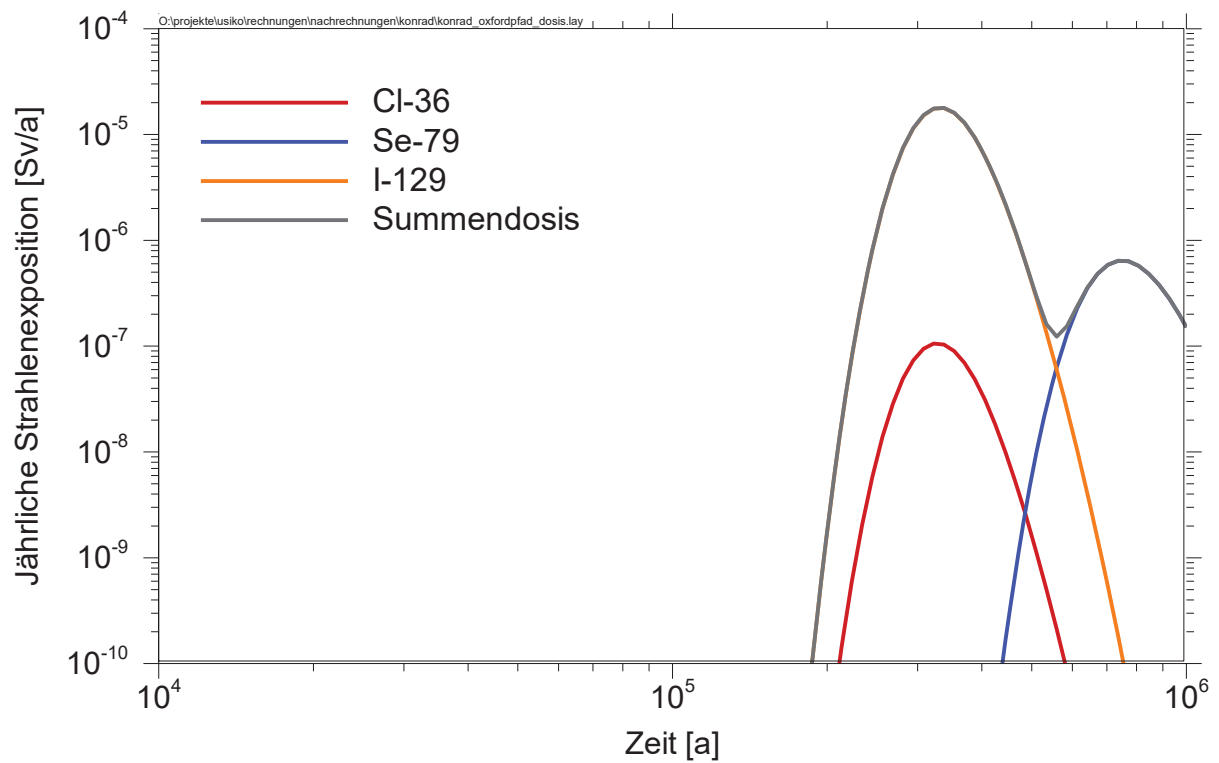


Abb. 2.4 Potenzielle jährliche Strahlenexposition in der Biosphäre im Zeitraum bis eine Million Jahre bei Freisetzung über den Oxfordpfad (nach Becker 2000)

3 Vorgehensweise

Das folgende Kapitel beschreibt die prinzipielle Vorgehensweise bei der Analyse und Bewertung der Antragsunterlagen bezüglich deren Stand von W&T. Eine Zusammenfassung der Ergebnisse der Analyse und der Bewertung wird in Kapitel 6 gegeben. Die detaillierten Unterlagen der Analyse, auf denen diese Zusammenfassung basiert, sind in den Anhängen B bis H aufgeführt.

3.1 Grundsätzliche Problematik

Das Ziel dieses Auftrags der ÜSiKo war die Analyse der Unterlagen zum PFB für das Endlager Konrad bezüglich deren Stand von W&T. Dabei waren die Themengebiete Langzeitsicherheitsanalyse, Kritikalität in der Nachbetriebsphase und thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins zu betrachten. Die BGE als Auftraggeber hat zum Bearbeitungsbeginn eine Liste der relevanten Unterlagen zusammengestellt, die der Bewertung zu Grunde liegen (siehe Anhang A) und diese Unterlagen in elektronischer Form zur Verfügung gestellt.

Die Liste der relevanten Unterlagen umfasst neben dem Plan und dem PFB auch ergänzende Unterlagen des Antragstellers, sowie Gutachten und Stellungnahmen der Genehmigungsbehörde. Insgesamt sind dies 315 Berichte mit einer Gesamtzahl von über 15 000 Seiten. Aus dem Umfang der Unterlagen ist ersichtlich, dass eine vollständige Analyse der gesamten Unterlagen in den 12 Monaten vorgesehener Bearbeitungsdauer dieses Auftrags der ÜSiKo nicht möglich ist. Da die Unterlagen zum PFB im Rahmen des Genehmigungsverfahrens bereits von der Genehmigungsbehörde umfassend geprüft wurden, ist das Ziel der ÜSiKo zu untersuchen,

- ob sich in der Argumentation bezüglich der sicherheitsrelevanten Aussagen zu den genannten Themengebieten aus Sicht des Standes von W&T Abweichungen (Deltas) in der Einschätzung ihrer Sicherheitsrelevanz ergeben und
- ob der Sicherheitsnachweis in seiner Argumentation vollständig ist oder Lücken in der Nachweisführung enthält.

Die sicherheitsrelevanten Aussagen zu den genannten Themengebieten in den Verfahrensunterlagen und die Frage, worauf diese Aussagen beruhen, sind somit die Ausgangspunkte der Analyse.

Aus diesem Grund wurde zur Analyse für dieses Vorhaben ein hierarchisch strukturierter Top-Down Ansatz gewählt. Auf der ersten Ebene wurde beginnend von den wesentlichen zu untersuchenden sicherheitsrelevanten Aussagen im PFB festgestellt, auf welchen Informationen und Aussagen in den Verfahrensunterlagen diese in der zweiten Ebene beruhen. Die Aussagen der zweiten Ebene wurden aufgelistet und wiederum für jede einzelne Aussage geprüft, auf welchen Informationen und Aussagen diese wiederum in der dritten Ebene beruht. In jeder Ebene wurde somit iterativ geprüft, ob die ursprüngliche sicherheitsrelevante Aussage der ersten Ebene mit den vorliegenden Informationen ausreichend belegt ist, oder ob weitere Ebenen zu betrachten sind. Auf diese Weise entstehen eine hierarchische Baumstruktur der Informationen und Aussagen, auf denen die ursprüngliche sicherheitsrelevante Aussage der ersten Ebene beruht (siehe Abb. 3.1). Die sicherheitsrelevanten Aussagen der ersten Ebene stellen die im PFB festgestellten Aussagen zu den behandelten Themengebieten dar.

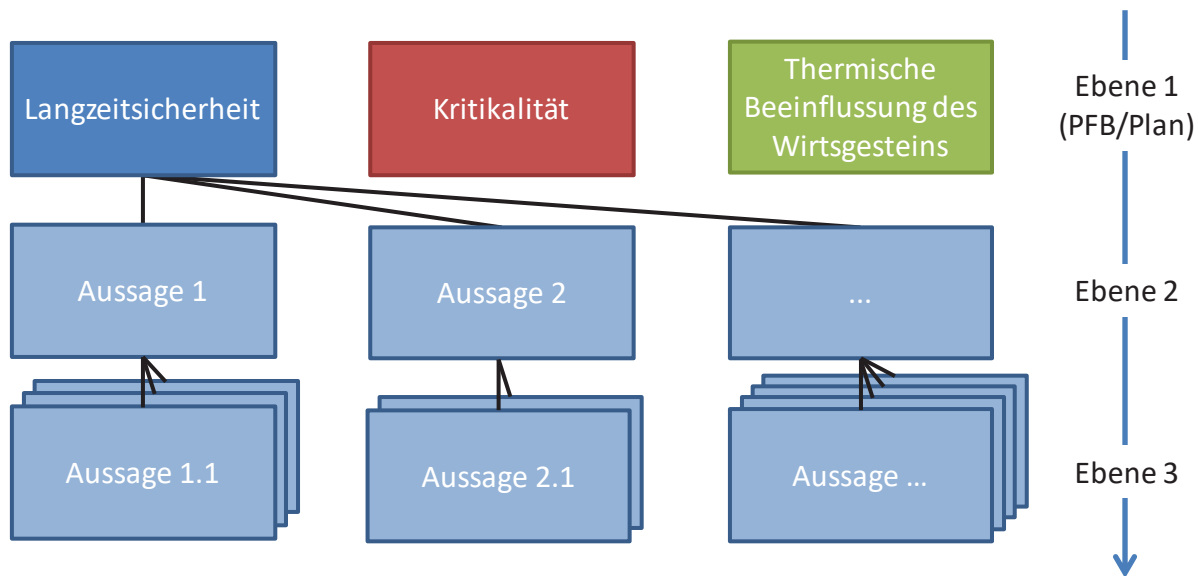


Abb. 3.1 Hierarchische Struktur zur Analyse der Unterlagen

Da das Themengebiet Langzeitsicherheitsanalyse sehr umfangreich ist, wurde es entsprechend der vorhandenen Kapitel im PFB untergliedert in fünf Themenbereiche (siehe Nummern 1 bis 5 des Anhangs B), so dass letztendlich folgende sieben Themenbereiche bzw. sicherheitsrelevante Aussagen zu behandeln sind:

Langzeitsicherheit

1. Szenarien (PFB Kapitel 5.3.1)
2. Mobilisierung und Transport im Grubengebäude (PFB Kapitel 5.3.2)
3. Grundwasserbewegung (PFB Kapitel 5.3.3)
4. Transport in der Geosphäre (PFB Kapitel 5.3.4)
5. Strahlenexposition (PFB Kapitel 5.3.5)

Kritikalität in der Nachbetriebsphase

6. Kritikalität in der Nachbetriebsphase (PFB Kapitel 5.3.6)

Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins

7. Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins (PFB Kapitel 5.8)

In den Klammern hinter den Themenbereichen ist die jeweilige Kapitelnummer mit den Aussagen der ersten Ebene des PFB angegeben. Diese sieben Themenbereiche werden für den Zeitraum der Nachbetriebsphase bewertet. Die Bewertung bezüglich der Betriebsphase findet im Rahmen weiterer Vorhaben der ÜSiKo statt.

Für eine bessere Nachvollziehbarkeit wurde die Analyse anhand von einheitlichen Bewertungsformularen dokumentiert, die im Kapitel 3.2 erläutert werden. Jede Aussage (d. h. jeder Kasten in Abb. 3.1) entspricht damit einem eigenen Bewertungsformular in der Analyse. Die praktische Umsetzung der Analyse hat letztendlich gezeigt, dass für keinen Themenbereich mehr als drei Ebenen zur Betrachtung erforderlich waren. Die sich ergebenden Baumstrukturen der sieben Themenbereiche sind in den Anhängen B bis H dargestellt.

3.2 Bewertungsformular

Das verwendete Bewertungsformular ist in Abb. 3.2 auf Seite 34 dargestellt. Die Inhalte der einzelnen Abschnitte des Bewertungsformulars werden im Folgenden erläutert. Die ausgefüllten Bewertungsformulare sind in den Anhängen B bis H getrennt nach den sieben Themenbereichen aufgeführt.

3.2.1 Nummer

Jedes Bewertungsformular erhält eine eindeutige Nummer. Die erste Ziffer gibt dabei, entsprechend der Aufzählung in Kapitel 3.1, den Themenbereich an, zu dem das Formular gehört. Die Anzahl der nachfolgenden Ziffern der Nummer variiert nach der Ebene, zu der das Formular gehört. Die einzelnen Ziffern werden mit Punkt getrennt. Das Formular mit der Nummer 3.2.5 ist somit ein Dokument der dritten Ebene aus dem Themenbereich 3 (Grundwasserbewegung).

Neben der Nummer des Bewertungsformulars wird in diesem Abschnitt auch die Anzahl der Formulare der nächsten Ebene angegeben, die diesem Bewertungsformular untergeordnet sind. Diese Information dient der Kontrolle der Vollständigkeit der Unterlagen.

3.2.2 Titel

Dieser Abschnitt enthält den Titel des Bewertungsformulars. Dieser soll nach Möglichkeit selbsterklärend sein und die zu bewertende Information beschreiben. Die Art der Information kann dabei zum Beispiel in einer Aussage (z. B. Grenzwärmeleitung), einem Prozess (z. B. Sorption), oder einer bestimmten Art von Daten (z. B. Inventar) bestehen.

3.2.3 Ursprungsdokument(e)

Dieser Abschnitt enthält zwei Informationen: „Hauptdokument“ und „Unterstützende Dokumente“. Unter dem Punkt „Hauptdokument“ wird angegeben, aus welcher Verfahrensunterlage die unter dem nächsten Abschnitt „Beschreibung der Aussage“ aufgeführten Informationen primär stammen. Der Punkt „Unterstützende Dokumente“ führt weitere Verfahrensunterlagen auf, die zur Beschreibung oder zur Bewertung auf diesem Bewertungsformular herangezogen wurden. Zusätzliche Literaturstellen, die zur Bewertung herangezogen wurden, aber die keine Verfahrensunterlagen sind, werden am Ende des Formulars im Abschnitt „Literatur“ aufgeführt (siehe unten).

Es wird in diesem Abschnitt nicht das vollständige Zitat aufgeführt, sondern lediglich die Nummer der Verfahrensunterlage entsprechend der Liste relevanter Unterlagen, die vom Auftraggeber zur Verfügung gestellt wurde (siehe Anhang A).

3.2.4 Beschreibung der Aussagen

Die Aussagen aus den Verfahrensunterlagen bezüglich des Themas des Bewertungsformulars werden in diesem Abschnitt kurz zusammengefasst. Falls das Bewertungsformular keine weiteren Unterebenen mehr besitzt, dann werden auch alle Aussagen eventuell anderer mitberücksichtigter Quelldokumente, z.B. Messdaten, Beschreibungen der Geologie usw. in diesem Abschnitt mit angegeben.

Die Beschreibung der Aussagen enthält Meinungen und Schlussfolgerungen des Antragstellers oder der Genehmigungsbehörde bzw. deren Gutachter aus den Verfahrensunterlagen zum Endlager Konrad. Seitens der Gutachter der ÜSiKo enthält dieser Abschnitt keine Bewertungen, sondern höchstens Erläuterungen. Die Bewertungen und Meinungen der Gutachter der ÜSiKo sind im übernächsten Abschnitt „Bewertung der Gültigkeit der Information“ angegeben.

Die Aussagen des Antragstellers oder der Genehmigungsbehörde wurden mit dem Ziel zusammengefasst, diese nicht zu verfälschen. Deshalb enthält dieser Abschnitt häufig auch wörtliche Zitate aus den aufgeführten Ursprungsdokumenten der Verfahrensunterlagen. Die wörtlichen Zitate werden dabei in den Anlagen B bis H nicht gesondert gekennzeichnet.

3.2.5 Eingehende standortspezifische Informationen

Manche der unter „Beschreibung der Aussagen“ aufgeführten Informationen und Aussagen beruhen auf Annahmen zu Gegebenheiten, die zum Zeitpunkt der ÜSiKo noch nicht abschließend feststehen. Diese Annahmen sind teilweise durch Festlegungen im PFB bindend festgeschrieben, andere können sich durch fehlende Vorgaben bei der Erstellung und dem Betrieb des Endlagers bis zum Beginn der Nachbetriebsphase prinzipiell noch ändern. Ein Beispiel ist das Inventar der eingelagerten Abfälle. Das maximal einzulagernde Volumen der Abfälle und die maximale Aktivität einzelner Radionuklide im Endlager sind durch den PFB begrenzt. Für den Großteil der Radionuklide gibt es allerdings keine direkte Begrenzung des Inventars. Falls diese Radionuklide bei einem in der ÜSiKo zu bewertenden Themenbereiche eine Rolle spielen, z. B. bei der Wärmeproduktion, dann können Bewertungen in der ÜSiKo über die Gültigkeit der Aussagen bezüglich dieses Themas in den Verfahrensunterlagen nur unter der Voraussetzung gemacht werden, dass die eingehenden Annahmen in der Zukunft tatsächlich eingehalten werden.

Informationen, die zum Zeitpunkt der Durchführung der ÜSiKo noch nicht feststehen, betreffen Details der zukünftigen Ausgestaltung des Endlagers (z. B. die in den Einlagerungsfeldern eingebrachte Menge an Zementversatz) und Details über die zukünftige Beschaffenheit der Abfälle (z. B. enthaltene Menge an Metallen, Komplexbildnern oder bestimmten Radionukliden). Aus diesem Grund enthält dieser Abschnitt als Bewertungsfeld zwei Ankreuzfelder,

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

bei denen angekreuzt wird, ob die Aussage von standortspezifischen Informationen über die Abfälle oder das Grubengebäude abhängt, die sich in Zukunft noch verändern können. Gegebenenfalls wird in diesem Abschnitt zusätzlich ein beschreibender Text eingefügt, welche Abhängigkeit besteht.

3.2.6 Bewertung der Gültigkeit der Information

In diesem Abschnitt erfolgt die Bewertung der unter dem Abschnitt „Beschreibung der Aussagen“ zusammengefassten Informationen zu dem betrachteten Thema des Bewertungsformulars aus Sicht der Gutachter der ÜSiKo. Die Bewertung beinhaltet eine Aussage, ob die Informationen in den Verfahrensunterlagen ausreichend belegt sind und ob sie dem Stand von W&T entsprechen. Ist dies nicht der Fall, wird die Abweichung als Delta bezeichnet und dokumentiert. Die Bewertung der Deltas in den drei bearbeiteten Themengebieten erfolgt anhand folgender Indikatoren in Bezug auf die Sicherheitsaussage:

- Langzeitsicherheitsanalyse: Die potenzielle zukünftige Strahlenexposition der Bevölkerung durch die Freisetzung von Radionukliden (bezüglich des radiologischen Bewertungsmaßstabs vergleiche Kapitel 4.1)
- Kritikalität in der Nachbetriebsphase: Das Erreichen eines Zustandes einer sich selbst erhaltenden Kettenreaktion
- Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins: Die Erhöhung der Temperatur im Wirtsgestein über eine Temperaturdifferenz von 3 Kelvin hinaus.

Ein Delta gilt als sicherheitsrelevant, sobald der jeweilige Indikator durch das Delta in negativer Weise beeinflusst wird, d. h. eine höhere Strahlenexposition, die mögliche Ansammlung einer kritischen Masse oder höhere Temperatur im Wirtsgestein bewirkt. Da in der ÜSiKo gemäß dem Auftrag in der ersten Phase keine Modellrechnungen durchgeführt werden sollen, ist eine Quantifizierung der Abweichung im Allgemeinen entweder nur durch Expertenurteil, oder unter Umständen in Einzelfällen durch weniger aufwändige Abschätzungen zu beurteilen. Falls im Rahmen des Umfangs der Arbeiten in der ersten Phase der ÜSiKo nicht zu klären ist, wie groß eine negative Auswirkung eines Deltas ist bzw. ob ein Delta eine negative oder positive Auswirkung auf den Indikator hat, dann ist im Zweifelsfall das Delta für eine zukünftige Quantifizierung in der zweiten Phase vorzusehen.

Eine umfassende Liste der Arten möglicherweise zu identifizierender Deltas wurde zu Beginn dieses Vorhabens der ÜSiKo erstellt und diskutiert. Diese Liste (mit laufender Nummer) umfasst die folgenden Punkte 1 bis 12. Nicht alle Arten dieser Deltas wurden bei der Bewertung tatsächlich auch gefunden.

Im Rahmen der ÜSiKo können durch die Gutachter offene Fragen zu der Richtigkeit der Aussagen in den Verfahrensunterlagen bestehen. Diese Fragen beruhen zwangsläufig auf der Erfahrung der Gutachter auf dem zu begutachtenden Themenbereich und ergeben sich direkt aus der Analyse der Unterlagen. Die Fragen können dabei entweder bereits auf Basis der Informationen zur Zeit des PFV gerechtfertigt sein und müssten somit bereits zur Zeit des PFV bestanden haben, oder können durch neue Erkenntnisse in den bewerteten Themenbereichen verursacht werden. Mögliche Deltas bezüglich der Informationen und Aussagen können die folgenden beiden Punkte betreffen:

1. Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes

Dieses Delta bedeutet, dass die Argumente der in den Verfahrensunterlagen getroffenen Schlussfolgerungen von den Gutachtern nicht nachvollzogen werden können, als nicht stichhaltig angesehen werden, oder aus der Erfahrung der Gutachter aus den Argumenten abweichende Schlussfolgerungen gezogen werden müssen.

2. Delta bezüglich der Konservativität von Annahmen

Dieses Delta bedeutet, dass in den Verfahrensunterlagen Annahmen getroffen werden, die nicht ausreichend begründet sind und dass eine Abweichung von der Annahme zu einer negativen Beeinflussung des Indikators führt. Dies kann insbesondere auch Annahmen betreffen, die in den Verfahrensunterlagen zwar als konservativ benannt werden, aber seitens der Gutachter Grund zu der Annahme besteht, dass auch ungünstigere Annahmen zu berücksichtigen sind.

3. Sonstige Deltas hinsichtlich der Verfahrensunterlagen

Prinzipiell ist es möglich, dass die Verfahrensunterlagen Fehler enthalten, die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens trotz der umfassenden Prüfung nicht entdeckt wurden und die im Rahmen der ÜSiKo erkannt werden. Die Wahrscheinlichkeit, diese Art von Fehlern zu finden, wurde bereits vor Beginn der ÜSiKo als gering eingeschätzt, da zum einen die

Unterlagen im Rahmen des Genehmigungsverfahrens ausgiebig geprüft wurden und zum anderen die Prüfung in der ÜSiKo nicht vollständig alle Verfahrensunterlagen bewerten kann (vgl. Kapitel 3.1).

Als Folge des fortlaufenden nationalen und internationalen Zugewinns in der Erfahrung der Bewertung der Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle ist es möglich, dass heute grundsätzliche Erkenntnisse im Vorgehen bei der Bewertung vorliegen, die zum Zeitpunkt des PFB noch nicht bekannt waren. Mögliche Deltas bezüglich neuer Erkenntnisse im Stand von W&T im Hinblick auf das grundsätzliche Vorgehen bei der Bewertung der Sicherheit eines Endlagers sind:

4. Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien

Die Bewertung der Sicherheit von Endlagern erfolgt anhand von Szenarien, die mögliche zukünftige Entwicklungsmöglichkeiten des Endlagers beschreiben. Die betrachteten Szenarien müssen dabei alle plausiblen Entwicklungsmöglichkeiten abdecken. Werden bei der Bewertung der Sicherheit von Endlagern bestimmte Szenarien nicht betrachtet, dann ist für die dadurch repräsentierte Entwicklungsmöglichkeit die Sicherheit auch nicht nachgewiesen und es besteht eine Schwäche im Sicherheitsnachweis. Dieses Delta benennt Szenarien, die im PFV Konrad nicht in dem heute üblichen Umfang betrachtet wurden, die aber nach heutigem Stand von W&T zu betrachten wären.

5. Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse

Das Wissen über die im Endlager ablaufenden Vorgänge hat sich seit Durchführung des PFV stetig weiterentwickelt. Dieses Delta bedeutet, dass es heute Kenntnisse über relevante Prozesse im Endlager gibt, die für das Endlager Konrad nicht betrachtet wurden. Ein Delta besteht, wenn durch den zusätzlich zu berücksichtigenden Prozess der Indikator für die Sicherheitsaussage beeinflusst werden kann.

6. Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten

Ungewissheiten bezüglich der Eigenschaften von Endlagerkomponenten oder dem Ablauf von Prozessen sind unvermeidbar, und sie werden im Sicherheitsnachweis durch die Betrachtung konservativer (ungünstiger) Modelle oder Parameterwerte beziehungsweise durch Parametervariationen quantifiziert. Dieses Delta bedeutet, dass nach Ansicht der Gutachter in der ÜSiKo die Ungewissheiten bezüglich eines betrachteten Prozesses nach dem Stand von W&T größer sind, als im PFV Konrad angenommen wurde und dadurch der Indikator für die Sicherheitsaussage beeinflusst werden kann.

7. Neue Entwicklungen betreffend Analysemethoden

Die Methodik zur Analyse, Quantifizierung und Bewertung der im Endlager ablaufenden Vorgänge oder zur Bestimmung von relevanten Parametern des Endlagersystems hat sich seit Durchführung des PFV stetig weiterentwickelt. Dieses Delta bedeutet, dass es nach dem Stand von W&T neue Analysemethoden gibt, durch die neue Erkenntnisse über die Eigenschaften des Endlagersystems oder die darin ablaufenden Prozesse gewonnen werden können und das weiterhin davon auszugehen ist, dass diese Erkenntnisse den Indikator für die Sicherheitsaussage beeinflussen können.

8. Neue Entwicklungen betreffend Analysewerkzeugen

Die Werkzeuge zur Analyse der im Endlager ablaufenden Vorgänge oder zur Bestimmung von relevanten Parametern des Endlagersystems haben sich seit Durchführung des PFV stetig weiterentwickelt. Dies betrifft in besonderem Maße die numerischen Rechenpro-

gramme, die durch die wesentlichen Entwicklungen in der Computertechnik erheblich leistungsfähiger geworden sind. Dieses Delta bedeutet, dass es nach dem Stand von W&T neue oder wesentlich leistungsfähigere Analysewerkzeuge gibt, durch die neue Erkenntnisse zu den Eigenschaften des Endlagersystems oder über die darin ablaufenden Prozesse gewonnen werden können, und dass weiterhin davon auszugehen ist, dass diese Erkenntnisse den Indikator für die Sicherheitsaussage beeinflussen können.

Für die fünf genannten möglichen Deltas bezüglich des grundsätzlichen Vorgehens bei der Bewertung der Sicherheit eines Endlagers besteht die Schwierigkeit, den Stand von W&T zu definieren, mit dem der Stand von W&T im PFV verglichen wird. Der anzusetzende Stand von W&T muss dabei ausreichend qualitätsgesichert sein, um für ein Genehmigungsverfahren einsetzbar zu sein. Neueste Forschungsergebnisse oder z. B. numerische, computergestützte Rechenmethoden sind unter Umständen noch nicht ausreichend qualifiziert und müssen daher eher als zukünftige Entwicklungen und nicht als Stand von W&T angesehen werden. Methoden und Daten die in Verfahren zu anderen nationalen und internationalen Endlagerstandorten bereits angewendet werden, können dagegen im Allgemeinen als Stand von W&T angesehen werden, insofern sie auf das Endlager Konrad übertragbar sind. Eine eindeutige Referenz für den Stand von W&T kann nicht definiert werden. Letztendlich muss der Stand von W&T für jede Fragestellung separat festgelegt werden, und diese Festlegung ist als Expertenmeinung anzusehen und vom Wissensstand der Bearbeiter abhängig.

Aus Untersuchungen am Standort oder in nationalen oder internationalen Forschungsprogrammen können unter Umständen neue Daten oder Informationen erhoben worden sein, die zum Zeitpunkt des PFV noch nicht vorlagen und die heute für das Endlager Konrad angewendet werden können oder müssen. Deltas bezüglich neuer Daten und sonstigen Informationen können die folgenden Bereiche betreffen:

9. Neue Informationen zum Standort

Für den Standort des Endlager Konrads können neue Informationen zum Standort prinzipiell aus Untersuchungen oder Arbeiten für das Endlager Konrad, z. B. im Rahmen der Erstellung neuer Grubenräume, oder durch Erkundungsmaßnahmen zu anderen Zwecken vorliegen. Ein Delta besteht, falls davon ausgegangen wird, dass die neuen Informationen den Indikator für die Sicherheitsaussage beeinflussen können. Standortabhängige Informationen müssen dabei vorrangig vom Auftraggeber zur Verfügung gestellt werden.

10. Neue Informationen zu vergleichbaren Standorten

An anderen Standorten können Informationen zu Prozessen oder Daten gewonnen worden sein, die auf Grund der ähnlichen Situation oder ähnlicher Eigenschaften auf das Endlager Konrad übertragbar sind. Ein Beispiel könnten Vorgänge in zementierten Abfällen sein, die nur geringfügig von den geologischen Gegebenheiten am Standort beeinflusst werden. Ein Delta besteht, falls davon ausgegangen wird, dass die neuen Informationen den Indikator für die Sicherheitsaussage beeinflussen können. Informationen zu vergleichbaren Standorten können nur dann berücksichtigt werden, falls das Wissen darüber im Konsortium vorliegt, das diesen Auftrag der ÜSiKo bearbeitet.

11. Neue Informationen zu standortunabhängigen Daten

Die Datenbasis standortunabhängiger Daten kann sich auf Grund der Entwicklung im Stand von W&T gegenüber der Zeit des PFV unterscheiden. Ein Beispiel ist die Halbwertszeit des Radionuklids Se-79. Neue Erkenntnisse bezüglich der Halbwertszeit von Se-79 wurden bereits zum Ende des PFV bekannt und berücksichtigt. Ein Delta besteht, falls davon ausgegangen wird, dass die neuen Informationen den Indikator für die Sicherheitsaussage beeinflussen können.

12. Neue Informationen zum Prozessverständnis

Das Wissen über die im Endlager ablaufenden Vorgänge hat sich seit Durchführung des PFV stetig weiterentwickelt. Dieses Delta bedeutet, dass sich das Prozessverständnis nach dem Stand von W&T für einen der betrachteten Prozesse so weiterentwickelt oder gewandelt hat, dass von einem signifikant anderen Prozessablauf auszugehen ist. Ein Delta besteht, wenn durch den geänderten Prozessablauf der Indikator für die Sicherheitsaussage beeinflusst werden kann.

Der Abschnitt über die Bewertung der Gültigkeit der Informationen enthält an seinem Ende ein Bewertungsfeld, in dem das Fazit der Bewertung formal festgehalten wird. Das Bewertungsfeld beinhaltet zwei Ankreuzfelder, in denen angegeben wird, ob ein Delta identifiziert wurde (Ja oder Nein). In einer ersten Auswahlliste ist eine von vier vorgegebenen Möglichkeiten auszuwählen. Falls kein Delta identifiziert worden ist sind dies:

- Aussage ist mit dieser Ebene ausreichend belegt

Diese Auswahl bedeutet, dass nach Meinung der Gutachter die auf diesem Bewertungsformular beschriebenen Aussagen in den Verfahrensunterlagen dem Stand von W&T in ausreichendem Umfang entsprechen.

- Aussage ist mit Berücksichtigung weiterer Ebenen ausreichend belegt

Diese Auswahl bedeutet, dass nach Meinung der Gutachter die auf diesem Bewertungsformular beschriebenen Aussagen in den Verfahrensunterlagen, unter Hinzuziehung weiterer Informationen, dem Stand von W&T in ausreichendem Umfang entsprechen. Für die zur Bewertung hinzugezogenen weiteren Informationen wurde kein zusätzliches Bewertungsformular erstellt.

- Weitere Ebenen werden betrachtet

Diese Auswahl bedeutet, dass eine Bewertung der auf diesem Bewertungsformular beschriebenen Aussagen in den Verfahrensunterlagen auf dieser Ebene nicht durchgeführt werden kann. Es werden weitere Bewertungsformulare auf der nächsten Ebene erstellt, mit Hilfe derer die Bewertung durchgeführt wird.

Falls ein Delta identifiziert wurde, dann wird der folgende Eintrag aus der Auswahlliste gewählt

- Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von W&T identifiziert

und es wird in einer zweiten Auswahlliste die Art des Deltas festgelegt. Die zweite Auswahlliste enthält 12 vorgegebene Auswahlmöglichkeiten, die den im obigen Text beschriebenen möglichen Arten von Deltas entsprechen.

3.2.7 Empfehlung zum Umgang mit dem Delta

Der Abschnitt zur Empfehlung zum Umgang mit dem Delta wird nur dann ausgefüllt, falls in dem letzten Abschnitt zur Bewertung der Gültigkeit der Information ein Delta identifiziert wurde und dieses Delta einen sicherheitsrelevanten Einfluss auf den Indikator haben kann.

Nach Möglichkeit wird bereits in dieser Phase der ÜSiKo eine quantitative Bewertung der Relevanz des Deltas im Hinblick auf die Sicherheit vorgenommen. Diese Bewertung kann Informationen zu Analysen aus anderen Literaturquellen verwenden, oder einfache rechnerische Abschätzungen mit einbeziehen. Falls die Auswirkung des Deltas nicht abschließend bewertet werden kann, oder die

Bewertung ergibt, dass das Delta den Indikator in negativer Weise beeinflussen kann, dann werden zusätzliche Arbeiten für die zweite Phase der ÜsiKo vorgeschlagen. Falls die Bewertung des Deltas ergibt, dass die Auswirkungen des Deltas ausreichend abgeschätzt werden können und keine weiteren Arbeiten in der zweiten Phase vorgenommen werden müssen, dann muss für diese Bewertung eine belastbare Begründung angeführt werden. Folgende Alternativen können bei der Empfehlung mit dem Umgang des Deltas prinzipiell auftreten:

- Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Es wurde festgestellt, dass das Delta einen sicherheitsrelevanten Einfluss auf den Indikator haben kann, dass aber ohne zusätzliche Untersuchungen keine quantitative Aussage zu der Auswirkung des Deltas getroffen werden kann. Es werden Untersuchungen für die weitere Bearbeitung in der ÜsiKo vorgeschlagen.

- Einfluss des Deltas auf die Sicherheitsaussage ist nach Expertenmeinung nicht signifikant, keine Überarbeitung notwendig

Es wurde festgestellt, dass das Delta einen Einfluss auf den Indikator haben kann. Dieser Einfluss ist aber nicht sicherheitsrelevant, da sich entweder die Bewertungsgröße durch den Einfluss nicht signifikant ändert, oder der Einfluss des Deltas auf die Bewertungsgröße bereits durch eine Abschätzung so weit eingegrenzt werden kann, dass nachweisbar keine wesentlichen negativen Auswirkungen auf den Indikator hat. Dies setzt voraus, dass die Auswirkungen des Deltas bereits belastbar quantitativ abgeschätzt werden können. In diesem Fall sind keine weiteren Arbeiten in der zweiten Phase der ÜsiKo notwendig.

Eine Möglichkeit für diese Art von Bewertung ist zum Beispiel, wenn der Einfluss des Deltas durch bestehende Betrachtungen zur Ungewissheit in den Verfahrensunterlagen bereits abgedeckt ist, oder aus diesen abgeschätzt werden kann.

Der Abschnitt über die Empfehlung zum Umgang mit dem Delta enthält am Ende ein Bewertungsfeld, in dem das Fazit der Empfehlung formal festgehalten wird. Das Bewertungsfeld beinhaltet zwei Ankreuzfelder, in denen angegeben wird, ob zusätzliche Arbeiten empfohlen werden (Ja oder Nein). In einer Auswahlliste ist eine von zwei vorgegebenen Möglichkeiten auszuwählen, die den oben angegebenen Spiegelstrichen entsprechen.

3.2.8 Literatur

Falls für die Bewertung der Gültigkeit der Informationen, oder für die Empfehlung zum Umgang mit dem Delta, Literatur zitiert wurde, die nicht Teil der Verfahrensunterlagen zum Endlager Konrad ist, dann werden die Literaturzitate in diesem Abschnitt aufgeführt.

Nummer:
1
Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0
Titel:
Ursprungsdokument(e):
Hauptdokument: P 1
Unterstützende Dokumente:
Beschreibung der Aussagen:
Eingehende standortspezifische Informationen:
☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude
Bewertung der Gültigkeit der Information:
Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☐
Wählen Sie ein Element aus.
Wählen Sie ein Element aus.
Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:
Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☐
Wählen Sie ein Element aus.
Literatur:

Abb. 3.2 Bewertungsformular zur Analyse der Unterlagen

4 Regulatorische Aspekte

In diesem Kapitel werden übergeordnete regulatorische Aspekte behandelt, die sich nicht direkt aus den Bewertungsformularen zur Analyse der Antragsunterlagen ergeben. Die im Rahmen der ÜSiKo diskutierten regulatorischen Aspekte sind der geltende radiologische Bewertungsmaßstab für die Freisetzung von Radionukliden in die Biosphäre, das zu Grunde liegende Sicherheitskonzept und der Nachweiszeitraum, für den diese anzuwenden sind.

Regulatorische Aspekte sind immer auch das Ergebnis eines politischen Prozesses, der über deren fachlichen Diskurs hinausgeht. Insofern kann eine Bewertung aus der Perspektive der Langzeitsicherheit nur einen Beitrag zur Festlegung der regulatorischen Aspekte liefern. Bei der folgenden Auswertung wird unterstellt, dass die nationalen Regularien und internationalen Empfehlungen in ihrer Bandbreite die Grundlage der Diskussion definieren.

4.1 Radiologischer Bewertungsmaßstab

Das übergeordnete Schutzziel beim Umgang mit radioaktiven Stoffen wird im Atomgesetz (ATG 2017) in §1 Abs. 2 festgelegt, nämlich *„Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu schützen“*. Zum Erreichen des Schutzziels werden in der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV 2017) für die Einwirkung ionisierender Strahlung auf den menschlichen Körper (Strahlenexposition), Grenzwerte der effektiven Dosis von Einzelpersonen der Bevölkerung (Individualdosis) im Kalenderjahr angegeben, die in Sievert (Sv) pro Jahr angegeben werden. Der Grenzwert für die zulässige jährliche effektive Individualdosis wird im PFB als radiologischer Bewertungsmaßstab bezeichnet. Im Folgenden wird dieser kurz als Bewertungsmaßstab bezeichnet.

Für den PFB wird das zu diesem Zeitpunkt gültige Schutzziel für das Endlager Konrad im Anhang 4-19 angegeben: *„Die Basis der Bewertung der Langzeitsicherheit waren die zum Zeitpunkt der Feststellung gültigen gesetzlichen und untergesetzlichen Regelwerke, z.B. Atomgesetz, StrlSchV, Sicherheitskriterien. In ihnen sind die Schutzziele und Bewertungsgrößen, an Hand derer die Sicherheit des Endlagers zu messen ist, dargelegt. Weiterhin wurden die internationalen Regeln und Empfehlungen der IAEA und ICRP beachtet. Als radiologischer Bewertungsmaßstab wurde die Individualdosis von 0,3 mSv/a über den gesamten betrachteten Zeitraum der Nachbetriebsphase zu Grunde gelegt.“*

Bezüglich der Frage nach dem Stand von W&T in Bezug auf den für das Endlager Konrad anzuwendenden Bewertungsmaßstab, sind diejenigen aktuell gültigen nationalen und internationalen Regelungen und Empfehlungen heranzuziehen, in denen Bewertungsmaßstäbe definiert werden. Dabei ist einerseits zu hinterfragen, ob diese Bewertungsmaßstäbe auf den PFB des Endlager Konrad anwendbar sind und andererseits, ob der im PFB definierte Bewertungsmaßstab diesen Regelungen weiterhin entspricht oder nicht. Die einschlägigen zu betrachtenden Regelungen sind:

Nationale Regelungen und Empfehlungen:

- Radiologische Anforderungen an die Langzeitsicherheit des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) (SSK 2010): *„Die potenziellen Strahlenexpositionen in der Nachbetriebsphase sollten eine effektive Individualdosis in Höhe von 0,1 mSv im Jahr bei wahrscheinlichen und 1 mSv im Jahr bei weniger wahrscheinlichen Entwicklungen nicht überschreiten.“*
- Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle (BMU 2010) Abs. 6.2 und 6.3: *„Für die Nachverschlussphase ist nachzuweisen, dass für*

wahrscheinliche Entwicklungen durch Freisetzung von Radionukliden, die aus den eingelagerten radioaktiven Abfällen stammen, für Einzelpersonen der Bevölkerung nur eine zusätzliche effektive Dosis im Bereich von 10 Mikrosievert im Jahr auftreten kann. Dabei sind Einzelpersonen mit einer heutigen Lebenserwartung, die während der gesamten Lebenszeit exponiert werden, zu betrachten. [...] Für weniger wahrscheinliche Entwicklungen in der Nachverschlussphase ist nachzuweisen, dass die durch Freisetzung von Radionukliden, die aus den eingelagerten radioaktiven Abfällen stammen, verursachte zusätzliche effektive Dosis für die dadurch betroffenen Menschen 0,1 Millisievert pro Jahr nicht überschreitet. Dabei sind ebenfalls Einzelpersonen mit einer heutigen Lebenserwartung, die während der gesamten Lebenszeit exponiert werden, zu betrachten.“

- Strahlenschutzverordnung §47 Abs. 1 (StrlSchV 2017): „Für die Planung, die Errichtung, den Betrieb, die Stilllegung, den sicheren Einschluss und den Abbau von Anlagen oder Einrichtungen gelten folgende Grenzwerte der durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser aus diesen Anlagen oder Einrichtungen jeweils bedingten Strahlenexposition von Einzelpersonen der Bevölkerung im Kalenderjahr: [...] Effektive Dosis 0,3 Millisievert.“

Internationale Regelungen und Empfehlungen:

- IAEA Safety Standards Series No. SSR-5 (2011): “The safety objective and criteria for the protection of people and the environment after closure of a disposal facility are as follows: The safety objective is to site, design, construct, operate and close a disposal facility so that protection after its closure is optimized, social and economic factors being taken into account. A reasonable assurance also has to be provided that doses and risks to members of the public in the long term will not exceed the dose constraints or risk constraints that were used as design criteria. The dose limit for members of the public for doses from all planned exposure situations is an effective dose of 1 mSv in a year. To comply with this dose limit, a disposal facility (considered as a single source) is so designed that the calculated dose or risk to the representative person who might be exposed in the future as a result of possible natural processes affecting the disposal facility does not exceed a dose constraint of 0.3 mSv in a year or a risk constraint of the order of 10^{-5} per year.”
- ICRP Publication 122 (2013): “The expected evolution of a geological disposal facility in the distant future should not require active involvement to mitigate the consequences, as this is counter to the principle of avoiding an undue burden on future generations. Therefore, the Commission continues to support its recommendations in [...] that either a dose constraint of $0.3 \text{ mSv year}^{-1}$ (for the expected evolution scenario) or an annual risk constraint of $1 \cdot 10^{-5}$ be used for potential exposures from the emplaced waste.”

Die dem PFB zu Grunde liegenden Sicherheitskriterien (siehe oben) sind die „Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk“ des Bundesministeriums des Innern (BMI) vom 20. April 1983 (RS-Handbuch 3.13). Darin heißt es im Kapitel 2 mit dem Titel Schutzziele: „Auch nach der Stilllegung dürfen Radionuklide, die als Folge von nicht vollständig ausschließbaren Transportvorgängen aus einem verschlossenen Endlager in die Biosphäre gelangen können, nicht zu Individualdosen führen, die die Werte des § 45 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) überschreiten.“ In der zu dem Zeitpunkt der Erstellung des PFV gültigen Strahlenschutzverordnung (StrlSchV 1997) wurde in § 45 Abs. 1 ein Grenzwert für die effektive Individualdosis von $3 \cdot 10^{-4} \text{ Sv/a}$ festgelegt. Dieser Wert entspricht dem im PFB angegebenen Grenzwert.

Die Sicherheitsanforderungen des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit von 2010 beziehen sich ausschließlich auf die Endlagerung „wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle“ (BMU 2010). Dies trifft auf die Abfälle im Endlager Konrad explizit nicht zu, da in diesem

entsprechend dem PFB ausschließlich „Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung“ endgelagert werden. Es gibt keine neuen Sicherheitsanforderungen für Endlager mit Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung.

Die in den Sicherheitskriterien von 1983 angesprochene Strahlenschutzverordnung wurde seit dem Zeitpunkt der Festlegung des Bewertungsmaßstabs für das Endlager Konrad im PFB aktualisiert. Der in den Sicherheitskriterien angesprochene §45 entspricht in der aktuellen Strahlenschutzverordnung dem §47 (siehe oben). Der darin angegebene Bewertungsmaßstab von $3 \cdot 10^{-4}$ Sv/a ist weiterhin gültig. Der Anwendungsbereich für diesen Bewertungsmaßstab schließt nach § 2 Absatz 1 Nummer 1 c der Strahlenschutzverordnung die Endlagerung radioaktiver Abfälle mit ein. Der Bewertungsmaßstab des PFB von $3 \cdot 10^{-4}$ Sv/a entspricht weiterhin den Grundlagen der Strahlenschutzverordnung.

Die wissenschaftliche Diskussion zum Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben, als weiteres Endlager in Deutschland für vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle hat in Stellungnahmen der Strahlenschutzkommission (SSK 2010) (siehe oben), und der ESK (2013) einen von der Strahlenschutzverordnung abweichenden Bewertungsmaßstab vorgeschlagen, nämlich einen um einen Faktor drei geringeren Wert von $1 \cdot 10^{-4}$ Sv/a. Dieser Bewertungsmaßstab ist auf Grund der wissenschaftlichen Diskussion als Grundlage für den Bewertungsmaßstab für das Endlager Konrad anzusehen.

Dieser Bewertungsmaßstab genügt auch den internationalen Empfehlungen der IAEA und ICRP (s.o.). Der Unterschied zwischen dem vorgeschlagenen Wert von $1 \cdot 10^{-4}$ Sv/a und dem bisherigen Wert von $3 \cdot 10^{-4}$ Sv/a bedeutet auf Grund der Bandbreite der Ungewissheiten der Langzeitsicherheitsanalyse keinen wesentlichen Unterschied in der Sicherheitsaussage.

In Abb. 4.1 sind die verschiedenen im Text genannten Bewertungsmaßstäbe einander gegenübergestellt. Zum Vergleich sind in dieser Abbildung zusätzlich die mittlere natürliche jährliche Strahlenexposition der Bevölkerung in Deutschland gemäß BfS (2018) und die in ICRP-104 (ICRP 2007b) eingeführte triviale Dosis zur Freigabe aus der Überwachung mit aufgeführt.

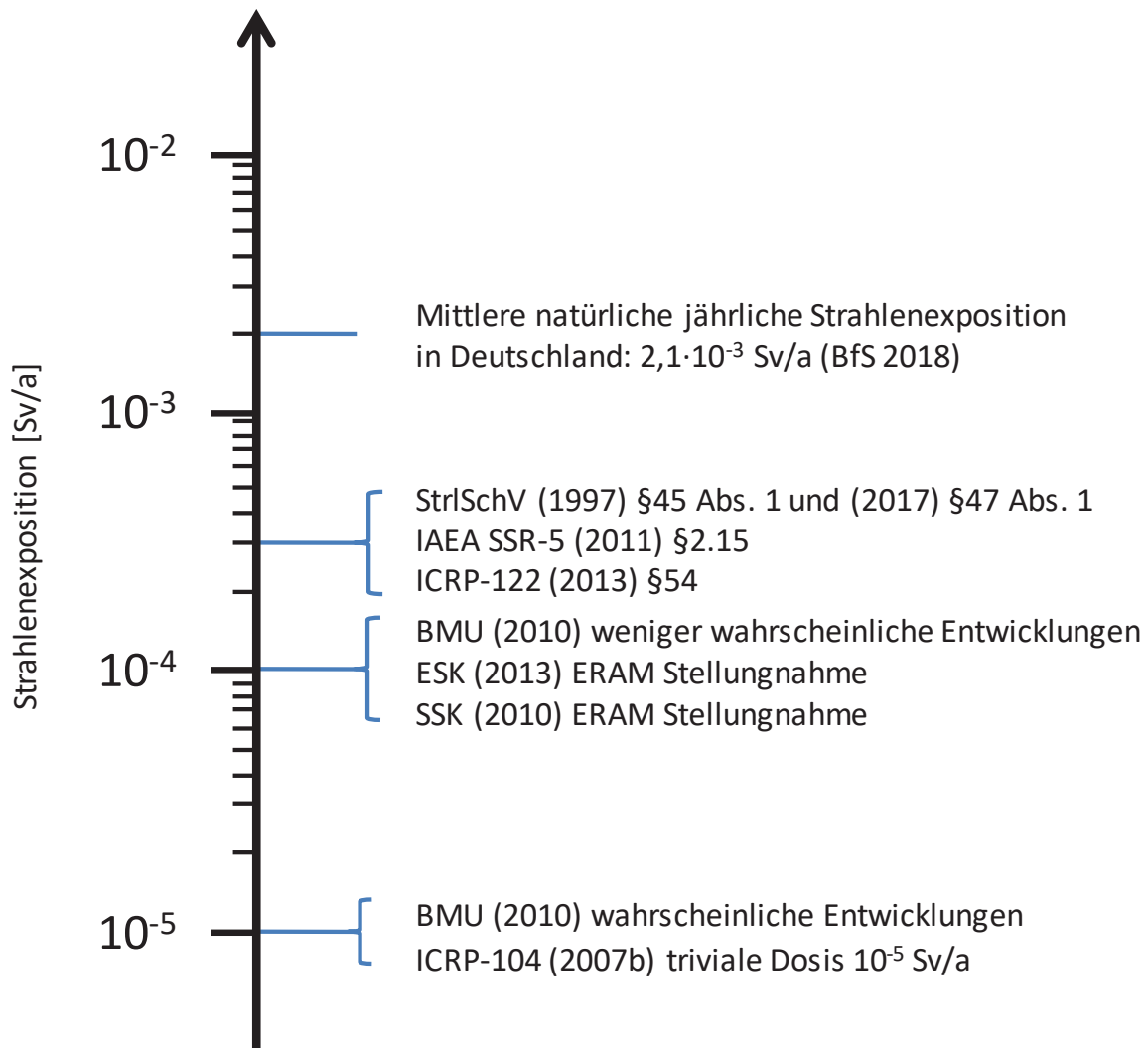


Abb. 4.1 Nationale und internationale Vorgaben und Empfehlungen für radiologische Bewertungsmaßstäbe im Vergleich mit der natürlichen jährlichen Strahlenexposition in Deutschland (BFS 2018) und der trivialen Dosis nach ICRP-104 (2007b)

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Der radiologische Bewertungsmaßstab des PFB von $3 \cdot 10^{-4}$ Sv/a entspricht weiterhin dem Stand der

4.2 Sicherheitskonzept

Zielsetzung der Endlagerung von radioaktiven Abfällen in tiefen geologischen Formationen ist die langfristige und nachsorgefreie Isolation der Abfälle von der Biosphäre, um das übergeordnete Ziel gemäß dem Atomgesetz (ATG 2017) §1.2 zu erreichen, nämlich *„Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu schützen“*.

Das Sicherheitskonzept für ein Endlager beschreibt im Allgemeinen, durch welche geologischen Gegebenheiten und technischen Maßnahmen die geforderte Sicherheit für das Endlager am betrachteten Standort erreicht und langfristig gewährleistet werden kann. Für das Endlager Konrad soll gemäß dem PFB die langfristige Isolation der Abfälle von der Biosphäre durch die geologischen Barrieren gewährleistet werden, die die Wirtsgesteinsformation über- und unterlagern. Die Verbreitung der Barrierschichten wurde durch die seismischen Messungen in Kombination mit Bohrlochprofilen über die Grenzen des Modellgebiets hinaus nachgewiesen (siehe auch Kapitel 2.2). Die Überdeckung des Wirtsgesteins durch die Schichten Wealden bis Apt ist demnach an keiner Stelle geringer als etwa 170 m und zusätzlich besteht eine Überdeckung durch das Alb von mindestens etwa 210 m Mächtigkeit. Das Konzept für die Verfüllung der Schächte sieht für die Unterkreide eine mineralische Abdichtung vor, an die hohe Anforderungen bezüglich der Abdichtwirkung gestellt werden.

In der internationalen Diskussion und den internationalen Regelungen (IAEA 2011) wurde neben der Forderung nach der Isolation der Radionuklide von der Biosphäre (Anforderung 9) auch eine zusätzliche Forderung nach dem Einschluss der Radionuklide durch die geotechnischen Barrieren und das Wirtsgestein erhoben (Anforderung 8). Durch den Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd 2002) wurde der Begriff des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs (ewG) eingeführt. Durch den ewG soll der Einschluss der Radionuklide gewährleistet werden. Dem Einschlussvermögen durch die geologische Formation oder Teile der geologischen Formation wird dabei die primäre Barrierefunktion zugewiesen.

In den Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle (BMU 2010) und im Standortauswahlgesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle (StandAG 2017) wird das Konzept des ewG übernommen, und dieser wird folgendermaßen definiert: *„Der einschlusswirksame Gebirgsbereich ist der Teil des Endlagersystems, der im Zusammenwirken mit den technischen Verschlüssen (Schachtverschlüsse [...]) den Einschluss der Abfälle sicherstellt.“* und weiterhin: *„Als Einschluss wird eine Sicherheitsfunktion des Endlagersystems bezeichnet, die dadurch charakterisiert ist, dass die radioaktiven Abfälle in einem definierten Gebirgsbereich so eingeschlossen sind, dass sie im wesentlichen am Einlagerungsort verbleiben und allenfalls geringe definierte Stoffmengen diesen Gebirgsbereich verlassen.“*

Weiterhin werden im Standortauswahlgesetz, im Hinblick auf die Einschlusswirkung und das Isolationsvermögen des ewG und deren Erhaltung, Ausschlusskriterien (A) und Mindestanforderungen (M) gestellt. Die Kriterien aus § 22 und 23 (StandAG 2017) sind:

- keine großräumigen Vertikalbewegungen von mehr als 1 mm pro Jahr (A1),
- keine aktiven Störungszonen jünger als 34 Millionen Jahre (A2),
- kein Einfluss aus gegenwärtiger oder früherer bergbaulicher Tätigkeit, so dass daraus negative Einflüsse auf den Spannungszustand und die Permeabilität des Gebirges im Bereich des ewG oder des vorgesehenen Endlagerbereichs zu besorgen sind (A3),
- keine örtliche seismische Gefährdung größer als in Erdbebenzone 1 (A4),

- kein quartärer Vulkanismus und es ist zukünftig keine vulkanische Aktivität zu erwarten (A5),
- die Abwesenheit junger Grundwässer (A6),
- die Gebirgsdurchlässigkeit im ewG beträgt weniger als $k_f = 10^{-10}$ m/s; die Erfüllung des Kriteriums kann auch durch den Einlagerungsbereich überlagernde Schichten nachgewiesen werden (M1),
- der Gebirgsbereich, der den einschlusswirksamen Gebirgsbereich aufnehmen soll, muss mindestens 100 Meter mächtig sein (M2),
- eine minimale Teufe von 300 m (M3),
- ein ausreichend ausgedehnter Gebirgsbereich zur Aufnahme des Endlagers (M4) und
- der Erhalt der Barrierewirkung über einen Zeitraum von einer Million Jahre (M5).

Das Standortauswahlgesetz, die Sicherheitsanforderungen und somit auch die Anforderungen an einen ewG beziehen sich ausschließlich auf die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle. Dies trifft auf die Abfälle im Endlager Konrad explizit nicht zu, da in diesem laut PFB ausschließlich Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung endgelagert werden. Weiterhin ist das Genehmigungsverfahren für das Endlager Konrad zu einer Zeit durchgeführt worden, zu der das Konzept des ewG noch nicht eingeführt worden war. Da durch das Standortauswahlgesetz und die Sicherheitsanforderungen Endlager für vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle nicht betroffen sind, muss das Endlager Konrad die Anforderungen an den ewG aus formaler Sicht nicht erfüllen.

Die herausragende Stellung, die der ewG durch die genannten nationalen Regelungen im Sicherheitskonzept für Endlager erhält, lässt es dennoch sinnvoll erscheinen, die Anwendbarkeit des ewG-Konzepts für das Endlager Konrad nachträglich zu diskutieren. Eine ähnliche Fragestellung hat sich für das Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) ergeben, und es heißt in einer Stellungnahme der Entsorgungskommission zum Langzeitsicherheitsnachweis für das ERAM (ESK 2013): *„Der Leitgedanke des ewG ist ein zentrales Element der Sicherheitsanforderungen [...]. Der materielle Geltungsbereich dieser Anforderungen bezieht sich ausschließlich auf neu zu errichtende Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle. Beim ERAM handelt es sich um eine Anlage mit gegebenen Randbedingungen ohne Wärme entwickelnde Abfälle. [...] Für einen dem nach Stand von Wissenschaft und Technik geführten Langzeitsicherheitsnachweis ist von grundlegender Bedeutung, dass wesentliche Anteile der Radionuklide in tiefen geologischen Strukturen eingeschlossen werden. Aus Sicht der ESK ist daher eine inhaltliche Auseinandersetzung mit dem Konzept des ewG erforderlich um darzulegen, in welchem Umfang die Nachweisführung an diesen Grundgedanken angelehnt werden kann.“* Demzufolge wird eine Auseinandersetzung mit dem ewG-Konzept auch für das Endlager Konrad als Stand von Wissenschaft und Technik angesehen und das Fehlen dieser Auseinandersetzung als Delta identifiziert, obwohl das ewG-Konzept zur Zeit des Genehmigungsverfahrens für das Endlager Konrad noch nicht eingeführt war.

Die folgenden Überlegungen und Ausführungen werden angestellt, um die Auswirkungen des identifizierten Deltas abzuschätzen und eine Empfehlung für das weitere Vorgehen aussprechen zu können.

Für das Endlager Konrad sind die genannten Anforderungen an den ewG nicht direkt übertragbar, da die Isolation der Radionuklide von der Biosphäre im Sicherheitskonzept nicht allein vom Wirtsgestein selbst erreicht wird, sondern primär durch die über- und unterlagernden gering durchlässigen Gesteinsschichten. Dies bedeutet für die oben angegebenen Anforderungen:

- A1: Entsprechend der geologischen Langzeitprognose für den Standort Konrad beträgt die vertikale Hebungsgeschwindigkeit maximal 0,1 mm pro Jahr, was auch mit Angaben in (Reinhold et al. 2013) übereinstimmt. Das Kriterium würde nicht zu einem Ausschluss des Standorts führen.
- A2: Die geologischen Daten und Auswertungen belegen, dass sämtliche wesentlichen Störungen älter sind als 35 Millionen Jahre und aus der Trias, dem Jura und der Kreide stammen. Das Kriterium würde nicht zu einem Ausschluss des Standorts führen.
- A3: Einflüsse aus früherer bergbaulicher Tätigkeit auf das Oxford als das Wirtsgestein sind durch den Erzabbau logischerweise vorhanden. Durch die Senkung der hangenden Schichten laut PFB um bis zu 25 cm erfolgt auch ein Einfluss auf die Schichten der Unterkreide. Mögliche Gebirgsverformungen der Barrieregesteine wurden anhand von Bohrungen über einem der Spülversatzfelder untersucht. Dabei haben sich keine Hinweise auf signifikante Verformungen ergeben (P 2 Kapitel 3.1.9.7-12). Negative Einflüsse auf den Spannungszustand oder die Permeabilität des Gebirges mit Bezug auf die Langzeitsicherheit des Endlagers sind dadurch somit nicht zu erwarten.
- A4: Für das Gebiet des Endlager Konrad wird eine sehr geringe Seismizität angenommen. Das Gebiet gehört nach DIN EN 1998-1/NA:2011-01 zu keiner Erdbebenzone. Das Kriterium würde nicht zu einem Ausschluss des Standorts führen.
- A5: Die Voraussetzungen für eine Platznahme magmatischer Körper und ihre Freilegung innerhalb der nächsten Jahrillion sind für die Verhältnisse am Standort Konrad nicht gegeben (Stark et al. 2014). Das Kriterium würde nicht zu einem Ausschluss des Standorts führen.
- A6: Isotopenuntersuchungen an tiefen Grundwässern (EU 200 und EU 301) aus der Schachtanlage Konrad zeigen keine messbaren Gehalte an Tritium oder C-14, hohe Gehalte an radiogenem Helium und signifikante Abweichungen von der üblichen isotopischen Zusammensetzung meteorischer Wässer, was auf Grundwasserverweilzeiten im Wirtsgestein in der Größenordnung von Millionen Jahren hinweist. Das Kriterium würde nicht zu einem Ausschluss des Standorts führen.
- M1: Das Oxford als das Wirtsgestein erfüllt die Mindestanforderung hinsichtlich der hydraulischen Durchlässigkeit der Gesteine selbst nicht. Für das Oxford wird eine Durchlässigkeit für Süßwasser von 10^{-7} m/s angegeben, was nach EU 076.1 in Übereinstimmung mit der Beobachtung der in den Wetterstrom des Grubengebäudes abgegebenen Lösungsmengen steht. Die für das Sicherheitskonzept relevanten Barrieregesteine der Unterkreide erfüllen hingegen die Mindestanforderung mit einer hydraulischen Durchlässigkeit zwischen 10^{-12} und 10^{-10} m/s.
- M2: Die für das Sicherheitskonzept relevanten Barrieregesteine der Unterkreide von Wealden bis Apt erfüllen mit einer Mächtigkeit von mindestens 170 m die Mindestanforderung.
- M3: Die für das Sicherheitskonzept relevanten Barrieregesteine erfüllen die Mindestanforderung durch eine Überdeckung durch das Alb von mindestens 210 m, plus einer Überdeckung durch die Oberkreide von mehr als 100 m (siehe z. B. Abb. 2.2 und Abb. 2.1). Das Wirtsgestein selbst liegt mit einer Einlagerungstiefe von über 800 m noch wesentlich tiefer.
- M4: Der Flächenbedarf des Endlagers spielt nur bei der Standortauswahl eine Rolle. Bei einem bestehenden Endlager und einer nachträglichen Würdigung des ewG-Konzepts ist diese Mindestanforderung nicht anwendbar.

M5: Neuere geowissenschaftliche Langzeitprognosen, die auch den Standort Konrad miteinschließen (Mrugalla 2014) unterstützen die Aussage im PFB, dass relevante Veränderungen der Unterkreide durch kaltzeitliche Prozesse, insbesondere eine schädigende Beeinflussung der Barriereigenschaften, nicht zu erwarten sind. Die Mindestanforderung wird damit erfüllt.

Aus dieser Betrachtung ergibt sich, dass das Wirtsgestein im Einlagerungshorizont die Mindestanforderungen des Standortauswahlgesetzes selbst nicht erfüllt, wohl aber die im Sicherheitskonzept als Barrierschichten genannten Unterkreidetone Wealden bis Apt. Solche Konfigurationen sind nach der Mindestanforderung M1 des Standortauswahlgesetzes ebenfalls zulässig (StandAG 2017).

Die im StandAG berücksichtigten ewG-Konfigurationen basieren auf dem Abschlussbericht des Arbeitskreises Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd 2002). Dies ist insbesondere der Typ Bb, der folgendermaßen beschrieben wird:

„Typ B: Das Wirtsgestein ist hinsichtlich seiner Barrierewirksamkeit kein sicherheitsrelevanter Bestandteil des einschlusswirksamen Gebirgsbereiches. Bei Wirtsgestein und einschlusswirksamem Gebirgsbereich handelt es sich um verschiedene Gesteinskörper mit unterschiedlichen barrierewirksamen Eigenschaften: Der Wirtsgesteinskörper muss vor allem für die Standsicherheit von Endlagerhöhlräumen günstige mechanische Eigenschaften aufweisen und gegenüber Abfallauswirkungen unempfindlich sein, während der umgebende einschlusswirksame Gebirgsbereich günstige barrierewirksame Eigenschaften und große Ausdehnung aufweisen muss. [...]

Typ Bb: Die Umschließung des Wirtsgesteinskörpers durch den einschlusswirksamen Gebirgsbereich ist unvollständig.“

Der Typ Bb (vergleiche Abb. 4.2) entspricht der Konfiguration des Endlagers Konrad. Dieser ewG-Typ ist bei der weiteren Entwicklung der nationalen Regelungen für wärmeentwickelnde Abfälle als weniger günstig eingestuft worden (siehe Anlage 2 im StandAG), da er prinzipielle Nachteile gegenüber den anderen ewG-Typen besitzt, wie bereits im Abschlussbericht des AkEnd (2002) dargelegt wurde:

„Bei Konfigurationstyp Bb kann die Konfiguration allein keinen ausreichenden Beitrag zur "günstigen geologischen Gesamtsituation" leisten, zumindest ist die barrierewirksame Funktion des einschlusswirksamen Gebirgsbereiches aus Anordnung und Ausdehnung der beteiligten Gesteinskörper nicht ohne weiteres abzuleiten. Die "günstige geologische Gesamtsituation" muss sich vielmehr im Wesentlichen aus konfigurationsunabhängigen zusätzlichen Eigenschaften eines Standortes ergeben. Hierzu gehören insbesondere günstige hydraulische Bedingungen (fehlendes/geringes hydraulisches Potenzial) und große Tiefe des Endlagers. Konfigurationstyp Bb weist daher gegenüber Typ Ba und Typ A zweifellos Nachteile auf. In erster Näherung dürfte die einschließende Wirkung einer solchen Konfiguration davon abhängig sein, wie weitgehend das Wirtsgestein vom einschlusswirksamen Gebirgsbereich umschlossen wird und in welcher hydraulischen Position sich die Öffnung(en) im einschlusswirksamen Gebirgsbereich befindet (befinden).“

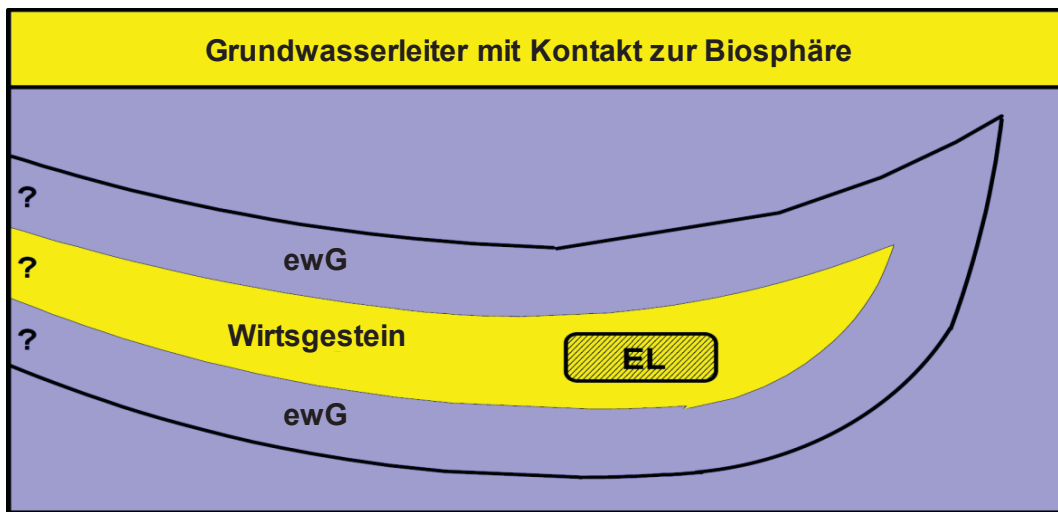


Abb. 4.2 Mögliche Konfiguration des ewG beim Typ Bb (nach AkEnd 2002)
EL = Einlagerungsbereich; ? bedeutet weitere Ausdehnung unbekannt

Das Einschlussvermögen des geologischen Barrierensystems des Endlagers Konrad wird im Folgenden anhand der Ausbreitung der Radionuklide aus dem Endlager beurteilt, und differenzierte Sicherheitsaussagen werden aus der Berechnung von Sicherheits- und Performance-Indikatoren abgeleitet. Dabei wird als Maß für das Schädigungspotenzial eines Gemischs verschiedener Radionuklide die Radiotoxizität in Sievert (Sv) verwendet. Das ist die Äquivalentdosis, die der menschliche Körper durch Aufnahme des Radionuklidgemischs erhält. Die Radiotoxizität ergibt sich durch Multiplikation der einzelnen Radionuklidaktivitäten mit den spezifischen Ingestionsdosiskoeffizienten und anschließende Summation. Die verwendeten Werte für die Ingestionsdosiskoeffizienten sind BMU (2001) entnommen. Sie berücksichtigen sämtliche organschädigenden Wirkungen, die durch Ingestion von 1 Bq eines Radionuklids im menschlichen Körper während eines Zeitraums von 50 Jahren verursacht werden, also auch solche, die auf im Körper entstehende Folgeprodukte zurückzuführen sind.

In Abb. 4.3 ist für den Unterkreidepfad und in Abb. 4.4 für den Oxfordpfad die Radiotoxizitätsverteilung entlang des Transportwegs für jeweils zwei Zeitpunkte dargestellt. Diese sind dabei so gewählt, dass der Erste in der Nähe des Maximums der Radionuklidfreisetzung und der Zweite zum Ende des betrachteten Zeitraums von einer Million Jahre liegen. In den Abbildungen sind die Kurven für das Radionuklid I-129, welches die Dosis in der Biosphäre bestimmt (gestrichelte Linien) und für die Summe aus allen anderen Radionukliden (durchgezogene Linien) getrennt dargestellt. Für den Unterkreidepfad wurden nicht die Ergebnisse der Langzeitsicherheitsanalyse Konrad verwendet, sondern die im Rahmen der ÜSiKo durchgeführten Abschätzungen (siehe Kapitel 6.1.4). Diese berücksichtigen für I-129 keine Sorption in der Oberkreide, da die Behandlung der Sorption in der Oberkreide in den Unterlagen zum PFB als sicherheitsrelevantes Delta identifiziert wurde. Dies führt dazu, dass das I-129 zu einem früheren Zeitpunkt die Biosphäre erreicht, als in der Langzeitsicherheitsanalyse Konrad berechnet. Alle anderen Radionuklide sind davon nicht betroffen und entsprechen den Ergebnissen in der Langzeitsicherheitsanalyse Konrad.

Beide Abbildungen zeigen trotz der unterschiedlichen Ausbreitungspfade qualitativ ähnliche Ergebnisse. Die nicht-sorbierenden Radionuklide (vor allem I-129 und Cl-36) können innerhalb des Zeitraums von einer Million Jahre die Biosphäre erreichen. Dort sind sie für die errechnete Strahlenexposition verantwortlich. Demgegenüber werden die sorbierenden Radionuklide, insbesondere die Aktiniden, in einem begrenzten räumlichen Bereich zurückgehalten. Dieser Bereich entspricht in beiden Fällen etwa einem Drittel des gesamten Transportwegs, was für den Unterkreidepfad etwa eine Entfernung von 1 200 m von 3 800 m und für den Oxfordpfad 11 000 m von 33 300 m bedeutet. Im Fall des Unterkreidepfades werden die sorbierenden Radionuklide im

Zeitraum bis eine Million Jahre vollständig in der Unterkreide zurückgehalten. Im Fall des Oxfordpfades ist bei der Summenkurve für eine Million Jahre noch das durch Tc-99 verursachte lokale Maximum in einem Bereich von 10 000 bis 20 000 m Entfernung auffällig.

Für das Endlager Konrad könnte man folglich den Bereich von etwa 10 km in horizontaler und bis zur Oberkante Unterkreide in vertikaler Ausdehnung um das Endlager herum als ewG definieren. Dieser Bereich wird nicht dem grundlegenden Gedanken der Sicherheitsanforderungen (BMU 2010) nach Konzentration der Abfälle gerecht, er erfüllt aber die Vorgaben des StandAG. Insbesondere ist die Freisetzung aus diesem Bereich geringfügig im Vergleich mit dem bestehenden radiologischen Bewertungsmaßstab (siehe Kapitel 4.1).

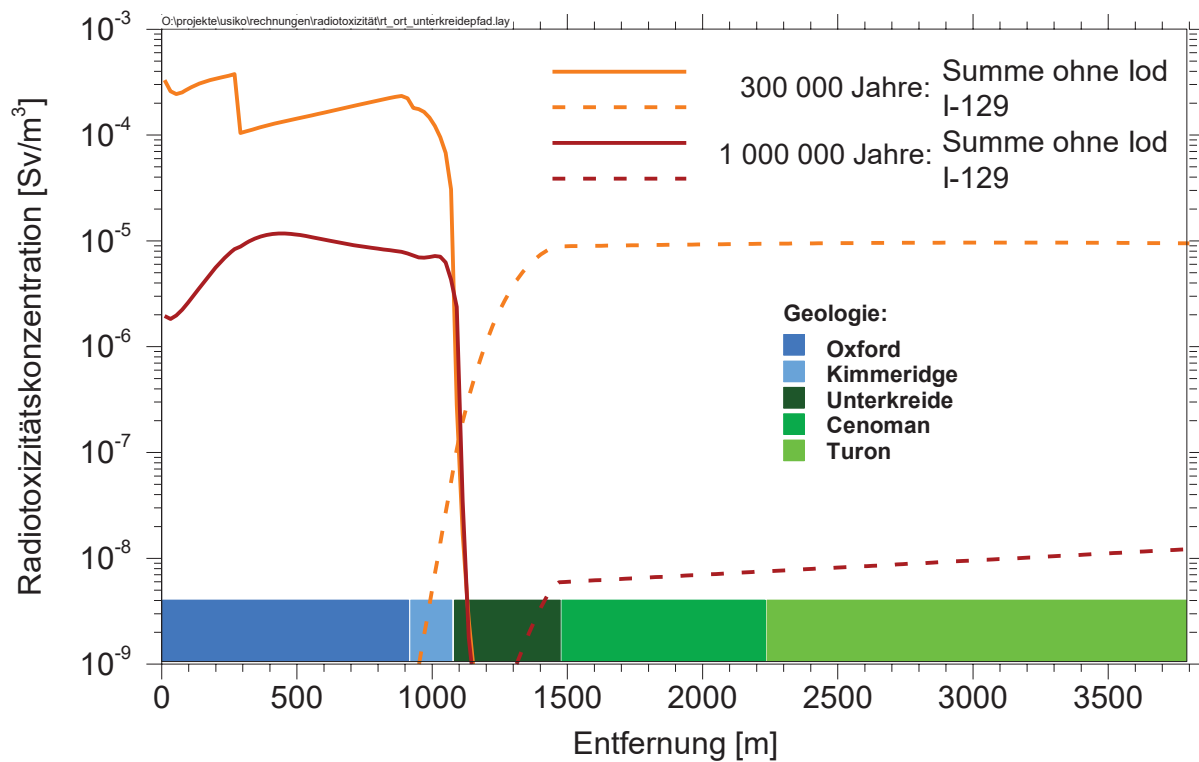


Abb. 4.3 Aus Modellrechnungen bestimmte Radiotoxizitätskonzentration entlang des Transportwegs im Unterkreidepfad (Ia in Abb. 2.3) für die Zeitpunkte 300 000 Jahre (orange) und 1 Million Jahre (rot). Der Beitrag von I-129 ist gestrichelt dargestellt.

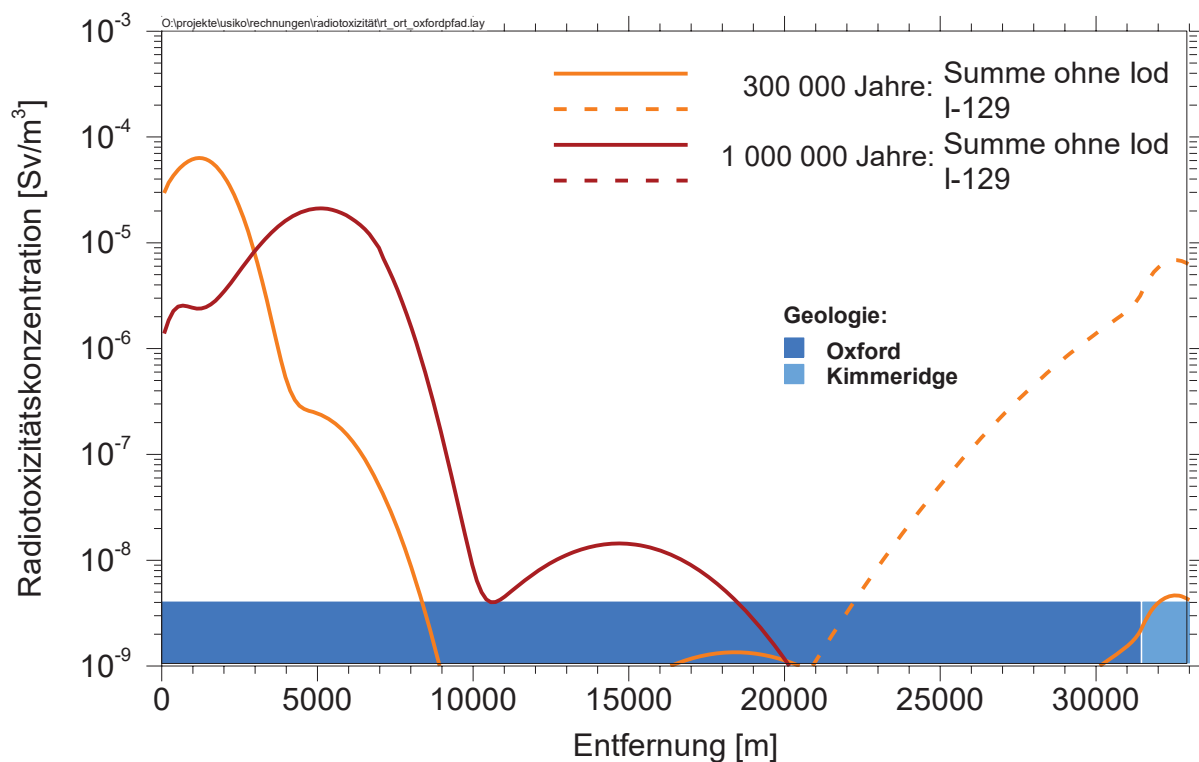


Abb. 4.4 Aus Modellrechnungen bestimmte Radiotoxizitätskonzentration entlang des Transportwegs im Oxfordpfad (Ib in Abb. 2.3) für die Zeitpunkte 300 000 Jahre (orange) und 1 Million Jahre (rot). Der Beitrag von I-129 ist gestrichelt dargestellt.

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Das Sicherheitskonzept für das Endlager Konrad verfolgt eine langfristige Isolation der Radionuklide von der Biosphäre durch eine geologische Barriere und entspricht damit dem Stand von W&T. Das Konzept des ewG, mit seiner besonderen Fokussierung auf den Einschluss der Radionuklide, war zur Zeit des Genehmigungsverfahrens für das Endlager Konrad noch nicht entwickelt. Eine Auseinandersetzung mit dem Konzept des ewG und eine Anlehnung der Nachweisführung an diesen Grundgedanken wird gemäß der Empfehlung der ESK zum ERAM als wichtiger Beitrag für einen Langzeitsicherheitsnachweis angesehen. Nach den oben angeführten Überlegungen ist die Anlehnung an den ewG-Gedanken für den Sicherheitsnachweis für das Endlager Konrad gemäß den Anforderungen des StandAG möglich. Daher wird das Fehlen der Ausweisung eines ewG für das Endlager Konrad nicht als sicherheitsrelevantes Delta angesehen.

4.3 Nachweiszeitraum

Der Nachweiszeitraum ist der Zeitraum, für den die Langzeitsicherheit eines Endlagers nachzuweisen ist (BMU 2010). Damit ist der Nachweiszeitraum für heutige Genehmigungsverfahren eine wichtige regulatorische Randbedingung für den Langzeitsicherheitsnachweis. In den Sicherheitskriterien von 1983 (BML 1983) wird kein Nachweiszeitraum angegeben, und der Nachweiszeitraum für das Endlager Konrad wurde im PFB nicht begrenzt:

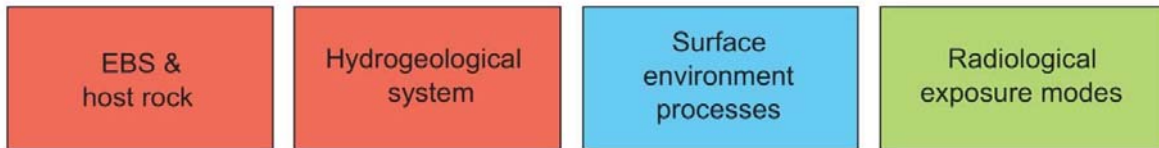
„Durch die geowissenschaftliche Langzeitprognose [...] wird qualitativ nachgewiesen, dass für den erforderlichen Isolationszeitraum von bis zu mehreren 10^5 Jahren keine wesentlichen Veränderungen der für den Radionuklidtransport bedeutsamen Parameter zu erwarten sind, so dass die derzeitigen geologischen und hydraulischen Barriereigenschaften und die Potentialverhältnisse weitgehend erhalten bleiben bzw. nicht signifikant im Hinblick auf eine Schadstofffreisetzung verändert werden. Insoweit ist es auch gerechtfertigt, den deterministischen Modellrechnungen in der Geosphäre die derzeitigen Standortgegebenheiten zugrunde zu legen. Vor diesem Hintergrund wäre auch eine Begrenzung des Nachweiszeitraumes auf 10.000 Jahre nicht begründbar und wurde deshalb nicht durchgeführt.“

Der dabei offensichtlich ebenfalls diskutierte Wert von 10 000 Jahren resultierte aus einem Vorschlag in einer Stellungnahme der RSK und SSK aus dem Jahre 1988 (SSK 1988).

Die Diskussion, ob überhaupt und wenn ja, auf welchen Zeitraum der Nachweiszeitraum für ein Endlager radioaktiver Abfälle begrenzt werden sollte, führt unweigerlich zu einem inhärenten Zielkonflikt in der Argumentation und der Nachweisführung. Je effektiver ein Endlagersystem die Radionuklide einschließt, desto länger dauert es, bis Freisetzungen aus dem Endlager in die Geo- und Biosphäre erfolgen, und für entsprechend lange Zeiträume muss folglich deren Signifikanz bewertet werden. Mit zunehmenden Betrachtungszeitraum nimmt das Gefahrenpotential der eingelagerten Abfälle ab, es steigt aber die Ungewissheit über den Ablauf der zu betrachtenden Prozesse. Dieser Tatsache ist in der Nachweisführung Rechnung zu tragen.

Während – wie auch im PFB angemerkt – über die zukünftige Veränderung der tiefen geologischen Barriere Aussagen über einige hunderttausende von Jahren mit einer hohen Zuverlässigkeit getroffen werden können, sind die Möglichkeiten der Aussagen über oberflächennahe Veränderungen auf Grund der zukünftigen klimatischen Entwicklung inklusive Warm- und Kaltzeiten stärker beschränkt. Über die zu betrachtenden Veränderungen in der Biosphäre, wie z. B. den Ernährungsgewohnheiten der Bevölkerung sind schließlich Aussagen über einen Zeitraum von wenigen zehn Jahren hinaus kaum möglich. Dieser Sachverhalt wird in Abb. 4.5 schematisch dargestellt. Sicherheitsanalysen geben daher immer nur einen Sicherheitsindikator über die zukünftige Entwicklung des Endlagers, sind aber keine Prognose der tatsächlichen zukünftigen Strahlenexposition der Bevölkerung (ICRP 2007a). Zur Überprüfung der Sicherheitsaussage gegenüber dem Regelwerk muss dieser Indikator im Nachweiszeitraum zwangsläufig konservativ sein.

Elements to be represented



Changes acting on these elements

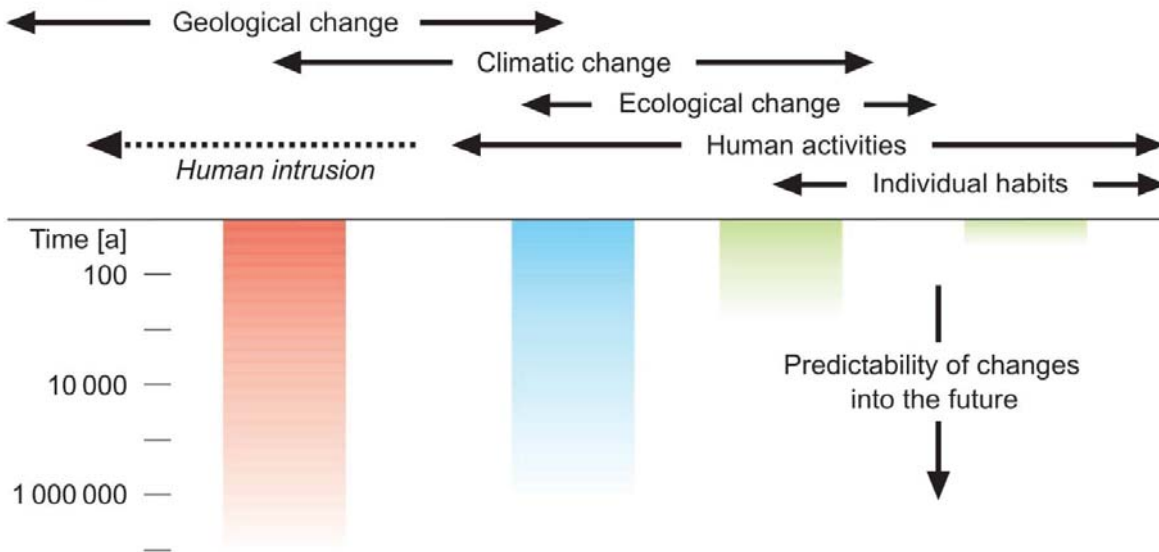


Abb. 4.5 Schematische Darstellung der Grenzen der Vorhersagbarkeit von Prozessen in den Teilbereichen des Endlagersystems (Nagra 2002 nach NEA 1999)

In NEA (2006) wird die Problematik folgendermaßen zusammengefasst:

"The period addressed by safety assessment modelling cannot, for practical reasons, extend indefinitely into the future. The factors considered in determining the overall time frame covered by safety assessment modelling and their weighting can vary considerably between different national regulations and between safety assessments, many being programme and concept specific [...]. Modelling time frames may either be prescribed in regulations or left to the implementer to determine and justify. The time frames covered by modelling in recent safety assessments range from 10 000 years to one hundred million years [...], although a million years seems to be emerging as a commonly accepted time frame in recent safety assessments."

In Tab. 4.1 ist basierend auf einer Tabelle aus (NEA 2006) mit aktualisierten Werten zusammengetragen, welcher Zeitraum in unterschiedlichen europäischen Ländern in Sicherheitsanalysen für Endlager radioaktiver Abfälle betrachtet wurde. Diese Zusammenstellung bestätigt die Aussage des Zitats, dass auf europäischer Ebene ein Nachweiszeitraum von einer Million Jahren üblich ist.

Tab. 4.1: In der Langzeitsicherheitsanalyse betrachtete Zeiträume in verschiedenen europäischen Ländern. HLW = hochaktive Abfälle, LLW = schwachaktive Abfälle

Sicherheits-analyse	Jahr	Land, Abfallart	Betrachteter Zeitraum [a], Bemerkungen	
Wellenberg	1994	Schweiz, LLW	10^6	
SAFIR 2	2001	Belgien, HLW	10^8	Ergebnisse nach 10^6 Jahren haben nur illustrativen Charakter
SMA und HAA Lager	2008	Schweiz, HLW, LLW	10^6 - 10^7	Bis zu 10^6 Jahren ist das geforderte Schutzkriterium nachzuweisen. Für spätere Zeiten sind die radiologischen Auswirkungen mit natürlichen radiologischen Umweltrisiken zu vergleichen.
Nirex GPA	2003	Großbritannien, HLW	10^6	
Dossier Argile	2005	Frankreich, HLW	10^6	
SR-Site	2011	Schweden, HLW	10^6	
Olkiluoto	2012	Finnland, HLW	10^6	
SFR	2014	Schweden, LLW	10^5	
Opera	2017	Niederlande, HLW	10^7	Ergebnisse nach 10^5 Jahren haben eine deutlich höhere Ungewissheit

In den Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle (BMU 2010) und im Standortauswahlgesetz (StandAG 2017) zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle wird ein Nachweiszeitraum von einer Million Jahren festgelegt. Das Standortauswahlgesetz und auch die Sicherheitsanforderungen beziehen sich ausschließlich auf die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle, was auf die Abfälle im Endlager Konrad explizit nicht zutrifft, da in diesem laut PFB ausschließlich Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung endgelagert werden.

Obwohl die Abfälle im Endlager Konrad eine wesentlich geringere Aktivität aufweisen, wird ein Nachweiszeitraum von einer Million Jahre als Stand von W&T angesehen und sollte der Langzeitsicherheitsnachweis für das Endlager Konrad für den Zeitraum von einer Million Jahre einen Nachweis für die Einhaltung des Bewertungsmaßstabs enthalten. Dabei ist in Abhängigkeit des Gefährdungspotentials, der sich im Endlager befindlichen Abfälle mit der Zeit, auch ein Wechsel in der Nachweisführung für spätere Zeiträume möglich (IAEA 2012). Darüber hinaus ist es sinnvoll, wie im internationalen Rahmen häufig praktiziert, zusätzliche Betrachtungen für längere Zeiträume über den Nachweiszeitraum hinaus vorzunehmen, bei diesen aber die zunehmende Ungewissheit der Aussage zu berücksichtigen. Die Einhaltung der Schutzziele anhand des radiologischen Bewertungsmaßstabs über eine Million Jahre hinaus kann aus den genannten Gründen nicht mehr durchgeführt werden. Solche Betrachtungen können lediglich zur Bewertung der Robustheit des Endlagersystems herangezogen werden.

Eine ähnliche Vorgehensweise wird z. B. auch in der Schweiz für schwach-, mittel- und hochradioaktive Abfälle zugrunde gelegt (HSK 2009):

"Für den Nachweiszeitraum ist die zeitliche Entwicklung des radiologischen Gefährdungspotenzials der eingelagerten Abfälle massgebend. Für einen Zeitraum bis zu einer Million Jahren ist im Rahmen des Sicherheitsnachweises zur Bewertung des geforderten Schutzes die Einhaltung der Schutzkriterien nachzuweisen. Für spätere Zeiten ist der Variationsbereich der von einem geologischen Tiefenlager ausgehenden möglichen regionalen radiologischen Auswirkungen unter Berücksichtigung

der inhärent vorhandenen Ungewissheiten zu ermitteln und mit natürlichen radiologischen Umwelt-risiken zu vergleichen. Szenarien, in denen der Tiefenlagerbereich aufgrund geologischer Vorgänge zunehmend Einflüssen der Erdoberfläche ausgesetzt wird, sind in diese Betrachtungen einzubeziehen."

Generell eignen sich vor allem zusätzliche Sicherheits- und Performanceindikatoren dazu, auch für längere Zeiträume Aussagen zur Sicherheit und der Entwicklung eines Endlagersystems zu treffen. Diese Indikatoren werden vermehrt im Rahmen des Safety Case eingesetzt. "[...] *this has led several national regulators to require repository developers to place greater emphasis on complementary indicators in far-future assessment times, beyond the period when radiation exposure to humans can be reliably assessed, and especially after significant climate change may have occurred.*" (NEA 2012a). Üblicherweise verwendete Indikatoren sind z. B. Radiotoxizitätsflüsse oder Radiotoxizitätskonzentrationen in unterschiedlichen Bereichen des Endlagersystems (Wolf et al. 2008). Die Radiotoxizität ist die Äquivalentdosis, die der menschliche Körper durch Aufnahme eines Radionuklidgemischs erhält. Die Radiotoxizität ergibt sich durch Multiplikation der einzelnen Radionuklidaktivitäten mit den spezifischen Ingestionsdosiskoeffizienten (BMU 2001) und anschließende Summation. Sie berücksichtigen sämtliche organschädigenden Wirkungen, die durch Ingestion von 1 Bq eines Radionuklids im menschlichen Körper während eines Zeitraums von 50 Jahren verursacht werden, also auch solche, die auf im Körper entstehende Folgeprodukte zurückzuführen sind. Durch einen Vergleich voneinander unabhängiger Sicherheitsindikatoren mit ihren Referenzwerten ergeben sich auch unabhängige Sicherheitsaussagen.

Für das Endlager Konrad könnte eine Betrachtung zusätzlicher Indikatoren für den Zeitraum nach Ende des Nachweiszeitraums z. B. folgendermaßen aussehen: Die Radiotoxizität der Abfälle im Endlager Konrad zeigt auf Grund des radioaktiven Zerfalls der Radionuklide zwischen 100 000 Jahren und einer Million Jahre einen starken Rückgang auf weniger als ein Hundertstel Prozent der ursprünglich eingelagerten Radiotoxizität von etwa $9,4 \cdot 10^9$ Sv (siehe Abb. 4.6). Zu Zeiten deutlich später als der vorgeschlagene Nachweiszeitraum von einer Million Jahre (in Abb. 4.6 grau hinterlegt) wird die Radiotoxizität durch die Radionuklide Th-232 und U-238 bestimmt, die auf Grund der sehr langen Halbwertszeiten dieser Radionuklide von etwa $1,4 \cdot 10^{10}$ bzw. $4,5 \cdot 10^9$ Jahren auch nicht weiter absinkt.

Die Freisetzung von Th-232 und U-238 aus dem Endlager Konrad in oberflächennahe Aquifere erfolgt erst nach dem Ende des Nachweiszeitraums. Da beide Radionuklide auch natürlich im Grund- und Trinkwasser vorkommen, bietet sich als Sicherheitsindikator ein Vergleich der Konzentrationen im Grundwasser an, die entweder als Folge einer Freisetzung aus dem Endlager, oder bereits natürlich am Standort vorliegen. Während für der Unterkreidepfad (siehe auch Kapitel 2.2) keine relevante Freisetzung beider Radionuklide in den oberflächennahen Aquifer erfolgt, beträgt im Oxfordpfad für U-238 die maximale errechnete Konzentration im oberflächennahen Aquifer $3,1 \text{ Bq/m}^3$ nach $1,2 \cdot 10^7$ Jahren. Th-232 wird auch beim Oxfordpfad bis 10^8 Jahre in keiner relevanten Menge bis in den oberflächennahen Aquifer freigesetzt.

Am Standort des Endlagers Konrad wurden Messungen natürlicher Radionuklide im quartären Grundwasser durchgeführt (EU 050), jedoch waren die Nachweisgrenzen dieser Messungen zu ungenau, als dass dabei Werte ermittelt wurden, die für diesen Vergleich herangezogen werden können. In (Becker et al. 2009) sind Werte für das Grundwasser in der Umgebung des Endlagers Morsleben von 60 Bq/m^3 angegeben. Somit liegt der berechnete Wert eine Größenordnung unterhalb eines Werts, wie er in natürlicher Weise in Grundwässern auftritt. Nach der Trinkwasserverordnung (TrinkwV 2001 Anlage 2 zu § 6 Absatz 2) wird ein Grenzwert für Uran im Trinkwasser von $10 \mu\text{g/l}$ angegeben, was für U-238 einer Aktivität von 124 Bq/m^3 entspricht. Dementsprechend liegt die berechnete Konzentration von aus dem Endlager Konrad freigesetztem U-238 im oberflächennahen Aquifer etwa einen Faktor 40 unterhalb des Grenzwerts der Trinkwasserverordnung, nach welcher der Verzehr des Wassers aus radiologischer Hinsicht als unbedenklich angesehen wird.

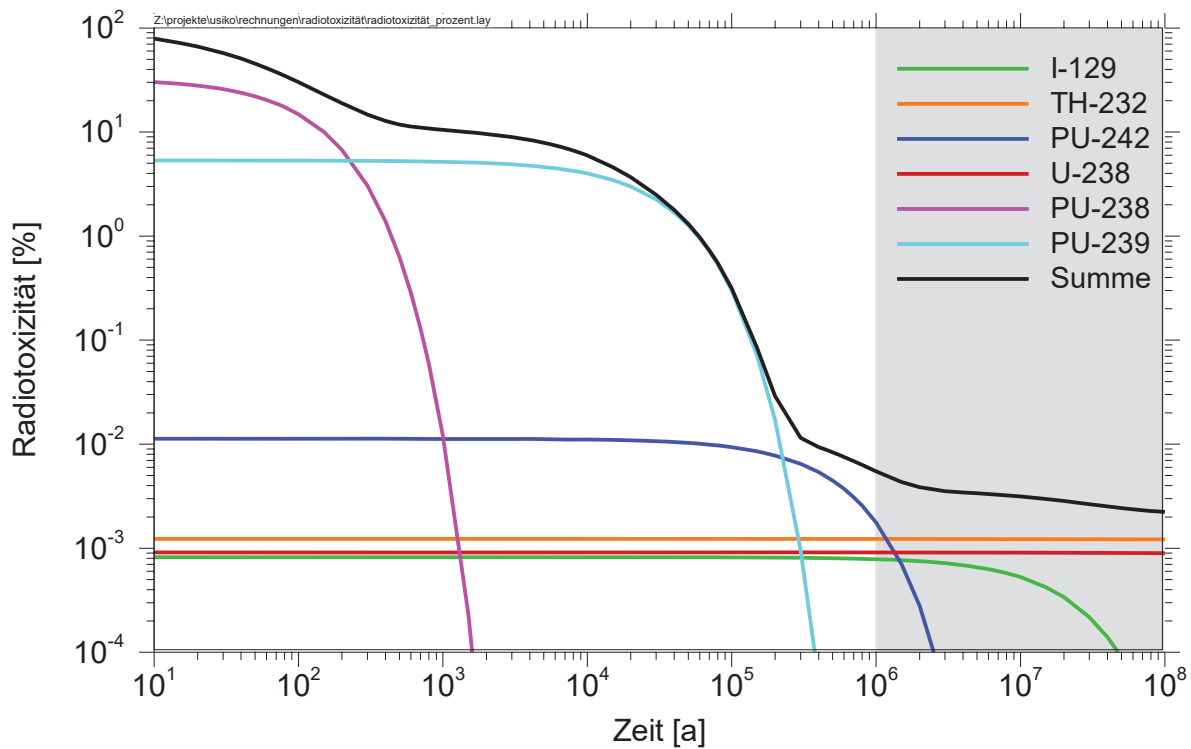


Abb. 4.6 Zeitliche Entwicklung der Radiotoxizität der im Endlager Konrad eingelagerten radioaktiven Abfälle

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Für wärmeentwickelnde Abfälle ist ein Nachweiszeitraum von einer Million Jahren auf Grund der Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle (BMU 2010) und dem Standortauswahlgesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hoch-radioaktive Abfälle (StandAG 2017) der aktuelle Stand des Regelwerks. Die Sicherheitskriterien (BMI 1983), denen Konrad zu Grunde gelegt wurde, geben keinen Nachweiszeitraum an. Da im PFB für das Endlager Konrad dementsprechend keine Beschränkung für den Nachweiszeitraum des Endlagers Konrad angenommen wurde und langzeitsicherheitliche Aussagen über Zeiträume von mehr als 1 Million Jahre gemacht wurden, besteht kein sicherheitsrelevantes Delta. Für Zeiträume größer 1 Million Jahre sollte auf Aussagen, die einen hohen Detaillierungsgrad angeben, auf Grund der Ungewissheiten verzichtet werden.

5 Umgang mit Ungewissheiten

Ein detaillierter Umgang mit Ungewissheiten ist nach Stand von W&T ein wesentlicher Teil jedes Sicherheitsnachweises. Alle Ungewissheiten, die in den Sicherheitsnachweis eingehen, müssen identifiziert und bezüglich ihrer Relevanz für den Sicherheitsnachweis bewertet werden. Eine aussagekräftige Bewertung der Sicherheit eines Endlagers über lange Zeiträume erfordert eine zuverlässige Quantifizierung der Ungewissheit der Aussage. Ungewissheiten werden üblicherweise nach ihrer Herkunft in drei Kategorien unterschieden (siehe auch NEA 2012b), nämlich in Ungewissheiten bezüglich:

1. Szenarien: Diese Ungewissheiten spiegeln die begrenzten Möglichkeiten wider, die Entwicklung eines Endlagersystems über lange Zeiträume zu beschreiben.
2. Modellen: Diese Ungewissheiten rühren aus der Tatsache her, dass kein Modell die Wirklichkeit exakt darstellen kann.
3. Daten und Parametern: Diese Ungewissheiten beziehen sich auf die notwendigen Eingabedaten der verwendeten Modelle.

Die Strategien zur Behandlung von Ungewissheiten im Sicherheitsnachweis sind nach Stand von W&T vorhanden und erprobt und fallen unter eine der folgenden fünf Kategorien (NEA 2012b):

- Darlegung, dass die Ungewissheit für die Sicherheit des Endlagers keine Relevanz hat.
- Behandlung der Ungewissheit im Sicherheitsnachweis. Während die Daten- und Parameter-Ungewissheiten durch eine mathematische Funktion beschrieben werden können, sind die Ungewissheiten bezüglich Szenarien und Modellen im Prinzip nicht numerischer Natur, können aber in dem Prozess der Analyse und Bewertung der Ungewissheiten im Rahmen des Sicherheitsnachweises durch numerische Parameter in den Modellen abgebildet werden.
- Begrenzung der Ungewissheit, z. B. durch die Annahme eines konservativen Wertes. Für eine ungewisse Einflussgröße wird eine Ausprägung angenommen, so dass der berechnete Wert des Sicherheitsindikators, wie z. B. die potenzielle Strahlenexposition, das tatsächliche Ergebnis in jedem Fall überschätzt. Ein Beispiel aus dem Sicherheitsnachweis für das Endlager Konrad ist die Annahme eines instantanen Ausfalls der Behälter mit Beginn der Nachbetriebsphase.
- Ausschluss eines ungewissen Prozesses, z. B. auf Grund seiner sehr geringen Wahrscheinlichkeit oder sehr geringen Konsequenz. Beispiele hierfür sind gekoppelte Transportprozesse, wie die Hyperfiltration oder die Osmose, die üblicherweise in Langzeitsicherheitsanalysen vernachlässigt werden.
- Anwendung eines übereinstimmend akzeptierten stilisierten Vorgehens, so dass bestimmte Ungewissheiten nicht mehr explizit betrachtet werden müssen. Ein Beispiel für diese Art des Vorgehens ist die Betrachtung der Expositionspfade bei der Berechnung der Strahlenexposition. Das Vorgehen ist in Deutschland gesetzlich vorgegeben. Mögliche zukünftige Änderungen in den Verzehrsgewohnheiten der Bevölkerung werden dabei bewusst nicht betrachtet.

Die Methoden zur Behandlung von Ungewissheiten haben sich seit dem PFV Konrad wesentlich weiterentwickelt. Die betrifft sowohl die systematische Herangehensweise, als insbesondere auch

die probabilistischen Methoden zur Quantifizierung des Einflusses der Ungewissheiten auf die Sicherheitsaussage (Spießl 2017). Im Folgenden wird die Behandlung von Ungewissheiten bezüglich der drei oben genannten Gebiete betrachtet.

5.1 Szenarien

Wegen der eingeschränkten Prognostizierbarkeit der tatsächlichen Entwicklung des Endlagersystems im Nachweiszeitraum wird auf Basis einer systematischen Analyse relevanter Einflussfaktoren eine begrenzte Anzahl schlüssiger Zukunftsbilder entworfen. Dies geschieht mit Hilfe einer Szenarientwicklung. Deren Ziel ist die Identifizierung, ausführliche Beschreibung und Auswahl von möglichen Szenarien zur Entwicklung des Endlagersystems, die für eine zuverlässige Beurteilung der Sicherheit des Endlagers relevant sind. Ein Szenario bildet jeweils alle oder bestimmte Aspekte einer denkbaren, zukünftigen Systementwicklung ab. Die Gesamtheit der in der Szenarientwicklung abgeleiteten Szenarien soll die Ungewissheiten bezüglich der tatsächlichen zukünftigen Entwicklung des Endlagersystems abdecken (Beuth et al. 2012).

In der Szenarientwicklung werden aus den Kenntnissen zu den derzeitigen Standortgegebenheiten, der Analyse der geologischen Vergangenheit des Standortes (gegebenenfalls auch vergleichbarer Standorte oder geologischer Situationen) und den Wechselwirkungen, die durch die Schaffung von untertägigen Hohlräumen und die Einbringung der radioaktiven und anderen Abfällen verursacht werden, denkbare zukünftige Entwicklungen des Endlagersystems als Szenarien abgeleitet. Darüber hinaus werden mögliche Abweichungen von den Auslegungsanforderungen bei den technischen Komponenten berücksichtigt.

Ein weiterer Aspekt in der Nachbetriebsphase bezieht sich auf die zukünftigen menschlichen Aktivitäten an einem Endlagerstandort. Hier ist insbesondere das unbeabsichtigte menschliche Eindringen (Human Intrusion) in ein Endlager ein Thema, das sowohl im nationalen als auch internationalen Rahmen als zu betrachtender Aspekt für die Langzeitsicherheit eines Endlagers angesehen wird. Zur Behandlung der Frage unbeabsichtigter menschlicher Einwirkungen auf ein Endlager gibt es allerdings keine allgemein anerkannten Regelungen (Beuth & Mayer 2016).

Es ist grundsätzlich nicht möglich, den Nachweis zu erbringen, dass man alle denkbaren zukünftigen Entwicklungen des Endlagersystems als Szenarien vollständig abgeleitet hat („unknown unknowns“). Um plausibel darstellen zu können, dass man umfassend den Stand von W&T abbildet, hat sich in den letzten 25 Jahren zunehmend der Einsatz einer Zusammenstellung aller Merkmale, Ereignisse und Prozesse (FEP) des Endlagersystems durchgesetzt. Ein Szenario wird durch das Zusammenwirken der FEP in jeweils festgelegten Ausprägungen eindeutig charakterisiert. Auf der Basis der FEP können dann Szenarien abgeleitet werden. Dieses Vorgehen erhöht in sehr starkem Maße die Transparenz und Nachvollziehbarkeit der Entwicklung von Szenarien und wird zunehmend als Standardvorgehen nach Stand von W&T angesehen (ESK 2012, 2013).

Letztlich ist nicht entscheidend, nach welcher Methode die Szenarien abgeleitet werden, die einem Sicherheitsnachweis zu Grunde liegen. Es muss vielmehr dargelegt werden, dass die abgeleiteten Szenarien in ihren Auswirkungen alle sicherheitsrelevanten Systementwicklungen umfassen. Um das bewerten zu können, wird in Kapitel 6.1.1 geprüft, ob alle relevanten FEP von den bestehenden Szenarien im Verfahren für das Endlager Konrad ausreichend berücksichtigt werden. Anhand des bestehenden FEP-Kataloges für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle in Unterkreidetonen in Norddeutschland (Stark et al. 2014) wird überprüft, ob die FEP für das Endlager Konrad umfassend und abdeckend sind. Die Ereignisse und Prozesse, die in diesem FEP-Katalog dargelegt sind, können genau wie die geologische Langzeitprognose (Mrugalla 2014) auf das Endlager Konrad übertragen und für das Endlager Konrad bewertet werden.

5.2 Modelle

Modellungsgewissheiten spiegeln den begrenzten Kenntnisstand wider über

- die natürlichen oder geotechnischen Barrieren,
- im Endlagersystem ablaufende Prozesse,
- die Standorteigenschaften,

oder die Abbildung und Abstraktion der genannten Punkte in der Sicherheitsanalyse oder den zum Langzeitsicherheitsnachweis verwendeten Computerprogrammen.

Für das Endlager Konrad existieren Modellungsgewissheiten in der Langzeitsicherheitsanalyse vor allem bezüglich der Beschreibung der Prozesse im Grubengebäude zu einem frühen Zeitpunkt nach Verschluss des Endlagers und bezüglich der Beschreibung des geologischen und hydrogeologischen Modells bei der Betrachtung der Grundwasserströmung in der Geosphäre.

Ungewissheiten bezüglich der Prozesse im Grubengebäude werden in der Langzeitsicherheitsanalyse (EU 076.1) durch die Überführung der Modellungsgewissheiten in Parameterungewissheiten behandelt. Zum Beispiel wurden für den Lösungszufluss in das Grubengebäude, die Dauer bis zum Ausfall der Abfallbehälter oder die Löslichkeiten von Radionukliden konservative Annahmen getroffen, die die zu erwartenden Ungewissheiten im Prozessverständnis abdecken. Dieses Vorgehen ist Stand von W&T. Für das Endlager Konrad sind die Zeitdauern der Vorgänge im Grubengebäude verglichen mit den Transportzeiten in der Geosphäre eher kurz. Dadurch wird das Ergebnis der langzeitsicherheitsanalytischen Rechnungen durch die Annahmen zu den Prozessen im Grubengebäude insgesamt nur geringfügig beeinflusst. Gleiches gilt dementsprechend auch für deren Ungewissheit.

Ungewissheiten bezüglich des geologischen und hydrogeologischen Modells werden vor allem durch die Überführung in Parameterungewissheiten der numerischen Modelle behandelt. Dabei werden zwei unterschiedliche Vorgehensweisen gewählt: Während im Schichtenmodell die nach hydrogeologischer Erfahrung realistischen Parameter für ganze Schichteinheiten in konservativer Weise so abgeändert werden, dass sie die Ungewissheiten durch eventuell lokal vorhandene Faziesunterschiede und tektonische Strukturen berücksichtigen, werden beim Störzonenmodell Zonen erhöhter Durchlässigkeit an wichtigen tektonischen Störungen, an Salzstockrändern sowie in einzelnen Horizonten explizit im Modell berücksichtigt. Es werden im Störzonenmodell realitätsnähere Werte für die großräumige Gebirgsdurchlässigkeit als im Schichtmodell angesetzt, die dann lokal im Bereich von Störungszonen verändert werden.

Aus der geowissenschaftlichen Langzeitprognose für den Standort Konrad im Plan, als auch aus einer neueren Betrachtung für den norddeutschen Raum (Mrugalla 2014) folgt, dass Veränderungen der tiefliegenden geologischen Schichten, insbesondere eine schädigende Beeinflussung der Unterkreide, innerhalb einiger hunderttausend Jahre nicht zu erwarten sind. Für Zeiten deutlich später als eine Million Jahre unterliegt das geologische Modell einer hohen Ungewissheit. Dies ist auch mit einer Szenarienungewissheit über die Entwicklung des Standorts für so große Zeiten gleichzusetzen. Die Langzeitsicherheitsanalyse im PFV Konrad wurde über den Zeitraum von einer Million Jahre hinaus fortgeführt, ohne die Ungewissheit der Entwicklung des Standorts zu diskutieren. Wie auch in Kapitel 4.3 beschrieben, ist es Stand von W&T, für spätere Zeiträume einen Wechsel in der Nachweisführung vorzunehmen und die Sicherheit des Endlagers nicht mehr anhand der Strahlenexposition in der Biosphäre zu diskutieren.

5.3 Daten und Parameter

Es ist Stand von W&T im Rahmen einer Langzeitsicherheitsanalyse die Auswirkungen der bestehenden Daten- und Parameterungewissheiten auf den errechneten radiologischen Bewertungsmaßstab zu quantifizieren. Dazu wird üblicherweise eine große Anzahl von einzelnen Modellrechnungen zum Radionuklidtransport durchgeführt, die als Monte-Carlo-Rechenläufe bezeichnet werden. Bei diesen Rechenläufen werden gleichzeitig und unabhängig voneinander einige oder viele der Parameterwerte zufällig entsprechend einer individuell vorgegebenen Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion variiert, mit der die Ungewissheit des jeweiligen Eingabeparameters abgebildet wird. Diese Vorgehensweise wird auch als probabilistische Sicherheitsanalyse bezeichnet. Das Ergebnis aller Durchläufe wird dann mit statistischen Methoden ausgewertet. In der Unsicherheitsanalyse wird dabei die Ungewissheit des errechneten radiologischen Bewertungsmaßstabs quantifiziert, während bei der Sensitivitätsanalyse untersucht wird, welcher Parameter in welchem Grad zu dieser Ungewissheit beiträgt. Die Ergebnisse der probabilistischen Analysen führen zu einem besseren Systemverständnis und zu einem größeren Vertrauen in die Sicherheitsaussage.

Zur Zeit als die Langzeitsicherheitsanalyse Konrad erstellt wurde, waren probabilistische Unsicherheitsanalysen, die eine große Anzahl von Modellrechnungen voraussetzen, auf Grund der begrenzten Kapazität und Geschwindigkeit der zur Verfügung stehenden Computer noch nicht Stand von W&T. Im PFV Konrad wurden teilweise deterministische Variationsrechnungen durchgeführt. Dabei werden einzelne Parameter in deterministischen Rechnungen variiert und die Auswirkung auf das Ergebnis analysiert. Insgesamt ist die Anzahl der durchgeführten Variationsrechnungen gering und die Auswahl der variierten Parameter zum Teil nicht ausreichend erklärt. Weiterhin fehlt eine systematische Diskussion für alle Eingangsgrößen der Langzeitsicherheitsanalyse bezüglich der Ungewissheit der Parameter. In einigen Fällen wurden konservative Annahmen getroffen, so dass die Ungewissheit der Parameter nicht weiter betrachtet werden muss. In anderen Fällen wurde aber die Ungewissheit nicht ausreichend berücksichtigt, und es wurden in der Analyse der Unterlagen in diesem Bericht Deltas identifiziert. Ein wichtiges Beispiel ist die Sorption von I-129 in der Geosphäre (siehe ausgewiesenes Delta in Kapitel 6.1.4). Der Sorptionskoeffizient für Iod in der Geosphäre zeigt eine hohe Sensitivität auf die berechnete Strahlenexposition, die nicht untersucht wurde. Stattdessen wurde in der Langzeitsicherheitsanalyse ausschließlich der Einfluss der Ungewissheit des Sorptionskoeffizienten von Uran analysiert, der aber nur einen geringen Einfluss auf die berechnete Strahlenexposition in der Biosphäre hat. Für die Modellierung der Grundwasserbewegung wurden im Auftrag der Genehmigungsbehörde probabilistische Analysen durchgeführt (GS 32). Dabei handelt es sich ausschließlich um Variationen der hydraulischen Kennwerte in der Geosphäre zur Untersuchung des Einflusses auf die Grundwasserbewegung. Nicht betrachtet wurden dabei Prozesse im Grubengebäude (z.B. Mobilisierung, Sorption, Ausfällung, radioaktiver Zerfall) und der Radionuklidtransport in der Geosphäre (z.B. Sorption, Verdünnung, radioaktiver Zerfall). Die genannte Untersuchung umfasst daher nur Teilaspekte des Langzeitsicherheitsnachweises für das Endlager Konrad.

Insgesamt wurde in den Verfahrensunterlagen zum Endlager Konrad aus heutiger Sicht keine Betrachtung von Ungewissheiten bezüglich Daten und Parametern nach dem Stand von W&T vorgenommen. Insbesondere fehlt in der Langzeitsicherheitsanalyse eine umfassende Angabe der Ungewissheiten für die verwendeten Eingangswerte der Parameter in den Modellrechnungen. Zur Bewertung der Ungewissheiten wurde eine geringe Anzahl von Parametervariationen durchgeführt, die im Umfang aber keine vollumfängliche Bewertung der Auswirkungen der Ungewissheiten ermöglichen. Dazu wäre nach Stand von W&T eine probabilistische Analyse durchzuführen.

Die Ungewissheit der Modellparameter kann sich direkt auf die berechnete Strahlenexposition in der Biosphäre auswirken. Falls die Ungewissheiten in den Eingangsdaten bisher nicht ausreichend berücksichtigt worden sind, kann dies auch dazu führen, dass die berechnete Strahlenexposition größer wird und somit unter Umständen die Sicherheitsaussage betroffen ist. Für den

Nachweiszeitraum von einer Million Jahren wurden Deltas identifiziert, falls sicherheitsrelevante Ungewissheiten nicht ausreichend berücksichtigt wurden. Solch ein Fall ist die Sorption von Iod in der Geosphäre (siehe Kapitel 6.1.4). In allen Fällen, in denen eine bestehende Ungewissheit in der Langzeitsicherheitsanalyse durch die Annahme von konservativen Parameterwerten abgedeckt wurde, führt eine Angabe und Bewertung der Ungewissheit zum Abbau von Konservativität und zu einem besseren Systemverständnis.

Die fehlende probabilistische Analyse im Langzeitsicherheitsnachweis wird als Delta zum Stand von W&T angesehen. In der ersten Phase der ÜSiKo war es nicht vorgesehen, Rechnungen zur Untersuchung der Deltas und ihrer Sicherheitsrelevanz durchzuführen. Die Einschätzung bezüglich der Sicherheitsrelevanz von Deltas erfolgt somit allein auf qualitativer Basis durch Experteneinschätzung. Ist diese Einschätzung auch auf Grund der Erfahrung nicht möglich, dann ist ein Delta als sicherheitsrelevant einzuschätzen (siehe auch Kapitel 3). Bei der Einschätzung der Ergebnisse probabilistischer Unsicherheitsanalysen ist selbst eine qualitative Vorhersage des Ergebnisses auf Basis der Erfahrung auf Grund der folgenden Ursachen schwierig:

- eine nichtlineare Abhängigkeit des Ergebnisses von den Parameterwerten: Ein Beispiel hierfür sind solche Sorptionsgesetze, bei denen die Sorptionsfähigkeit von der bereits sorbierten Stoffmenge abhängt (z. B. Freundlich Isotherme). Ein weiteres Beispiel sind die Löslichkeitsgrenzen von Radionukliden. Bei nichtlinearen Abhängigkeiten sind sowohl verstärkende, als auch dämpfende Auswirkungen von der Ungewissheit auf das Ergebnis möglich.
- ein unstetiges Verhalten des Systems: Dies bedeutet, dass sich das berechnete Ergebnis sprunghaft ändert, wenn ein Parameterwert variiert wird. Ein Beispiel hierfür ist der Gaseindringdruck bei der Betrachtung der Gasbewegung. Je nach Gaseindringdruck können Gasbewegungen schlagartig und mit hoher Intensität beim Überschreiten des Gaseindringdrucks einsetzen.
- Prozesse, die von mehreren Parameterwerten abhängen, oder die nur bei bestimmten Parameterkombinationen auftreten: Bei Prozessen die von mehreren Parameterwerten abhängen, kann je nach Gesetzmäßigkeit eine additive, multiplikative oder wesentlich kompliziertere Abhängigkeit der Ungewissheit des Ergebnisses von der Ungewissheit der einfließenden Parameterwerte vorliegen. Die meisten Prozesse hängen nicht nur von einem Parameterwert ab. So ist zum Beispiel der Retardationsfaktor beim Transport von Radionukliden durch Sorption neben dem Sorptionskoeffizienten unter anderem auch von der Porosität des Gesteins abhängig. Die Ungewissheit aller eingehenden Parameterwerte gemeinsam bestimmt dabei letztendlich die Ungewissheit der Transportgeschwindigkeit.
- Parameterwerte, die selbst und/oder deren Ungewissheiten voneinander abhängen: Beispiele für abhängige Parameterwerte sind temperaturabhängige Prozesse, wie die Mineralauflösung oder die Metallkorrosion. Dabei kann neben dem Parameterwert selbst auch die Ungewissheit der Parameterwerte von der Temperatur abhängen, da unter Umständen nicht für alle Temperaturbereiche eine gleich gute experimentelle Datenbasis vorliegt.

In der Langzeitsicherheitsanalyse zum Endlager Konrad werden sehr stark abstrahierte Modelle verwendet. Die Zeitdauern der Vorgänge im Grubengebäude sind verglichen mit den Transportzeiten in der Geosphäre eher kurz. Die durchgeführten Analysen zeigen, dass das Ergebnis der langzeitsicherheitsanalytischen Rechnungen durch die Annahmen zu den betrachteten Prozessen im Grubengebäude insgesamt nur geringfügig beeinflusst wird. Gleiches gilt auch für deren Ungewissheit. Die Löslichkeitsgrenzen der Radionuklide werden durch die Konzentration der Radionuklide in der

Lösung im Grubengebäude nicht erreicht, wodurch dieser Parameter mit einem potenziell nichtlinearen Verhalten keine Rolle spielt. Alle anderen in dem Modell betrachteten Prozesse im Grubengebäude zeigen ein lineares und stetiges Verhalten.

Der Radionuklidtransport in der Geosphäre wird im Modell durch die Advektion im Grundwasser dominiert. Die durchströmten Gesteine werden als homogenes poröses Medium betrachtet. Das Modell zum Radionuklidtransport in der Geosphäre hängt dadurch nur von sehr wenigen Modellparametern ab, von denen die wichtigsten die Darcy-Geschwindigkeit des Grundwassers, die Porosität der Gesteine, die Sorptionskoeffizienten der Radionuklide an den Gesteinen und die Verdünnungsfaktoren entlang des Transportwegs sind. Dieses Modell verhält sich auf Grund der Annahmen und eingesetzten Modelle linear von den genannten Parametern.

Von der Linearität des Modells der Langzeitsicherheitsanalyse zum Endlager Konrad wurde bereits im PFB Kredit genommen, als die maximal einzulagernden Inventare einiger Radionuklide, insbesondere des dosisbestimmenden I-129, beschränkt wurden. Dabei wurde im PFB die berechnete Konzentration im oberflächennahen Aquifer linear mit dem Inventar skaliert, ohne den Bericht EU 076.1 zu revidieren und neue Rechnungen der Langzeitsicherheitsanalyse durchzuführen.

Auf Grund der linearen Abhängigkeit der berechneten Radionuklidkonzentration im oberflächennahen Aquifer von den Parameterwerten im Modell kann die Auswirkung der Ungewissheit der Parameterwerte auf das Ergebnis im Rahmen der ersten Phase der ÜSiKo und der in den Anhängen dargestellten Analyse der Antragsunterlagen ausreichend abgeschätzt werden. Die Durchführung einer probabilistischen Analyse zur Identifikation weiterer Auswirkungen der Ungewissheiten wird in diesem speziellen Fall daher nicht als sicherheitsrelevant eingestuft.

Durch den wesentlichen Fortschritt auf dem Gebiet der systematischen Betrachtung von Ungewissheiten und der numerischen probabilistischen Methoden auf den Gebieten der Unsicherheitsanalyse und der Sensitivitätsanalyse trägt die Durchführung von probabilistischen Analysen für die für das PFV verwendeten Modelle dazu bei, bestehende Konservativitäten abzubauen, sowie ein detaillierteres Bild zum Einfluss der Parameterungewissheiten auf den Bemessungsmaßstab zu erhalten. Beides trägt wesentlich dazu bei, ein besseres allgemeines Systemverständnis und ein größeres Vertrauen in die Sicherheitsaussage, vor allem in deren Robustheit, zu erlangen.

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Bei der Analyse und Bewertung von Ungewissheiten in den Unterlagen des PFV zum Endlager Konrad sind drei Bereiche bezüglich des Standes von W&T zu betrachten:

- Die Ungewissheit bezüglich Szenarien wird im Kapitel 6.1.1 betrachtet.
- Modellungewissheiten werden im PFV durch die Überführung in Parameterungewissheiten behandelt. Dieses Vorgehen entspricht weiterhin dem Stand von W&T.
- Die Ungewissheit bezüglich Daten und Parametern wird bei einigen Eingangsdaten der Langzeitsicherheitsanalyse Konrad nicht ausreichend bewertet. Dies ist als Delta zum Stand von W&T anzusehen.

Auf Grund der stark abstrahierten Modelle in der Langzeitsicherheitsanalyse und der linearen Abhängigkeit der berechneten Radionuklidkonzentration im oberflächennahen Aquifer von den Parameterwerten im Modell kann die Auswirkung der Ungewissheit der Parameterwerte auf das Modellergebnis durch einfache Abschätzungen und das Expertenwissen ausreichend bewertet werden.

In der Langzeitsicherheitsanalyse unzureichend betrachtete sicherheitsrelevante Ungewissheiten sollten deshalb über die in der Analyse der Antragsunterlagen hinaus bereits identifizierten Deltas (vergleiche auch Anhänge C bis F) nicht existieren. Die zusätzliche Durchführung einer probabilistischen Analyse zur Bewertung der Sicherheitsrelevanz von zusätzlichen Ungewissheiten wird daher in diesem Fall als nicht erforderlich eingestuft.

6 Analyse der Antragsunterlagen

In dem folgenden Kapitel wird die Analyse der Verfahrensunterlagen für die sieben betrachteten Themenbereiche zusammengefasst. Die Bewertungsformulare mit den detaillierten Informationen sind in den Anhängen B bis H angefügt. Eine Übersicht aller identifizierten Deltas ist in Tab. 7.2 zusammengestellt.

Es wird ein Nachweiszeitraum für die Einhaltung des radiologischen Bewertungsmaßstabs von einer Million Jahre als Stand von Wissenschaft und Technik angesehen (vergleiche Kapitel 4.3). Aus diesem Grund wird auch bei der Analyse der Unterlagen ein Nachweiszeitraum von 1 Million Jahre zu Grunde gelegt.

6.1 Langzeitsicherheit

Da das Themengebiet Langzeitsicherheitsanalyse sehr umfangreich ist, wurde es entsprechend der vorhandenen Kapitel im PFB in fünf Themenbereiche untergliedert, die in den folgenden Unterkapiteln getrennt dargestellt werden. Diese Themenbereiche sind:

1. Szenarien
2. Mobilisierung und Transport im Grubengebäude
3. Grundwasserbewegung
4. Transport in der Geosphäre
5. Strahlenexposition

6.1.1 Szenarien

Die Baumstruktur der Aussagen und Informationen und die vollständigen Bewertungsformulare zum Themengebiet Szenarien sind in Anhang B aufgeführt.

Zurzeit der Durchführung der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad war die Durchführung eines Top-Down-Ansatzes zur Analyse möglicher zukünftiger Entwicklungen eines Endlagerstandortes Stand von W&T. In den letzten 25 Jahren hat allerdings sich zunehmend der Einsatz einer Zusammenstellung aller Merkmale, Ereignisse und Prozesse (FEP) des Endlagersystems durchgesetzt. Auf der Basis der FEP können Szenarien ebenfalls abgeleitet werden (Bottom-Up-Approach). Ein Top-Down-Ansatz oder eine Kombination von Top-Down und Bottom-Up Ansätzen wird auch heute noch in vielen Bereichen angewandt und entspricht dem Stand von W&T (NEA 2016). Dieses Vorgehen erhöht in sehr starkem Maße die Transparenz und Nachvollziehbarkeit der Entwicklung von Szenarien und wird zunehmend als Standardvorgehen nach Stand von W&T angesehen (ESK 2013). Zur Analyse möglicher Defizite bei den für das Endlager Konrad betrachteten Szenarien wird im Folgenden anhand eines bestehenden FEP-Kataloges für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle in Unterkreidetonen in Norddeutschland (Stark et al. 2014) aus dem Forschungsvorhaben ANSICHT (FKZ 02E11061) überprüft, ob die Szenarien für das Endlager Konrad umfassend und abdeckend sind. Die geologischen Prozesse, die in diesem FEP-Katalog dargelegt sind, können genau wie die geologische Langzeitprognose (Mrugalla 2014) auf das Endlager Konrad übertragen und für das Endlager Konrad bewertet werden (Tab. 6.1).

Tab. 6.1: In der Langzeitsicherheitsanalyse für die Nachbetriebsphase zu berücksichtigende Ereignisse und Prozesse für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle an einem Tonstandort in Norddeutschland und deren Berücksichtigung für das Endlager Konrad

Nr.	Ereignisse und Prozesse für einen Tonstandort in Norddeutschland (Vorhaben ANSICHT, FKZ 02E11061)	Bewertung der Berücksichtigung im PFV und der Relevanz für die Langzeitsicherheit
1	Orogenese*	
2	Vertikale Bewegungen der Erdkruste	Ja Hebung 0,1 mm pro Jahr
3	Krustendeformation*	
4	Grabenbildung*	
5	Erdbeben	Ja Berücksichtigung eines Bemessungserdbebens
6	Magmatismus / hydrothermale Aktivitäten*	
7	Gesteinsmetamorphose*	
8	Erosion	Ja 0,1 mm pro Jahr
9	Sedimentation	Nicht/oder nicht vollständig Hebungsgebiet, daher vernachlässigbar
10	Diagenese	Nicht/oder nicht vollständig Keine sicherheitsrelevante Beeinflussung des Wirtsgesteins Siehe auch folgende Betrachtung in Punkt 7
11	Halokinese*	Ja
12	Globale klimatische Veränderungen	Ja
13	Transgression oder Regression	Ja
14	Permafrost	Ja Permafrosttiefe 100 bis 200 m
15	Inlandvereisung	Ja
16	Glaziale Rinnenbildung	Ja Rinnentiefe 100 m Siehe Anhang D
17	Meteoriteneinschlag*	
18	Alteration von Verschlussbauwerken	Nicht/oder nicht vollständig Siehe folgende Betrachtung in Punkt 1
19	Alteration von Versatz	Nicht/oder nicht vollständig Keine Relevanz in der Langzeitsicherheitsanalyse Siehe auch folgende Betrachtung in Punkt 3
20	Konvergenz	Ja
21	Fluiddruck	Ja
22	Versatzkompaktion	Nicht/oder nicht vollständig Keine Relevanz in der Langzeitsicherheitsanalyse Siehe auch folgende Betrachtung in Punkt 3
23	Lageverschiebung von Schachtverschlusselementen	Nicht/oder nicht vollständig Siehe folgende Betrachtung in Punkt 1
24	Nicht thermisch induzierte Volumenänderung von Materialien	Nicht/oder nicht vollständig Keine sicherheitsrelevante Beeinflussung des Wirtsgesteins Siehe auch folgende Betrachtung in Punkt 7
25	Kanalisation im Versatz	Nicht/oder nicht vollständig Keine Relevanz in der Langzeitsicherheitsanalyse Siehe auch folgende Betrachtung in Punkt 3

Nr.	Ereignisse und Prozesse für einen Tonstandort in Norddeutschland (Vorhaben ANSICHT, FKZ 02E11061)	Bewertung der Berücksichtigung im PFV und der Relevanz für die Langzeitsicherheit
26	Kanalisation in Dichtelementen	Nicht/oder nicht vollständig Siehe folgende Betrachtung in Punkt 1
27	Strömungsvorgänge im Grubengebäude	Ja Siehe Anhang C
28	Quellen und Schrumpfen von Tonmineralen	Nicht/oder nicht vollständig Keine sicherheitsrelevante Beeinflussung des Wirtsgesteins Siehe auch folgende Betrachtung in den Punkten 3 und 7
29	Hydrochemische Verhältnisse im Grubengebäude	Ja Siehe Anhang C
30	Auflösung und Ausfällung	Ja
31	Metallkorrosion	Nicht/oder nicht vollständig Keine Relevanz in der Langzeitsicherheitsanalyse Siehe auch folgende Betrachtung in den Punkten 2 und 3
32	Korrosion der Brennstoffmatrix	Nicht auf KONRAD übertragbar
33	Korrosion von Glas	Nicht auf KONRAD übertragbar
34	Korrosion von Materialien mit Zementphasen	Nicht vollständig, Mobilisierungsdauer berücksichtigt Einfluss auf Schachtverschluss zu betrachten Siehe auch folgende Betrachtung in den Punkten 1 und 3
35	Materialversprödung durch Wasserstoffaufnahme	Nicht/oder nicht vollständig Keine Relevanz in der Langzeitsicherheitsanalyse Siehe auch folgende Betrachtung in Punkt 2
36	Alteration von Tonmineralen	Nicht/oder nicht vollständig Keine sicherheitsrelevante Beeinflussung des Wirtsgesteins Einfluss auf Schachtverschluss zu betrachten Siehe auch folgende Betrachtung in den Punkten 1 und 7
37	Alteration von sonstigen Mineralen	Nicht/oder nicht vollständig Keine sicherheitsrelevante Beeinflussung des Wirtsgesteins Siehe auch folgende Betrachtung in Punkt 7
38	Zersetzung von Organika	Nicht/oder nicht vollständig Keine sicherheitsrelevante Beeinflussung des Wirtsgesteins Siehe auch folgende Betrachtung in den Punkten 2 und 7
39	Mikrobielle Prozesse im Grubengebäude	Ja Siehe Anhang C
40	Thermische Expansion oder Kontraktion	Nicht/oder nicht vollständig Aufgrund des Inventares vernachlässigbar
41	Phasenübergänge	Ja Siehe Anhang C
42	Wärmebedingte Hebung der Geländeoberfläche	Nicht/oder nicht vollständig Aufgrund des Inventares vernachlässigbar
43	Wärmestrom	Ja Siehe Anhang H
44	Gasbildung	Ja Siehe Anhang C
45	Zündfähige Gasgemische	Nur für die Betriebsphase berücksichtigt Siehe folgende Betrachtung in Punkt 5
46	Strahlungsinduzierte Aktivierung	Nicht/oder nicht vollständig Aufgrund des Inventares vernachlässigbar
47	Materialversprödung durch Strahlung	Nicht/oder nicht vollständig Aufgrund des Inventares vernachlässigbar
48	Radiolyse	Nicht/oder nicht vollständig Aufgrund des Inventares vernachlässigbar
49	Kritikalität	Ja Siehe Kapitel 6.2
50	Spannungsänderung und Spannungsumlagerung	Ja

Nr.	Ereignisse und Prozesse für einen Tonstandort in Norddeutschland (Vorhaben ANSICHT, FKZ 02E11061)	Bewertung der Berücksichtigung im PFV und der Relevanz für die Langzeitsicherheit
51	Strömungsvorgänge im Wirtsgestein	Ja Siehe Anhang E
52	Grundwasserströmung im Nebengebirge	Ja Siehe Anhang E
53	Gasströmung im Nebengebirge	Ja
54	Hydrochemische Verhältnisse im Nebengebirge	Ja
55	Hydrochemische Verhältnisse im Wirtsgestein	Ja
56	Mikrobielle Prozesse im Nebengebirge	Nicht/oder nicht vollständig Keine sicherheitsrelevante Beeinflussung des Wirtsgesteins und Nebengebirges Siehe auch folgende Betrachtung in Punkt 7
57	Mikrobielle Prozesse im Wirtsgestein	Nicht/oder nicht vollständig Keine sicherheitsrelevante Beeinflussung des Wirtsgesteins Siehe auch folgende Betrachtung in Punkt 7
58	Gas-Fracs im Wirtsgestein	Nicht/oder nicht vollständig Siehe folgende Betrachtung in Punkt 6
59	Thermochemische Sulfatreduktion	Nicht/oder nicht vollständig Aufgrund des Inventares vernachlässigbar
60	Radioaktiver Zerfall	Ja
61	Radionuklid-Mobilisierung	Ja siehe Anhang C
62	Sorption und Desorption	Ja siehe Anhang C
63	Kolloidbildung, -transport und -filtration	Nicht/oder nicht vollständig Siehe folgende Betrachtung in Punkt 8
64	Komplexbildung	Ja Siehe Anhang C
65	Radionuklidtransport in der flüssigen Phase	Ja Siehe Anhang C, E
66	Advektion	Ja siehe Anhang C, E
67	Mechanische Dispersion	Ja Siehe Anhang C, E
68	Diffusion	Ja Siehe Anhang C, E
69	Sonstige Transportprozesse*	
70	Radionuklidtransport in der Gasphase	Nicht/oder nicht vollständig Siehe folgende Betrachtung in Punkt 4

* FEP wurde im Vorhaben ANSICHT für die weitere Betrachtung ausgeschlossen

Neben den FEP werden der Ableitung der Szenarien spezifische Annahmen (sA) zugrunde gelegt. Diese spezifischen Annahmen spielen bei der Szenarienentwicklung nach der in ANSICHT angewandten Methode eine wichtige Rolle im Hinblick auf alternativ zu betrachtende Entwicklungen und werden hier der Vollständigkeit halber genannt. Diese sind aber zum Teil konzeptspezifisch und nicht unbedingt auf das Endlager Konrad übertragbar. Im Vorhaben ANSICHT wurden folgende spezifischen Annahmen verwendet (Lommerzheim et al. 2015):

- „Die für die Standortentwicklung zugrunde zu legende Klimaentwicklung entspricht einem 100 000-Jahre-Zyklus mit einem regelmäßigen Wechsel von Kalt- und Warmzeiten. Die Abfolge der Kaltzeiten vom Typ Weichsel, Saale und Elster entspricht dem vorgegebenen Klimabild. Bei dem ersten Auftreten des Kaltzeittyps Elster ist die Entstehung einer glazialen Rinne zu unterstellen.“ (sA1)
- „Die Schacht-, Strecken- und Bohrlochverschlüsse, der Buffer sowie Innenliner und Behälter werden anforderungsgerecht hergestellt, so dass – abgesehen von Komponentenfehlern durch die Fehlerquoten in den Fertigungs- und Kontrollverfahren - zukünftige Einwirkungen nicht zu einem Versagen führen.“ (sA2)
- „Die Korrosion des Streckenausbaus führt nicht zu langfristig wirksamen hydraulischen Wegsamkeiten.“ (sA3)
- „Die hydraulischen Eigenschaften des Versatzes werden sich während der Funktionsdauer der Verschlussbauwerke durch Kompaktion so weit ändern, dass die Ausbreitung von Schadstoffen durch advective Transportprozesse allenfalls vergleichbar zur Ausbreitung durch diffusive Transportprozesse ist.“ (sA4)
- „Es liegen keine unerkannten geologischen Merkmale oder Bohrungseigenschaften vor, durch die die Integrität der geologischen Barriere oder der Bohrungsabdichtungen in Frage gestellt werden könnte.“ (sA5)

Es ist Teil der Methodik, solche Annahmen in der Szenarienentwicklung zu hinterfragen und gegebenenfalls weitere Szenarien abzuleiten. Der zitierte FEP-Katalog wird an dieser Stelle dazu verwendet, um die Vollständigkeit (im Sinne einer Überprüfung nach Stand von W&T) der in der Langzeitsicherheitsanalyse zum Endlager Konrad betrachteten Prozesse zu überprüfen. Unter diesem Aspekt sind auch die spezifischen Annahmen aus dem FEP-Katalog ANSICHT hier zu betrachten. Eine Prüfung der Vollständigkeit an Hand der Ergebnisse aus dem Vorhaben ANSICHT ist ohne Berücksichtigung der spezifischen Annahmen nicht möglich.

Die Bewertung zeigt, dass die meisten FEP/Szenarien durch die Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad im PFB behandelt werden. Es fallen folgende Aspekte auf, die im Vorhaben Konrad nicht umfassend behandelt wurden:

1. Bewertung der **Funktionalität des Schachtverschlusses und der Bohrlochabdichtungen** (sA2 und FEP 18, 23, 26, 34, 36): Aus der Analyse ergeben sich eine Reihe von FEP (Alteration von Verschlussbauwerken, Lageverschiebung von Schachtverschlusselementen, Kanalisierung in Dichtelementen, Alteration von Tonmineralen, Korrosion von Materialien mit Zementphasen), die für die Szenarien „Ausbreitung über den Schacht“ und „Ausbreitung durch verfüllte Bohrungen“ nicht berücksichtigt wurden. Für diese Prozesse wurde in der Analyse der Unterlagen festgestellt (siehe auch Kapitel 6.1.3), dass die in (EU 463) und (EU 455) beim Nachweis verwendeten Durchlässigkeitswerte mögliche zukünftige Alterationen mit abdecken.

Des Weiteren wurde auch ein fehlerhaftes Erstellen des Schachtverschlusses und der Bohrlochverschlüsse (Annahme sA2) bei der Analyse nicht berücksichtigt. Die Schachtverschlüsse und die Bohrlochabdichtungen sind für das Endlager Konrad sicherheitsrelevant. Für alte Bohrungen wurde in (EU 437) der Zustand der Verfüllungen aller alten Bohrungen bewertet, so dass ausgeschlossen werden kann, dass es relevante Altbohrungen mit einer nicht anforderungsgerechten Verfüllung gibt. Für die zukünftige Erstellung des Schachtes wurde diese Möglichkeit jedoch nicht betrachtet. Für die Szenarien „Ausbreitung über den Schacht“ sollte daher bewertet werden, ob die in (EU 463) und (EU 455) abgeleiteten Durchlässigkeitswerte, die aus der Auflockerungszone abgeleitet werden, auch unter dem Aspekt einer nicht anforderungsgerechten Erstellung abdeckend sind.

Die Maßnahmen zum Verschluss der Schächte werden erst am Ende der Betriebsphase zur Ausführung kommen. Laut Nebenbestimmung A.7-1 des PFB ist dann ein neuer Nachweis nach dem dann geltenden Stand von W&T zu führen (A III.1.7, Nebenbestimmungen betreffend Stilllegung): *„Die Ausführungsplanung als Bestandteil des bergrechtlichen Betriebsplanverfahrens für die Verfüllung der Schächte ist rechtzeitig vor dem Abschluss des Endlagerbetriebes und vor Beginn der Arbeiten der zuständigen Bergbehörde zur Prüfung und Zulassung vorzulegen. Hierbei sind die der Langzeitsicherheitsanalyse zugrunde liegenden Kenndaten, das Qualitätssicherungsprogramm, die Belange der Arbeitssicherheit sowie die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik anzuwendenden Regelwerke zu berücksichtigen.“* Die prinzipielle Funktionalität des bestehenden Konzepts zum Schachtverschluss wurde ausreichend bewertet. Das festgestellte Delta bezüglich möglicher Abweichungen zum bestehenden Konzept durch fehlerhaftes Erstellen ist im Rahmen der Stilllegung zu überprüfen und es werden für die zweite Phase der ÜSiKo keine weiteren Untersuchungen empfohlen.

2. Bewertung der **Funktionalität der Behälter** (sA2 und FEP 31, 35, 38): Aus der Analyse ergeben sich eine Reihe von FEP (Metallkorrosion, Materialversprödung durch Wasserstoffaufnahme, Zersetzung von Organika), die bei der Langzeitsicherheitsanalyse nicht berücksichtigt wurden. Des Weiteren wurde auch nicht die Möglichkeit einer nicht anforderungsgerechten Erstellung der Behälter (Annahme sA2) betrachtet. Die Funktionalität der Behälter wird in der Langzeitsicherheitsanalyse nicht belastet. Die Nichtberücksichtigung in der Analyse hat daher keine sicherheitsrelevanten Auswirkungen. Die hier aufgeführten FEP und spezifischen Annahmen sind vor allem für die Anforderungen und technischen Konzepte für die Behälter in einem Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle sicherheitsrelevant. Dieses Delta ist somit nicht sicherheitsrelevant für das Endlager Konrad und es werden keine weiteren Untersuchungen empfohlen.
3. Bewertung der **Funktionalität des Versatzes und Streckenausbaus** (sA3, sA4 und FEP 19, 22, 25, 28, 31, 34): Aus der Analyse ergeben sich eine Reihe von FEP (Versatzkompaktion, Kanalisierung im Versatz, Metallkorrosion, Quellen und Schrumpfen von Tonmineralen, Zersetzung von Organika, Korrosion von Materialien mit Zementphasen), die bei der Langzeitsicherheitsanalyse nicht berücksichtigt wurden. Des Weiteren wurden auch eine mögliche Wegsamkeit im korrodierten Streckenausbau (sA3) und eine gering ausgeprägte Kompaktion des Versatzes (sA4) bei der Analyse nicht berücksichtigt. Die Funktionalität des Versatzes und des Streckenausbaus werden in der Langzeitsicherheitsanalyse nicht belastet. Die Nichtberücksichtigung in der Analyse hat daher keine sicherheitsrelevanten Auswirkungen. Die hier aufgeführten FEP und spezifischen Annahmen sind vor allem für die Anforderungen und technischen Konzepte für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle sicherheitsrelevant. Dieses Delta ist somit nicht sicherheitsrelevant für das Endlager Konrad und es werden keine weiteren Untersuchungen empfohlen.

4. Berücksichtigung des **Radionuklidtransportes in der Gasphase** (FEP 70): Die Ausbreitung von Gasen, insbesondere von gasförmigen Radionukliden, ist ein sicherheitsrelevanter Aspekt. Die radiologischen Konsequenzen dieses Ausbreitungspfades sind zu bewerten. Dieses Delta wurde auch bei der Bewertung der Mobilisierung und dem Transport im Grubengebäude (siehe Kapitel 6.1.2) und dem Transport in der Geosphäre (siehe Kapitel 6.1.4) identifiziert. Dieses Delta stellt somit kein zusätzliches sicherheitsrelevantes Delta dar und es bestehen keine zusätzlichen Empfehlungen zum Umgang mit diesem Delta.
5. Berücksichtigung **Zündfähiger Gasgemische** (FEP 45): Gasförmiger Sauerstoff liegt aus der eingeschlossenen Grubenluft vor, so dass bei Bildung von Wasserstoffgas prinzipiell ein zündfähiges Gasgemisch möglich ist. Da der Sauerstoff im Endlager nach dessen Verschluss schnell durch aerobe Korrosionsprozesse aufgezehrt wird, ist das Auftreten zündfähiger Gasgemische aber nicht wahrscheinlich. Dieses Delta ist nicht sicherheitsrelevant für das Endlager Konrad und es werden keine weiteren Untersuchungen empfohlen.

Berücksichtigung von **Gas-Fracs im Wirtsgestein** (FEP 58): Der notwendige Druck zur Bildung von Wegsamkeiten im Wirtsgestein durch erhöhten Gasdruck muss für jeden Endlagerstandort bestimmt werden. Der Druck hängt von den lokalen Spannungsverhältnissen (minimale effektive Hauptspannung) und den Gesteinseigenschaften (Zugfestigkeit) ab. In der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad wird kein Kredit von der Integrität des Wirtsgesteins genommen. Die im Rahmen des Sicherheitsnachweises durchgeführten Rechnungen zur Gasausbreitung in (EU 321) lassen außerdem den Schluss zu, dass im Grubengebäude keine Gasdrücke auftreten, die die Integrität des Wirtsgesteins beeinflussen können. Für den Radionuklidtransport in der gelösten Phase ist die nicht ausreichende Berücksichtigung von Gas-Fracs daher nicht als sicherheitsrelevantes Delta einzustufen und es werden keine weiteren Untersuchungen empfohlen. Gas-Fracs könnten allerdings prinzipiell einen Einfluss auf den Gastransport und somit einen Einfluss auf den Radionuklidtransport in der Gasphase in anderen Gebirgsbereichen entlang des Transportwegs haben. Die Relevanz von Gas-Fracs für einen möglichen Radionuklidtransport in der Gasphase (vergleiche Punkt 4) ist daher im Rahmen der in den Kapiteln 6.1.2 und 6.1.4 empfohlenen Untersuchungen mit zu berücksichtigen.

6. **Alteration/Diagenese des Wirtsgesteins/Nebengesteins** (FEP 10, 24, 28, 36, 37, 38, 56, 57): Aus der Analyse ergeben sich eine Reihe von FEP (Diagenese, Nicht thermisch-induzierte Volumenänderung von Materialien, Alteration von Tonmineralen, Alteration von sonstigen Mineralen, Zersetzung von Organika, Quellen und Schrumpfen von Tonmineralen, mikrobielle Prozesse im Wirtsgestein und Nebengestein), die eine mögliche zukünftige Beeinflussung des Wirtsgesteins und Nebengebirges beschreiben, die in der Langzeitsicherheitsanalyse nicht berücksichtigt wurden. Die Auswirkungen dieser Prozesse auf eine mehrere hundert Meter mächtige Tongesteinsbarriere sind gering und somit nicht sicherheitsrelevant. Dieses Delta ist somit nicht sicherheitsrelevant für das Endlager Konrad und es werden keine weiteren Untersuchungen empfohlen.
7. Berücksichtigung des **Einflusses von Kolloiden** auf den Transport von Radionukliden (FEP 63): Die Analyse des Einflusses von Kolloiden auf den Transport von Radionukliden ist für den advektiven Transport in porösen und geklüfteten Medien notwendig, da auf Grundlage vorliegender Untersuchungsergebnisse nicht ausgeschlossen werden kann, dass ein sicherheitsrelevanter Einfluss vorliegt. Dieses Delta wurde auch bei der Bewertung der Mobilisierung und dem Transport im Grubengebäude (siehe Kapitel 6.1.2) und dem Transport in der Geosphäre (siehe Kapitel 6.1.4) identifiziert. Dieses Delta stellt somit kein zusätzliches sicherheitsrelevantes Delta dar und es bestehen keine zusätzlichen Empfehlungen zum Umgang mit diesem Delta.

8. Umgang mit **unerkannten geologischen Merkmalen**: Es wurde nicht bewertet, inwieweit unerkannten geologischen Merkmale (sA5) Auswirkungen auf die Langzeitsicherheit haben. Im Wesentlichen werden hierbei unerkannte Störungen im Deck- und Nebengebirge unterstellt. Dieses Delta wurde auch bei der Bewertung der Grundwasserbewegung (siehe Kapitel 6.1.3) diskutiert und nicht als sicherheitsrelevant bewertet. Es bestehen keine zusätzlichen Empfehlungen zum Umgang mit diesem Delta.
9. Umgang mit **alternativen Klimaentwicklungen**: Es wurde nicht bewertet, inwieweit alternativen Klimaentwicklungen (sA1) Auswirkungen auf die Langzeitsicherheit haben. Denkbare Alternativen sind verkürzte oder verlängerte Kalt-/Warmzeit-Zykluslängen. Bei einer verkürzten und damit in der Intensität verminderten Kaltzeit werden zukünftige Inlandvereisungen im skandinavischen Raum eine geringere Eismächtigkeit als während der Elster-/Saale- oder Weichselzeit besitzen und damit eine Inlandvereisung bis zum Standort vordringen kann. Auch Permafrost ist bei einem verkürzten Zyklus aufgrund der kürzeren Wirkungsdauer auf die oberflächennahen Bereiche des Endlagersystems beschränkt. Eine Verlängerung des Kalt-/Warmzeit-Zyklus würde ein längeres Fortbestehen der derzeitigen Warmzeit und ein späteres Einsetzen einer zukünftigen Kaltzeit bedeuten. Es bestehen somit ähnliche oder gar reduzierte negative Auswirkungen solcher Alternativen für das Barrierensystem gegenüber dem für Konrad dargelegten geologischen Langzeitaussage. Dieses Delta ist somit nicht sicherheitsrelevant für das Endlager Konrad und es werden keine weiteren Untersuchungen empfohlen.

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Es wurden Deltas zum Stand von W&T bei der Betrachtung der Szenarienentwicklung identifiziert (siehe Text oben und Tab. 7.2). Dies betrifft zum einen den allgemeinen Punkt der

- fehlenden Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeiten der abgeleiteten Szenarien.

Eine nachträgliche Einteilung der Szenarien in Wahrscheinlichkeitsklassen hat keine Bedeutung für die Sicherheit.

Zum anderen betrifft dies die identifizierten zehn Aspekte, die nach dem Stand von W&T im Rahmen eines Sicherheitsnachweises üblicherweise diskutiert werden, für die es aber keine entsprechende Bewertung im PFB gibt.

Für die folgenden sechs Deltas:

- Funktionalität der Behälter,
- Funktionalität des Versatzes und Streckenausbaus,
- Zündfähige Gasgemische,

- Alteration/Diagenese des Wirtsgesteins/Nebengesteins,
- Unerkannte geologische Merkmale und
- Alternative klimatische Entwicklungen

wurde dabei bereits festgestellt, dass für das Endlager Konrad keine Sicherheitsrelevanz besteht. Für diese Deltas wird daher keine Empfehlung für weitere Untersuchungen gegeben.

Ein weiteres Delta ist die

- Fehlerhafte Erstellung des Schachtverschlusses und der Bohrlochabdichtungen

Bezüglich der Funktionalität des Schachtverschlusses ist laut Nebenbestimmung des PFB am Ende der Betriebsphase ein neuer Nachweis nach dem dann geltenden Stand von W&T zu führen. Die festgestellten Deltas durch mögliche Abweichungen zum bestehenden Konzept sind im Rahmen der Stilllegung zu überprüfen und es sind für die zweite Phase der ÜSiKo keine weiteren Untersuchungen notwendig.

Zwei weitere Deltas

- Berücksichtigung des Radionuklidtransportes in der Gasphase und
- Einfluss von Kolloiden auf den Transport von Radionukliden

wurden auch bei der Analyse der Themenbereiche Mobilisierung und Transport im Grubengebäude (siehe Kapitel 6.1.2) und Transport in der Geosphäre (siehe Kapitel 6.1.4) identifiziert.

Damit bleibt ein Delta, für die eine zusätzliche Empfehlung für weitere Untersuchungen besteht:

- Gas-Fracs im Wirtsgestein.

Anzahl insgesamt identifizierter Deltas für das Themengebiet: 11

Anzahl der Deltas mit Empfehlung für weitere Untersuchungen: 3

Vorgeschlagene weiterführende Untersuchungen in der zweiten Phase der ÜSiKo:

Es wurden drei zukünftige Entwicklungsmöglichkeiten identifiziert, die in den Szenarien im PFB detaillierter diskutiert werden sollten.

Zwei dieser Deltas

- Radionuklidtransportes in der Gasphase und
- Einfluss von Kolloiden auf den Transport von Radionukliden

wurden auch bei der Analyse der Themenbereiche Mobilisierung und Transport im Grubengebäude (siehe Kapitel 6.1.2) und Transport in der Geosphäre (siehe Kapitel 6.1.4) identifiziert. Für diese beiden Deltas bestehen Empfehlungen zum Umgang, die aber identisch zu jenen in den genannten Kapiteln sind. Dort werden die Empfehlungen jeweils im Detail beschrieben. Bezüglich der

- Gas-Fracs im Wirtsgestein

wird empfohlen, die Frage der Relevanz von Gas-Fracs für einen möglichen Radionuklidtransport in der Gasphase im Rahmen der empfohlenen Untersuchungen zum Radionuklidtransport in der Gasphase mit zu untersuchen.

6.1.2 Mobilisierung und Transport im Grubengebäude

Die Baumstruktur der Aussagen und Informationen und die vollständigen Bewertungsformulare zum Themengebiet Mobilisierung und Transport im Grubengebäude sind in Anhang C aufgeführt. Im Folgenden werden die wichtigsten Aussagen aus der Analyse der Unterlagen zusammengefasst.

Die Planung des Grubengebäudes und der Einlagerungsfelder in der Langzeitsicherheitsanalyse lässt ein endlagerbares Abfallgebindevolumen von bis zu 650.000 m³ zu, das als Grundlage für die technische Auslegung der Anlage und die Sicherheitsanalysen herangezogen wurde. Aufgrund von aktualisierten Abfallmengenprognosen wurde im PFB ein wesentlich geringeres als das ursprünglich vom Antragsteller zugrunde gelegte Abfallgebindevolumen, nämlich nur etwa 303.000 m³, festgelegt. Da die vom Antragsteller durchgeführten Sicherheitsanalysen ein endlagerbares Abfallgebindevolumen von bis zu 650.000 m³ berücksichtigen, werden Aussagen, die sich in den Planunterlagen auf dieses Abfallgebindevolumen beziehen, überschätzt. Die Diskrepanz zu den tatsächlichen Gegebenheiten ist für die folgende Analyse des Standes von W&T der sicherheitsrelevanten Aussagen in den Planunterlagen unerheblich, da die der Langzeitsicherheitsanalyse zu Grunde liegenden Volumina im Grubengebäude durch jene Volumina im Grubengebäude dominiert werden, die durch die Änderung des Abfallvolumens nicht betroffen sind. Die Reduktion des Abfallvolumens ändert das Gesamtvolumen im Grubengebäude nur um etwa 13 %. Diese Änderung stellt gegenüber den anderen Ungewissheiten der Prozesse im Grubengebäude nur eine geringfügige Änderung dar, die durch die damit verbundenen konservativen Annahmen bezüglich des Lösungszutritts, Behälterstandzeit und Mobilisierungsdauer abgedeckt wird. Aus diesem Grund stellt diese Abweichung aus Sicht des Gutachters kein sicherheitsrelevantes Delta dar.

Die Betrachtung der Mobilisierung und des Transports im Grubengebäude erfolgt für das Endlager Konrad mit stark vereinfachten Methoden. Bei dem dabei verwendeten Modell wird nur ein Modellelement (Box) für das gesamte Grubengebäude verwendet. Es wird somit keine Diskretisierung des Transports im Grubengebäude betrachtet. Innerhalb dieser Box wird in jedem Zeitschritt der Rechnung eine instantane Durchmischung der Schadstoffe in der gesamten Lösung betrachtet. Dieses Vorgehen entspricht einem Exponentialmodell. Der berechnete Schadstoffausstrom aus der Box hat zu Beginn ein Maximum und nimmt danach exponentiell ab. Nach Stand der W&T würde man den Lösungsfluss und Radionuklidtransport in einem diskretisierten Grubengebäudemodell berechnen. Daher besteht hier ein Delta zum Stand von W&T.

Die Datenlage zu bestimmten Prozessen im Grubengebäude hat sich seit dem PFV Konrad fortentwickelt. So gibt es neue Informationen aus Forschungsprogrammen oder zu anderen Standorten, die für die Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad verwendet werden könnten. Dieses Delta gilt für die mikrobiellen Prozesse, die Löslichkeit und die Sorption.

Ungewissheiten bezüglich der Mobilisierungs- und Transportprozesse und ihrer zugehörigen Parameter werden für das Grubengebäude nur in Einzelfällen betrachtet. Für die Behälterstandzeit, die Dauer der Mobilisierung und die Transportprozesse im Endlager wurden zum Teil sehr konservative Annahmen getroffen, die die zu erwartenden Ungewissheiten anderer Prozesse in der Regel mit abdecken. Ein Abbau von Ungewissheiten für die Prozesse im Grubengebäude würde daher in den meisten Fällen (z. B. für die Sorption oder Löslichkeitsgrenzen) zu einem Abbau in der Konservativität des Ergebnisses der Freisetzungsrechnungen führen.

Grundsätzlich ist anzumerken, dass für das Endlager Konrad die Zeitdauern der Radionuklidfreisetzung aus dem Grubengebäude verglichen mit den Transportzeiten in der Geosphäre kurz sind. Dadurch wird das Ergebnis der langzeitsicherheitsanalytischen Rechnungen durch die Prozesse im Grubengebäude insgesamt nur geringfügig beeinflusst. Gleiches gilt dementsprechend auch für deren Ungewissheit. Grund dafür ist das Sicherheitskonzept für das Endlager Konrad (vergleiche auch Kapitel 4.2), das nicht auf einer Rückhaltung der Radionuklide im Grubengebäude, sondern auf einer

Rückhaltung in der Geosphäre durch die geringdurchlässigen Unterkreidetone beruht. Aus diesem Grund wird auch einer detaillierteren Betrachtung des Radionuklidtransports im Grubengebäude mit moderneren Rechenprogrammen im Hinblick auf die Sicherheitsaussage für das Endlager Konrad keine Relevanz beigemessen.

Zwei Prozesse beim Radionuklidtransport im Grubengebäude werden in der Langzeitsicherheitsanalyse zum Endlager Konrad nicht betrachtet. Dies sind erstens der kolloidbeeinflusste Radionuklidtransport in der flüssigen Phase und zweitens der Transport von gasförmigen Radionukliden in der Gasphase und deren Freisetzung aus dem Grubengebäude mit der Gasfreisetzung.

In den Lösungen vorhandene kolloidale Partikel, z. B. aus Huminstoffen gebildete Huminkolloide, können Schadstoffe anlagern und somit als Träger für Radionuklide fungieren. Sowohl in Laborexperimenten an Grundwasser-Sediment-Systemen als auch bei Beobachtungen in großflächigen Systemen wurde festgestellt, dass die in natürlichen Grundwässern vorkommenden Kolloide den Transport von bestimmten Schadstoffkationen, u. a. von Actiniden, entscheidend beeinflussen können. Die Berücksichtigung des durch Kolloide beeinflussten Radionuklidtransports ist als Stand von Wissenschaft und Technik anzusehen. Da die Zeitdauern der Radionuklidfreisetzung aus dem Grubengebäude im Vergleich mit den Transportzeiten in der Geosphäre kurz sind, ist kein signifikanter Einfluss auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre zu erwarten. Dieses Delta betrifft jedoch in gleicher Weise auch den Transport im Deckgebirge (siehe Kapitel 6.1.4).

Eine Analyse des Transports gasförmiger Radionuklide und der Konsequenzen aus der Freisetzung gasförmiger Radionuklide ist Stand von Wissenschaft und Technik, siehe z.B. NEA (2015). Im Grubengebäude des Endlagers Konrad können auf Grund der anaeroben Korrosion metallischer und der mikrobiellen Zersetzung organischer Abfallbestandteile signifikante Mengen von Gasen entstehen. Diese Gase führen zu einem Druckaufbau und können im Grubengebäude teilgesättigte Bereiche mit einer freien Gasphase bilden. Neben der großen Menge nicht radioaktiver Gase können auch geringe Mengen radioaktiver Gase gebildet werden. Die radioaktiven Gase vermischen sich mit den nicht radioaktiven Gasen und werden mit diesen zunächst im Grubengebäude und dann aus dem Grubengebäude heraus transportiert. Falls sie bis in die Biosphäre gelangen, können die radioaktiven Gase dort auch radiologische Konsequenzen nach sich ziehen. Auf Grund der Menge des vorgesehenen Inventars und der Halbwertszeit ist zu erwarten, dass dabei nur C-14, welches in der Form von $^{14}\text{CO}_2$ oder $^{14}\text{CH}_4$ vorliegen kann eine potenziell dosisrelevante Rolle spielt³.

Es wurden für das Endlager Konrad Rechnungen zum Gastransport im Grubengebäude des Endlagers und dessen umgebender Geosphäre durchgeführt, die zeigen, dass Gase aus dem Grubengebäude in die Geosphäre freigesetzt werden. Mit den nicht radioaktiven Gasen werden somit auch radioaktive Gase freigesetzt. Eine Abschätzung über die Menge der radioaktiven Gase und der damit verbundenen Konsequenzen lassen sich aus den bestehenden Unterlagen für das Endlager

³ Von den Reviewern dieses Berichts in der ersten Phase der ÜSiKo wird an dieser Stelle neben C-14 zusätzlich die Betrachtung des potentiellen Transports von methyliertem Se-79 in der Gasphase empfohlen.

Die Möglichkeit des Vorhandenseins von Se-79 in einer prinzipiell in der Gasphase transportierbaren Form durch Biomethylation wird z. B. in (Francis 2013) diskutiert. Den Erstellern dieses Berichts ist allerdings keine Langzeitsicherheitsanalyse für Endlager von radioaktiven Abfällen bekannt, in der die Freisetzung von Se-79 aus einem Endlager über den Gaspfad betrachtet wird. Die Betrachtung dieses Prozesses ist daher eher als Gegenstand der aktuellen Forschung, nicht aber als Stand von W&T anzusehen. Die in (Francis 2013) genannten Formen von Selen (Dimethylselenid und Dimethyldiselenid) weisen unter Normalbedingungen einen flüssigen Aggregatzustand auf und werden daher als Aerosole in der Gasphase transportiert. Die Einschätzung gilt in gleicher Weise für die ebenfalls in (Francis 2013) diskutierte Form von Iod als Methyljodid. Ob durch Aerosole ein relevanter Transport vom Endlager durch ein lösungsgesättigtes poröses Medium bis in die Biosphäre zu erwarten ist, oder ob der Transport dieser Stoffe, falls sie wirklich auftreten sollten, in der flüssigen Phase stattfindet ist dabei zu prüfen. Diese Prüfung wird in die folgende Empfehlung mit aufgenommen.

Konrad nicht ableiten, da der dokumentierte Zeitraum von Ergebnissen der Berechnungen zu gering ist. Eine Untersuchung der möglichen Konsequenzen aus der Freisetzung radioaktiver Gase aus dem Endlager Konrad liegt nicht vor. Zusätzliche Untersuchungen werden daher als erforderlich erachtet. Dieses Delta betrifft in gleicher Weise auch den Transport im Deckgebirge. Dieser Punkt wird dort noch einmal behandelt (siehe Kapitel 6.1.4).

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Es wurden Deltas zum Stand von W&T bei der Betrachtung der Mobilisierung und dem Transport im Grubengebäude identifiziert (siehe Text oben und Tab. 7.2). Bei der Berücksichtigung

- der Freisetzung aus der Abfallmatrix gibt es ein Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten,
- der mikrobiellen Prozesse gibt es neue Informationen zum Prozessverständnis,
- des Transports ist der Einfluss von Kolloiden auf den Radionuklidtransport ein unberücksichtigter Prozess,
- des Transports ist der Radionuklidtransport in der Gasphase ein unberücksichtigter Prozess,
- der Strömung gibt es neue Entwicklungen betreffend Analysemethoden,
- der Löslichkeit gibt es neue Informationen zu standortunabhängigen Daten und
- der Sorption gibt es neue Informationen zu vergleichbaren Standorten.

Anzahl insgesamt identifizierter Deltas für das Themengebiet:	7
Anzahl der Deltas mit Empfehlung für weitere Untersuchungen:	1

Vorgeschlagene weiterführende Untersuchungen in der zweiten Phase der ÜsiKo:

Es wird empfohlen, Betrachtungen zur Freisetzung von gasförmigen Radionukliden durchzuführen und mögliche Konsequenzen abzuschätzen. Mögliche Schritte für die Betrachtungen sind:

- Prüfung, ob für den Gastransport weitere Radionuklide als C-14 relevant sein können. Dabei sind methylierte Formen von Selen und Iod zu berücksichtigen (siehe auch Fußnote auf Seite 71).
- Bestimmung eines Quellterms für radioaktive Gase
- Vereinfachende Abschätzungen zur Freisetzung radioaktiver Gase aus dem Grubengebäude (zum weiteren Transport in der Geosphäre siehe auch Delta in Kap. 6.1.4)

Sollten sich vereinfachende Abschätzungen als nicht ausreichend erweisen, dann müssen gegebenenfalls 2-Phasenflussrechnungen durchgeführt werden.

6.1.3 Grundwasserbewegung

Die Baumstruktur der Aussagen und Informationen und die vollständigen Bewertungsformulare zum Themengebiet Grundwasserbewegung sind in Anhang D aufgeführt. Im Folgenden werden die wichtigsten Aussagen aus der Analyse der Unterlagen zusammengefasst.

Die Modellierung der großräumigen Grundwasserbewegung für einen Endlagerstandort ist Bestandteil der Analyse zur Langzeitsicherheit eines Endlagers. Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung ermöglichen die Bestimmung potenzieller Ausbreitungswege von Radionukliden vom Endlager bis in die Biosphäre. Die Grundlagen für die Grundwassermodellierung bilden das geologische und das hydrogeologische Modell. Darin werden die geologische und die hydrogeologische Situation beschrieben und die hydraulischen Kenndaten der Gesteine angegeben, die zur Berechnung der tiefen Grundwasserbewegung benötigt werden.

Im Rahmen des PFV wurden die Informationen zum geologischen und hydrogeologischen Modell durch das NLFb als Behörde mit eigenen Informationen geprüft und bestätigt. Der Detaillierungsgrad der Informationen im Untersuchungsgebiet ist ausreichend für die getroffenen Schlussfolgerungen bezüglich des geologischen Modells. Da keine neuen Informationen bezüglich der Geologie vorliegen, definiert das verwendete Modell weiterhin den Stand von W&T.

Die bei der Erkundung angewendeten Methoden entsprechen heute noch dem Stand von W&T. Es gibt mittlerweile weitere Untersuchungsmethoden, die bei einer heutigen Standorterkundung zusätzlich als Ergänzung eingesetzt würden, dies sind insbesondere weiterentwickelte seismische Mess- und Auswertemethoden, insbesondere die 3D-Seismik, die eine detailliertere Standorterkundung zulassen würden, als es mit der zur Zeit des PFV eingesetzten 2D-Seismik möglich war. Letztere ist allerdings immer noch Stand von Wissenschaft und Technik, wird weiterhin allgemein verbreitet eingesetzt und ist in Kombination mit weiteren Untersuchungsverfahren dazu geeignet, die benötigten Informationen zu erheben.

Eine möglichst genaue Erkundung der geologischen Gegebenheiten – und daher auch eine Anwendung neuerer seismischer Erkundungsmethoden mit einer höheren Auflösung – ist aus wissenschaftlicher Sicht immer wünschenswert. Aus langzeitsicherheitsanalytischer Sicht ist eine genauere Erkundung als die bestehende allerdings nur dann notwendig, falls es wahrscheinlich ist, dass die zusätzlichen Erkundungsergebnisse einen sicherheitsrelevanten Einfluss auf die Berechnung des Bewertungsmaßstabs, also der Strahlenexposition in der Biosphäre haben. Dies wäre dann der Fall, falls bei der bisherigen Erkundung wesentliche aktive Störungen und Klüfte in den Tonsteinen der Unterkreide nicht entdeckt worden wären und somit ein hydraulischer Kurzschluss zwischen den tiefen und den flachen Aquiferen bestünde, welcher einen präferenziellen Freisetzungspfad für die Radionuklide darstellen könnte. Aus drei Gründen halten es die Gutachter für unwahrscheinlich, dass solche wesentlichen unerkannten Klüfte und Störungen existieren:

- Die unentdeckten Störungen und Klüfte müssten sehr ausgedehnt sein und eine hohe Permeabilität ausweisen, um überhaupt einen signifikanten Einfluss auf die Ausbreitungswege zu haben.

Von dem Battelle Institut wurden als Gutachter der Genehmigungsbehörde Grundwasserströmungsmodellierungen mit zwei unterschiedlichen geologischen Modellen, aber mit demselben Rechenprogramm und hydrogeologischen Parametersatz durchgeführt. Dies sind zum einen das Schichtenmodell und das Störzonenmodell (vergleiche auch Bewertungsformular 3.3). Während beim Schichtenmodell keine Störungen modelliert wurden, sondern diese in den Parameterwerten der homogenen Unterkreidetone berücksichtigt wurden, wurden beim Störzonenmodell Zonen erhöhter Durchlässigkeit an wichtigen tektonischen Störungen, an Salzstockrändern sowie in einzelnen Horizonten explizit im Modell

berücksichtigt. Die Strömungspfade des Grundwassers als Ergebnis beider Modelle (siehe Abbildungen 51 und 49 in GS 20 für das Schichtenmodell, sowie Abbildungen 38 und 39 in GS 21 für das Störzonenmodell) zeigen grundsätzlich ähnliche Ergebnisse für beide Modelle. Unerkannte Störungen müssten damit also einen wesentlich größeren Einfluss als die schon bekannten Störungen haben, um die Strömungspfade wesentlich zu beeinflussen.

- Eine direkte Ausbreitung der Radionuklide durch die Unterkreide wurde in den Varianten der Modellrechnungen bereits berücksichtigt.

In der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad wurde ein Rechenfall betrachtet, in dem für die Durchlässigkeit der Unterkreidetone ein so hoher Wert angesetzt wurde, dass die Ausbreitung der Radionuklide in vertikaler Richtung durch die Unterkreide erfolgt. Für diese Variante werden keine wesentlich höheren Strahlenexpositionen ermittelt, als für die Variante mit niedriger Durchlässigkeit der Unterkreide (vergleiche auch Kapitel 6.1.4).

- Die Existenz relevanter offener hydraulisch aktiver Klüfte im Tonstein der Unterkreide ist an sich bereits unwahrscheinlich.

Im Forschungsvorhaben „Sicherheits- und Nachweismethodik für ein Endlager im Tongestein in Deutschland (ANSICHT, FKZ 02E11061)“ (Jobmann et al. 2017) wurden die Unterkreidetone in Norddeutschland, wie sie auch am Standort Konrad vorkommen, als Wirtsgestein für ein Endlager für radioaktive Abfälle betrachtet. In diesem Vorhaben wurde unter anderem ein Katalog der wesentlichen Eigenschaften und Prozesse erstellt (siehe Tab. 6.1). In dem FEP „Störungen und Klüfte in der Geosphäre“ des FEP-Katalogs heißt es: *„Aufgrund der Tiefenlage des als Initial-Barriere festgelegten Wirtsgesteins [...] kann angenommen werden, dass die hydraulische Leitfähigkeit von geklüfteten Bereichen sich nicht von derjenigen des ungestörten Tongesteins unterscheidet“*. Grund dafür ist die Selbstheilung von Tongesteinen gegen Klüfte *„Für die hydraulische Durchlässigkeit von Störungen und Klüften in Tongestein wurde bei Untersuchungen und Beobachtungen in Bohrungen und Tunneln im Opalinus-Ton festgestellt, dass sich diese nicht signifikant von derjenigen des ungestörten Tongesteins unterscheidet, sofern die Gebirgsmächtigkeit im Hangenden mindestens 200 m beträgt“*. Weiterhin wird festgestellt, dass auch an vergleichbaren Standorten ähnliche Befunde getroffen wurden: *„Auch die Existenz von Erdöl- und Erdgaslagerstätten, in von Störungen geprägten Gebieten, liefert deutliche Hinweise auf eine sehr geringe hydraulische Leitfähigkeit der Klüfte und Störungen in den tonigen, abdeckenden und in ausreichenden Tiefen liegenden Schichtenfolgen“*.

Auf Grund der ausreichenden Überdeckung der Unterkreidetone am Standort Konrad durch die Oberkreidetone, das Tertiär und das Quartär und der angenommenen selbstheilenden Eigenschaften der Unterkreidetone, werden unentdeckte Störungen und Klüfte in den Unterkreideschichten, die ausreichend wirksam sind, um die Ergebnisse der Sicherheitsanalysen zu beeinflussen, als nicht wahrscheinlich angesehen. Zusätzliche Untersuchungen mit neuen Messmethoden werden deshalb als nicht sicherheitsrelevant bewertet. Zusätzliche Untersuchungen wären prinzipiell dazu geeignet Konservativitäten abzubauen, da sie die Ungewissheiten verringern würden, die mit konservativen Parameterwerten für die Durchlässigkeit der geologischen Schichten abgedeckt wurden.

Das Modellgebiet des hydrogeologischen Modells ist auf Grund der natürlichen Gegebenheiten räumlich gut begrenzt. Die aktuelle hydrogeologische Situation ist ausreichend gut charakterisiert und die hydrogeologischen Modellparameter, insbesondere die Porosität und die Permeabilität der Gesteine, sind bekannt. Die verbleibenden Ungewissheiten werden in den Modellrechnungen berücksichtigt. Die Trennung der Grundwasserleiter durch die Tonsteine der Unterkreide wird durch die Verteilung der Salinität und die hohen Grundwasseralter bestätigt. Beide Befunde lassen auf

eine langsame Grundwasserströmung in den tiefen Grundwasserleitern schließen. Der langsame Transport natürlicher Inhaltsstoffe des Grundwassers ist im Sinne eines natürlichen Analogons auch als unterstützendes Argument für einen langsamen Transport der Radionuklide zu sehen. Die aktuellen In- und Exfiltrationsgebiete des Grundwassers, sowie die grundsätzliche Richtung der Grundwasserströmung sind durch die geologischen Gegebenheiten und die Topographie gut definiert. Insgesamt ist das hydrogeologische Modell damit ausreichend gut begründet.

Insgesamt wurden von dem Antragsteller und dem Gutachter fünf unterschiedliche Rechenprogramme für numerische Modellrechnungen eingesetzt. Bis auf eine verwenden alle Modellrechnungen 3D-Modelle und betrachten nur Süßwasser. In einem Modell wird hingegen ein 2D-Modell verwendet und die Dichte des salinen Grundwassers berücksichtigt. Die Vernachlässigung der Dichte in den durchgeführten Modellrechnungen im Rahmen des PFV ist sicherheitsgerichtet, da sie in den Modellrechnungen zu höheren Darcy- und Transportgeschwindigkeiten führt.

Die große Zahl der im Rahmen des PFV von Antragsteller und Gutachter eingesetzten Rechenprogramme mit unterschiedlicher Numerik und deutlich unterschiedlichen Modellen hinsichtlich der Gitterstruktur und der betrachteten geometrischen Komplexität stärkt das Vertrauen in die berechneten Ergebnisse, da die Ergebnisse insgesamt vergleichbar sind bzw. sich Unterschiede durch die Modellannahmen erklären lassen. Dieses Vertrauen gilt, obwohl die Komplexität der betrachteten Geometrie in allen Fällen deutlich unter jener liegt, die heute in der Modellierung der Grundwasserströmung üblich ist. Der Stand von W&T der Grundwassermodellierung hat sich seit der Zeit des PFV in hohem Maße weiterentwickelt. Die heute verfügbaren Rechenprogramme zur Berechnung der Grundwasserströmung – und auch des dadurch verursachten Radionuklidtransports – sind um ein Vielfaches leistungsfähiger, so dass sowohl eine Berücksichtigung der Dichte der Lösung als auch wesentlich feinere Modellgitter und somit sehr viel detaillierter aufgelöste geologische Strukturen Stand von W&T sind.

Obwohl die Modellierung der Grundwasserbewegung nicht mehr dem Stand von W&T entspricht, ist nicht zu erwarten, dass sich bei einer Modellierung nach dem Stand von W&T signifikant höhere errechnete Darcy-Geschwindigkeit des Grundwassers und ein dadurch bedingter schnellerer Radionuklidtransport ergäben. Vielmehr ist damit zu rechnen, dass der Einsatz modernerer Rechenprogramme, mit unter Anderem der Berücksichtigung der Dichte, zu einer langsameren Grundwasserströmung im Modell führen würde. Damit liegt für die festgestellte Abweichung vom Stand von W&T kein sicherheitsrelevantes Delta vor.

Neuere geowissenschaftliche Langzeitprognosen, die auch den Standort Konrad miteinschließen (Mrugalla 2014), unterstützen die Aussage, dass Veränderungen der tiefliegenden geologischen Schichten durch kaltzeitliche Prozesse, insbesondere eine schädigende Beeinflussung der Unterkreide, nicht zu erwarten sind. Etwas differenzierter als im Plan für den Standort Konrad wird in Mrugalla (2014) der Einfluss kaltzeitlicher Prozesse auf die quartären geologischen Schichten, insbesondere auf die Topologie des Gebiets betrachtet. Mit einer zukünftigen Überföhrung des Standorts nach etwa 150 000 Jahren durch einen Gletscher, sind signifikante Veränderungen des hydrogeologischen Systems zu erwarten. Dies betrifft sowohl die vorliegenden hydraulischen Potenziale, welche die Grundwasserströmung antreiben, als auch die Hydrochemie. In der Langzeitsicherheitsanalyse für den Standort Konrad werden demgegenüber für den gesamten Nachweiszeitraum konstante Randbedingungen angesetzt. Die Ungewissheiten bezüglich der zukünftigen Entwicklung des hydrogeologischen Systems werden weder in der geologischen Langzeitprognose, noch in der Langzeitsicherheitsanalyse ausreichend diskutiert, noch wird beschrieben, wie mit diesen Ungewissheiten umgegangen wird. Dieser Umstand wird als Delta zum Stand von W&T identifiziert.

Auf Grund der konservativen Umsetzung des hydrogeologischen Modells im numerischen Modell der Transportrechnungen zur Bewertung der Ausbreitung von Radionukliden aus dem Endlager bis

in die Biosphäre, ist davon auszugehen, dass die diskutierten Ungewissheiten in der zukünftigen Entwicklung des hydrogeologischen Modells durch den Einfluss zukünftiger Kaltzeiten vom derzeitigen numerischen Rechenmodell der Langzeitsicherheitsanalyse abgedeckt werden. Ein Einfluss des identifizierten Deltas auf die Sicherheitsaussage ist daher nicht vorhanden und es werden keine weiteren Untersuchungen empfohlen.

Die gering durchlässigen Schichten im Hangenden der Endlagerformation, zu denen vor allem die Unterkreide zählt, wurden durch die beiden Schächte des Grubengebäudes und eine größere Anzahl Tiefbohrungen durchörtert. Durch gesonderte Modellrechnungen wurde untersucht, ob diese als potentielle Freisetzungswege für Radionuklide aus dem Endlager zur Biosphäre angesehen werden können, wenn die Funktionsfähigkeit der Abdichtungen nicht gewährleistet werden kann. In diesen Untersuchungen wurden zeitlich konstante Randbedingungen und Parameter verwendet und eine stationäre Grundwasserströmung berechnet. Demgegenüber ist es allerdings zu erwarten, dass über den langen Nachweiszeitraum die geotechnischen Abdichtungen auf Grund von zukünftigen Änderungen der Hydrochemie und oder mechanischen Belastungen Alterationsprozesse erfahren und dass sich diese Prozesse eventuell auch auf deren Durchlässigkeit auswirken können. Dieser Umstand wird als Delta zum Stand von W&T identifiziert.

Die zukünftige Entwicklung der Permeabilität des Schachtverschlusses wurde bei der Analyse der Unterlagen qualitativ bewertet. Dieser Bewertung liegt folgender Gedanke zu Grunde: Die in den Modellrechnungen einfließende integrale (querschnittsgemittelte) Permeabilität der Schächte und Bohrungen setzt sich aus zwei Anteilen zusammen; zum einen der Permeabilität des geotechnischen Verschlussbauwerks und zum anderen der Permeabilität der Auflockerungszone (ALZ), die im umliegenden Gestein vorliegt. Während die Permeabilität des Verschlussbauwerks durch zukünftige Einwirkungen beeinträchtigt werden kann, ist demgegenüber für die Auflockerungszone anzunehmen, dass diese sich mit der Zeit verschließt und sich deren Permeabilität verringert. Diese beiden gegenläufigen Veränderungen gleichen sich in einer Weise aus, so dass zu erwarten ist, dass die Dichtigkeit des Schachts auch in der Zukunft besser bleiben wird als es in den Modellrechnungen zur Untersuchung der Auswirkungen berücksichtigt wurde.

Die Maßnahmen zum Verschluss der Schächte werden erst am Ende der Betriebsphase zur Ausführung kommen. Laut Nebenbestimmung A.7-1 des PFB ist dann ein neuer Nachweis nach dem dann geltenden Stand von W&T zu führen (A III.1.7, Nebenbestimmungen betreffend Stilllegung): *„Die Ausführungsplanung als Bestandteil des bergrechtlichen Betriebsplanverfahrens für die Verfüllung der Schächte ist rechtzeitig vor dem Abschluss des Endlagerbetriebes und vor Beginn der Arbeiten der zuständigen Bergbehörde zur Prüfung und Zulassung vorzulegen. Hierbei sind die der Langzeitsicherheitsanalyse zugrunde liegenden Kenndaten, das Qualitätssicherungsprogramm, die Belange der Arbeitssicherheit sowie die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik anzuwendenden Regelwerke zu berücksichtigen.“* Die prinzipielle Funktionalität des bestehenden Konzepts zum Schachtverschluss wurde ausreichend bewertet. Das bestehende Konzept ist im Rahmen der Stilllegung zu überprüfen. Weitere Untersuchungen werden für nicht notwendig erachtet.

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Es wurden Deltas zum Stand von W&T bezüglich der Betrachtung der Grundwasserbewegung identifiziert (siehe Text oben und Tab. 7.2). Bei der Betrachtung

- des hydrogeologischen Modells und
- dem Einfluss der Schächte und alter Bohrungen

gibt es ein Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten. Diese Ungewissheiten wurden bei der Analyse der Unterlagen qualitativ bewertet und in beiden Fällen festgestellt, dass für die festgestellten Abweichungen vom Stand von W&T kein sicherheitsrelevantes Delta vorliegt.

Der Stand von W&T der Grundwassermodellierung hat sich seit der Zeit des PFV in hohem Maße weiterentwickelt. Trotz der Tatsache, dass die Modellierung der Grundwasserbewegung nicht mehr dem Stand von W&T entspricht, ist nicht zu erwarten, dass sich bei einer Modellierung nach dem Stand von W&T signifikant größere errechnete Darcy-Geschwindigkeiten des Grundwassers und ein dadurch bedingter schnellerer Radionuklidtransport ergäben. Damit liegt für die festgestellte Abweichung vom Stand von W&T kein sicherheitsrelevantes Delta vor und es sind keine zwingenden weiteren Untersuchungen notwendig. Dennoch kann die Durchführung von aktualisierten Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung auf Grund des wesentlichen Fortschritts in diesem Gebiet dazu beitragen, bestehende Konservativitäten abzubauen, ein detaillierteres Bild zur Grundwasserbewegung zu erhalten und somit letztendlich ein besseres Systemverständnis zu erlangen.

Anzahl insgesamt identifizierter Deltas für das Themengebiet:	2
Anzahl der Deltas mit Empfehlung für weitere Untersuchungen:	0

6.1.4 Transport in der Geosphäre

Die Baumstruktur der Aussagen und Informationen und die vollständigen Bewertungsformulare zum Themengebiet Transport in der Geosphäre sind in Anhang E aufgeführt. Im Folgenden werden die wichtigsten Aussagen aus der Analyse der Unterlagen zusammengefasst.

In der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad erfolgt die Berechnung des Radionuklidtransports in der Geosphäre anhand eindimensionaler Modellrechnungen mit dem Rechenprogramm SWIFT. Die eindimensionalen Transportpfade für das Transportmodell in der Geosphäre werden aus den dreidimensionalen Rechnungen zur Grundwasserbewegung per Particle Tracking abgeleitet. Dabei werden virtuelle Partikel in die Grundwasserströmung freigesetzt und deren Weg durch die Geosphäre verfolgt, bis das oberflächennahe Grundwasser erreicht wird, wodurch Stromlinien ermittelt werden. Aus den Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung ergeben sich auf diese Weise drei verschiedene 1D-Fließpfade für Partikel, deren Weg im Endlager startet. Die drei Ausbreitungspfade werden in den Verfahrensunterlagen nach den hauptsächlich durchströmten Gesteinen benannt und folgendermaßen bezeichnet (vergleiche auch Kapitel 2.2 und Abb. 2.3):

- der Unterkreidepfad (Ia),
- der Oxfordpfad (Ib) und
- der Cornbrashpfad (Ic).

Für den Transport von Radionukliden in der Geosphäre werden in dem Rechenprogramm als Transportprozesse Advektion mit der Grundwasserströmung, Diffusion und Dispersion betrachtet. Eine Rückhaltung der Radionuklide erfolgt durch Sorption. Der Einstrom von Radionukliden aus dem Grubengebäude in die Geosphäre basiert auf den Berechnungen zur Mobilisierung und zum Transport der Radionuklide im Grubengebäude (siehe Kapitel 6.1.2).

Das in der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad verwendete Vorgehen, aus dem Modell zur Grundwasserbewegung per Particle Tracking bevorzugte Fließwege zu identifizieren und entlang dieser Fließwege ein 1D-Modell zur Berechnung des Radionuklidtransports zu erstellen, ist Stand von W&T. Es gilt aber zu bedenken, dass der Fließpfad der konservativen (nicht-sorbierenden) Tracking-Partikel mit den kürzesten Fließzeiten nicht unbedingt der Pfad sein muss, der auch die kürzesten Transportzeiten für sorbierende Radionuklide aufweist. Grund dafür kann sein, dass die Sorption entlang der verschiedenen Fließpfade auf Grund unterschiedlicher durchströmter geologischer Einheiten ebenfalls eine deutlich unterschiedliche Rückhaltung der Radionuklide bewirken kann. So kann theoretisch ein schneller und kurzer Strömungspfad sehr lange Transportzeiten aufweisen, falls die Rückhaltung durch Sorption an den durchströmten geologischen Einheiten hoch ist, während ein langer Strömungspfad vergleichsweise kürzere Transportzeiten aufweisen kann, wenn demgegenüber keine Sorption erfolgt. Für den Unterkreidepfad ist das aus Sicht der Gutachter der Fall, und es bestehen Zweifel an der Konservativität der Wahl des gewählten Fließpfades für die Berechnungen des Radionuklidtransports. Grund dafür ist der Anteil des Transportwegs in den Plänerkalken, für die gegenüber den anderen geologischen Schichten vergleichsweise hohe Sorptionswerte für das dosisbestimmende I-129 von bis zu 9 l/kg angenommen werden. Für den Unterkreidepfad könnten Ausbreitungswege mit einem längeren Strömungspfad, aber einer kürzeren Transportzeit in den Plänerkalken bestimmend für den Radionuklidtransport sein. Dieser Zweifel an Konservativität wird als Delta mit einem notwendigen Überprüfungsbedarf des Einflusses auf die Sicherheitsaussage identifiziert.

In dem für die Transportrechnungen verwendeten Rechenprogramm SWIFT konnten keine unterschiedlichen Grundwassergeschwindigkeiten entlang des Transportwegs berücksichtigt werden. Die unterschiedlichen Grundwassergeschwindigkeiten bei der Advektion wurden daher in den Rechnungen durch eine Veränderung des Retardationsfaktors bzw. der Porosität abgebildet. Das Vorgehen

ist den Einschränkungen des eingesetzten Transportprogramms geschuldet und entspricht nicht mehr dem Stand von W&T. Bei der Verwendung eines aktuellen Transportprogramms könnten die Geschwindigkeiten in korrekter Weise in den Rechnungen berücksichtigt werden. Für die Advektion liefert das Vorgehen korrekte Ergebnisse, und wird als akzeptabel angesehen. Das Vorgehen beeinflusst allerdings indirekt auch die Diffusion. Für den Unterkreidepfad wird abgeschätzt, dass durch dieses Vorgehen die Diffusion in den Unterkreidetonen um einen Faktor 18 unterschätzt wird. Dies stellt ein signifikantes Delta zum Stand von W&T dar, und es ist durch weitere Betrachtungen abzuschätzen, ob dieses Delta zu einer signifikanten Abweichung der Radionuklidkonzentrationen im oberflächennahen Aquifer und somit der potenziellen Strahlenexposition in der Biosphäre führt.

Die Datenlage für die berücksichtigten Sorptionskoeffizienten ist für den Standort Konrad von Element zu Element und Gestein zu Gestein deutlich unterschiedlich. Bei der Vielzahl der zu berücksichtigenden Radionuklide und der großen Anzahl von unterschiedlichen Gesteinen im Modellgebiet ist eine umfassende Untersuchung der Sorption aller Radionuklide an allen Gesteinen weder zu erwarten noch Stand von W&T. Eine Übertragung von Daten für die Sorptionsparameter von einem Radionuklid auf ein anderes anhand von Analogien bzw. eine konservative Abschätzung der Daten für die Sorptionsparameter ist üblich. Die in der Langzeitsicherheitsanalyse verwendeten Sorptionskoeffizienten für die Aktiniden erscheinen konservativ. Im Unterkreidepfad werden vergleichsweise hohe Werte für den Sorptionskoeffizienten an den Gesteinen Cenoman von $0,009 \text{ m}^3/\text{kg}$ und im Turon von $0,002 \text{ m}^3/\text{kg}$ angesetzt. Die diesen Werten zu Grunde liegenden Daten stammen aus Experimenten an jeweils nur einer repräsentativen Probe und wurden ohne einen Sicherheitsabschlag direkt in der Langzeitsicherheitsanalyse übernommen. Schon eine geringe Sorption kann einen signifikanten Einfluss auf das Ergebnis der Transportrechnungen haben. Die im Cenoman und Turon angenommenen Werte für den Sorptionskoeffizienten sind für die Verzögerung der Transportzeit des I-129 gegenüber der Laufzeit des Grundwassers um einen Faktor von etwa 10 verantwortlich. Auf Grund der hohen Relevanz der Sorptionsparameter wäre daher nach Stand von W&T eine Analyse der Auswirkung der Ungewissheit des Parameterwerts auf das Rechenergebnis notwendig. Diese nicht ausreichende Würdigung von Parameterungewissheiten wird als Delta mit einem notwendigen Überprüfungsbedarf des Einflusses auf die Sicherheitsaussage identifiziert.

Zwei Prozesse beim Radionuklidtransport im Grubengebäude werden in der Langzeitsicherheitsanalyse zum Endlager Konrad nicht betrachtet. Dies sind erstens der kolloidbeeinflusste Radionuklidtransport in der flüssigen Phase⁴ und zweitens der Transport von gasförmigen Radionukliden in der Gasphase. Beide Deltas wurden bereits beim Transport im Grubengebäude identifiziert (siehe Kapitel 6.1.2).

In den Lösungen vorhandene kolloidale Partikel, z. B. aus Huminstoffen gebildete Huminkolloide, können Schadstoffe anlagern und somit als Träger für Radionuklide fungieren. Sowohl in Laborexperimenten an Grundwasser-Sediment-Systemen als auch bei Beobachtungen in großflächigen Systemen wurde festgestellt, dass die in natürlichen Grundwässern vorkommenden Kolloide den Transport von bestimmten Schadstoffkationen, u. a. von Actiniden, entscheidend beeinflussen können. Die Berücksichtigung des durch Kolloide beeinflussten Radionuklidtransports ist als Stand von W&T anzusehen.

⁴ Während der Öffentlichkeitsveranstaltung zur ÜsiKo am 23.01.2019 in Braunschweig wurde von einem Zuhörer aus dem Publikum angemerkt, dass im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens die Rolle von Kolloiden diskutiert wurde und dass ein möglicher Einfluss von Kolloiden auf den Radionuklidtransport auf Grund der hohen Salinität der Grundwässer und der daraus folgenden geringen Stabilität von Kolloiden zu dieser Zeit negiert wurde.

Die Ersteller dieses Berichts weisen darauf hin, dass diese Entscheidung nicht nachvollziehbar dokumentiert wurde. Die Stabilität von Kolloiden ist weiterhin nicht allein ausschlaggebend für den Einfluss von Kolloiden auf den Radionuklidtransport. Aus heutiger Sicht kann die Entscheidung nicht mehr nachvollzogen werden. Das festgestellte Delta bleibt somit prinzipiell bestehen und erfordert zumindest eine nachvollziehbar dokumentierte Diskussion zum Einfluss von Kolloiden auf den Radionuklidtransport.

Da eine Freisetzung von Radionukliden in der Gasphase aus dem Grubengebäude in die Geosphäre möglich ist, sind deren Transport in der Geosphäre und potenzielle Konsequenzen zu bewerten. Es wurden im Rahmen des PFV Konrad zwar Untersuchungen zur Gasausbreitung im Grubengebäude und in den umgebenden Gesteinsschichten durchgeführt, Ziel dieser Berechnungen war es jedoch nicht, die Ausbreitung gasförmiger Radionuklide zu bewerten, sondern die Auswirkungen der Gasausbreitung auf den Lösungs-transport. Die verwendeten Modelle sind bezüglich der betrachteten vertikalen Ausdehnung zu klein und die durchgeführten Modellrechnungen zeitlich zu kurz, als dass sie nachträglich für eine Bewertung der Konsequenzen der Gasausbreitung auf den Radionuklidtransport herangezogen werden können.

Zwei mögliche Varianten für die Gasausbreitung sind plausibel: Zum einen, dass das Gas aufsteigt, in die Schichten im Hangenden des Kimmeridge eindringt und weiter vertikal aufsteigt, oder dass auf Grund eines hohen Gaseindringdrucks der geringpermeablen Unterkreidetone, diese als eine Art Sperrschicht wirken und sich die Gase an der Unterseite der Unterkreidetone in horizontaler Richtung ausbreiten. Entscheidend für den Transportweg sind die Druckverhältnisse an der Oberkante des Kimmeridge. Diese werden durch den Gaseindringdruck der Gesteine, den hydrostatischen Druck des Porenwassers und den Gasdruck bestimmt.

Es wird empfohlen, Betrachtungen zur Ausbreitung von gasförmigen Radionukliden in der Geosphäre durchzuführen und mögliche Konsequenzen abzuschätzen (siehe auch Fußnote auf Seite 71). Falls sich radioaktive Gase in gasförmigem Zustand bis in die Biosphäre ausbreiten kann, ist bei der Bewertung der Strahlenexposition in der Biosphäre auch ein entsprechendes Expositionsmodell zu Grunde zu legen, da das bestehende Expositionsmodell ausschließlich Freisetzungen von Radionukliden in gelöstem Zustand im Grundwasser berücksichtigt.

Für den Themenbereich Transport in der Geosphäre wurden folgende vier Deltas zum Stand von W&T identifiziert (siehe Text oben und Tab. 7.2), für die jeweils weitere Untersuchungen als notwendig erachtet werden. Bei der Betrachtung

1. der Stromlinien besteht ein Delta bezüglich der Konservativität von Annahmen bezüglich der Bestimmung der Transportpfade,
2. der Diffusion besteht ein Delta bezüglich der Konservativität von Annahmen bezüglich des verwendeten Modells,
3. der Sorption gibt es ein Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterunsicherheiten und
4. der Transportprozesse gibt es mit dem Transport gasförmiger Radionuklide Deltas bezüglich der berücksichtigten Prozesse.

Die ersten drei Punkte stellen dabei identifizierte Deltas an den bestehenden Untersuchungen dar, während das letzte Delta bisher nicht durchgeführte Untersuchungen identifiziert. Die ersten drei Punkte betreffen alle den Unterkreidepfad, und für alle drei Deltas wird unter anderem eine mögliche Vorgehensweise zur Beseitigung des Deltas beschrieben, nämlich die Wiederholung von Transportrechnungen für das dosisrelevante Radionuklid I-129 mit dem bestehenden 1D-Modell aus der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad, aber unter Vernachlässigung der Sorption in den Plänerkalken (Delta 1 und 3) und unter Verwendung eines numerisch korrekten Transportmodells für die Advektion und Diffusion (Delta 2).

Im Rahmen des PFV wurden bereits im Jahr 2000 durch die GRS Nachrechnungen der Transportrechnungen der Langzeitsicherheitsanalyse durchgeführt (Becker 2000). Grund dafür waren neue Daten für die Halbwertszeit des Radionuklids Se-79. Da das Rechenprogramm SWIFT nicht zur Verfügung stand, wurden die Rechnungen mit dem GRS-eigenen Rechencode EMOS (Storck et al.

1996) nachgerechnet. Dabei wurden identische Eingabedaten verwendet wie für die Rechnungen mit SWIFT, so dass diese Rechnungen direkt miteinander vergleichbar sind, aber somit auch die hier identifizierten Deltas in gleicher Weise für diese Nachrechnungen gelten. Bei den Rechnungen aus dem Jahr 2000 ergab sich sowohl für den Unterkreidepfad als auch für den Oxfordpfad ein Maximalwert im oberflächennahen Aquifer für das Radionuklid I-129, welcher 25 bis 30 % über dem errechneten Wert aus dem PFV aus dem Jahr 1991 liegt. Der Zeitpunkt des Auftretens der Maxima bleibt unverändert. Die geringfügige Erhöhung der Werte wurde auf eine geringere numerische Dispersion im Rechenprogramm EMOS gegenüber SWIFT zurückgeführt. Die geringere numerische Dispersion führt zu einem verzögerten Freisetzungsbeginn sowie einer Verschmälerung des Kurvenverlaufs und damit zu dieser Erhöhung der Maxima (Becker 2000). Die Abweichung von 30 % kann somit als numerische Ungewissheit der Rechnungen angesehen werden.

Da das Rechenprogramm EMOS auch heute noch zur Verfügung steht, wurde eine quantitative Einschätzung vorgenommen, wie stark das Ergebnis der Sicherheitsanalysen durch die drei genannten Deltas beeinflusst wird. Als Vergleichsreferenz wurden dabei die Rechnungen in (Becker 2000) herangezogen. Im ersten Schritt wurden die Betrachtungen der Transportprozesse Advektion und Diffusion korrigiert. Dazu wurde für den gesamten Transportweg einheitlich der Diffusionskoeffizient von $1 \cdot 10^{-11} \text{ m}^2/\text{s}$ angesetzt. Die Darcy-Geschwindigkeit des Grundwassers wurde aus dem Querschnittsflächen der Schichten entlang des Transportwegs und dem Volumenstrom des Grundwassers ermittelt (Daten aus Tabelle 7-4 in EU 076.1). Die verwendeten aktualisierten Daten sind in Tab. 6.2 angegeben.

Tab. 6.2: Berechnete Darcy-Geschwindigkeiten des Grundwassers für die Schichten entlang des Transportwegs im Unterkreidepfad
(Die Daten für den Volumenstrom, das Flächenverhältnis und die Fläche des Oxford wurden entsprechend Tabelle 7-4 in EU 076.1 gewählt)

Schicht	Volumenstrom [m ³ /a]	Flächen- verhältnis [-]	Fläche [km ²]	Darcy- Geschwindigkeit [m/a]
Oxford	3 200	1	1,33	$2,41 \cdot 10^{-3}$
Kimmeridge	3 200	1	1,33	$2,41 \cdot 10^{-3}$
Unterkreide	3 200	18,5	24,60	$1,30 \cdot 10^{-4}$
Cenoman	3 200	1,203	1,60	$1,50 \cdot 10^{-5}$
Turon	3 200	1,203	1,60	$6,56 \cdot 10^{-5}$

Das Ergebnis der quantitativen Einschätzung der Radionuklidkonzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer mit den korrigierten Parameterwerten für die Transportprozesse Advektion und Diffusion ist in Abb. 6.1 als blaue Kurve dargestellt. Zum Vergleich sind in Rot die Kurve für das Ergebnis der Nachrechnung aus dem Jahr 2000 und als horizontale Linie der Wert des ursprünglichen Ergebnisses für die maximale Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer aus dem PFV mit angegeben. Es zeigt sich, dass alle drei Werte der maximal errechneten Konzentrationen von I-129 innerhalb der numerischen Ungewissheit identisch sind. Somit war der Zweifel an der Konservativität des 2. Deltas bezüglich der Diffusion offensichtlich nicht angebracht.

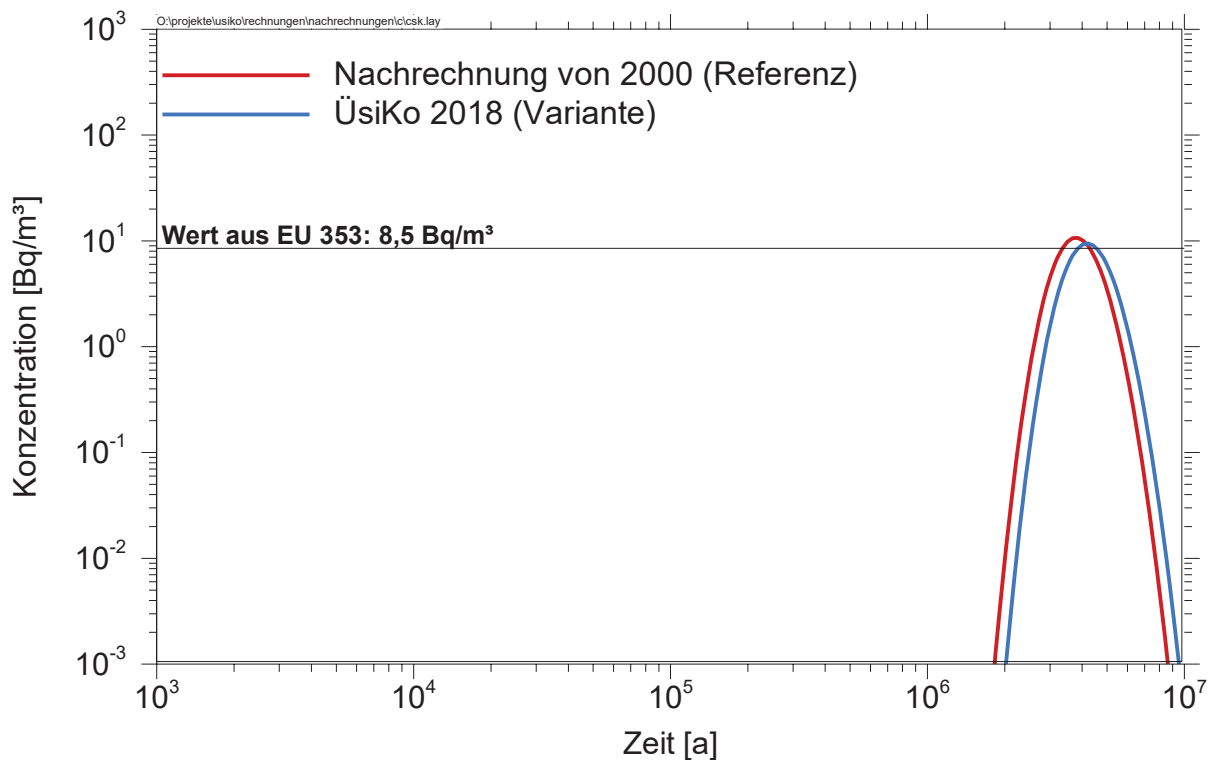


Abb. 6.1 Aus Modellrechnungen bestimmte Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer für den Unterkreidepfad bei Berücksichtigung eines Diffusionskoeffizienten von $1 \cdot 10^{-11} \text{ m}^2/\text{s}$

Als zweiter Schritt wurde der K_d -Wert von I-129 in den Schichten Cenoman und Turon variiert. Dabei wurde zum einen eine Verringerung des K_d -Werts um einen Faktor 10 und zum anderen eine völlige Vernachlässigung der Sorption ($K_d = 0 \text{ m}^3/\text{kg}$) angenommen. Wie in Abb. 6.2 dargestellt, steigt in diesem Fall der Maximalwert der Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer auf 87,3 Bq/m³, was einen Faktor 8,2 gegenüber der Nachrechnung aus dem Jahr 2000 entspricht. Der Zeitpunkt verschiebt sich auf 324 000 Jahre. Bei einer Reduktion des K_d -Werts um einen Faktor 10 liegt der Maximalwert der Konzentration bei 62,2 Bq/m³ entsprechend einem Faktor von 5,8 gegenüber der Nachrechnung aus dem Jahr 2000, wobei sich der Zeitpunkt auf 736 000 Jahre verschiebt. Die beiden Varianten zeigen den hohen Einfluss der Sorption auf die maximale Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer und vor allem auf den Zeitpunkt dessen Auftretens. Ohne bessere Absicherung des K_d -Werts von Iod im Cenoman und Turon ist nach Meinung der Gutachter in konservativer Weise die Sorption ganz zu vernachlässigen. Soll diese Konservativität in der Zukunft wieder abgebaut werden, so sind die K_d -Werte von Iod im Turon und Cenoman besser zu belegen. Die Erhöhung des errechneten Werts für die maximale Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer wirkt sich in gleicher Weise auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre aus. Diese ist für den Unterkreidepfad entsprechend zu korrigieren. Eine Überschreitung des radiologischen Bewertungsmaßstabs (vergleiche auch Kapitel 4.1) erfolgt dadurch aber nicht.

Vergleicht man die Ergebnisse der quantitativen Einschätzungen in der ÜsiKo zum Unterkreidepfad mit jenen des Oxfordpfades (siehe Tab. 6.3), dann zeigt sich, dass für beide Pfade bei Vernachlässigung der Sorption größenordnungsmäßig ähnliche Ergebnisse erzielt werden. Insbesondere tritt das Maximum zu einem ähnlichen Zeitpunkt auf. Die Hervorhebung des Oxfordpfades als den ungünstigeren Freisetzungspfad gegenüber dem Unterkreidepfad, wie es in den Unterlagen des PFV bisweilen erfolgt, erscheint daher nicht unbedingt gerechtfertigt.

Tab. 6.3: Vergleich der Ergebnisse für die maximale Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer und dem Zeitpunkt dessen Auftretens zwischen den Rechnungen im Rahmen des PFV, den Nachrechnungen von Becker (2000) und den Abschätzungen in der ÜsiKo

	Unterkreidepfad		Oxfordpfad	
	Zeitpunkt [a]	Konzentration [Bq/m³]	Zeitpunkt [a]	Konzentration [Bq/m³]
Planunterlagen (EU 353)	3 700 000	8,5	330 000	42,0
Becker (2000)	3 700 000	10,6	332 000	54,7
ÜsiKo (dieser Bericht)	324 000	87,3	332 000	54,9

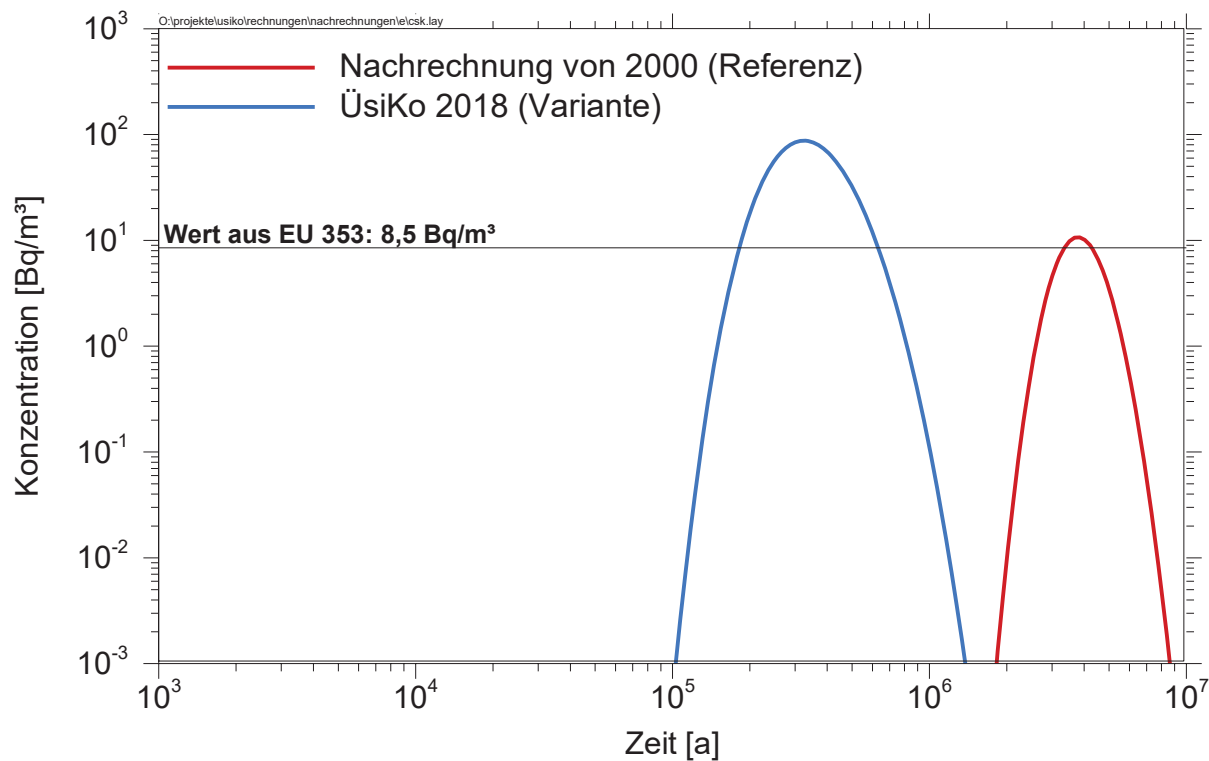


Abb. 6.2 Aus Modellrechnungen bestimmte Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer für den Unterkreidepfad bei Vernachlässigung der Sorption in den Schichten Cenoman und Turon

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Es wurden Deltas zum Stand von W&T bezüglich der Betrachtung des Transports in der Geosphäre identifiziert (siehe Text oben und Tab. 7.2):

- Beim Radionuklidtransport in der flüssigen Phase ist der Einfluss von Kolloiden ein unberücksichtigter Prozess.

- Der Radionuklidtransport in der Gasphase ist ein unberücksichtigter Prozess.
- Bei der Bestimmung der Stromlinien der Ausbreitungspfade gibt es ein Delta bezüglich der Konservativität von Annahmen.
- Bei der Diffusion gibt es ein Delta bezüglich der Konservativität von Annahmen.
- Bei der Sorption gibt es ein Delta bezüglich der Würdigung von Parameterungewissheiten.

Anzahl insgesamt identifizierter Deltas für das Themengebiet:	5
Anzahl der Deltas mit Empfehlung für weitere Untersuchungen:	5

Vorgeschlagene weiterführende Untersuchungen in der zweiten Phase der ÜsiKo:

Es wird erstens empfohlen, Untersuchungen zum Einfluss von Kolloiden auf den Radionuklidtransport in Lösung durchzuführen. Mögliche Schritte für die weiteren Untersuchungen sind:

- Betrachtungen bezüglich der zu erwartenden Kolloidarten und -konzentrationen im Aquifer und Zusammenstellung der transportrelevanten Parameter.
- Gegebenenfalls Durchführung von Transportrechnungen für die durch die Kolloide beeinflussten Radionuklide mit dem bestehenden 1D-Modell unter Berücksichtigung des Kolloidtransports.

Es wird zweitens empfohlen, Betrachtungen zur Freisetzung von gasförmigen Radionukliden durchzuführen und mögliche Konsequenzen abzuschätzen. Dabei sind neben gasförmigem C-14 eventuell weitere gasförmige Radionuklide zu berücksichtigen, falls diese bei Freisetzung aus dem Grubengebäude als relevant identifiziert wurden (siehe auch das entsprechende Delta in Kapitel 6.1.2 und die Fußnote auf Seite 71). Mögliche Schritte für die Betrachtungen sind:

- Konservative Abschätzung der potenziellen Konsequenzen aus der Ausbreitung von gasförmigen Radionukliden ohne die Durchführung von numerischen Rechnungen. Dabei können unter Umständen durch die Berücksichtigung der Wiederauflösung und Verdünnung der gasförmigen Radionuklide im Porenwasser der umliegenden Gesteinsschichten relevante Konsequenzen der Ausbreitung in der Gasphase ausgeschlossen werden.
- Durchführung von numerischen Modellrechnungen mit einem 2-Phasen-Transportprogramm ähnlich derer in (EU 321 und GS 26), aber unter Berücksichtigung eines größeren Modellgebiets und eines längeren Zeitraums.

Es wird weiterhin empfohlen, die oben durchgeführten Berechnungen bezüglich der drei Deltas zum Unterkreidepfad detailliert zu überprüfen. Mögliche Schritte sind u. a. die

- Durchführung von Transportrechnungen für das dosisrelevante Radionuklid I-129 mit dem bestehenden 1D-Modell unter Vernachlässigung der Sorption in den Plänerkalken, oder
- Durchführung von Transportrechnungen mit dem 3D-Modell, die zeigen, dass das Maximum der Radionuklidkonzentration höher ist, als mit dem bestehenden 1D-Modell berechnet, oder
- Bestätigung der Gültigkeit der angenommenen Werte für die Sorptionskoeffizienten im Cenoman und Turon.

6.1.5 Strahlenexposition

Die Baumstruktur der Aussagen und Informationen und die vollständigen Bewertungsformulare zum Themengebiet Strahlenexposition sind in Anhang F aufgeführt. Im Folgenden werden die wichtigsten Aussagen aus der Analyse der Unterlagen zusammengefasst.

Die potentielle Strahlenexposition der Bevölkerung in der Nachbetriebsphase des Endlagers Konrad wurde aus den Radionuklidkonzentrationen im Grundwasser, die sich aus den Modellrechnungen zur Radionuklidausbreitung (siehe Kapitel 6.1.4) ergeben, entsprechend der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift (AVV) zu § 45 StrlSchV berechnet. Aus der Berechnungsvorschrift in der AVV für die Dosis ergibt sich ein Proportionalitätsfaktor zwischen der Radionuklidkonzentration im Grundwasser und der berechneten effektiven Dosis, welcher Dosiskonversionsfaktor genannt wird.

Bei der Berechnung nach der AVV wird unterstellt, dass dem exponierten Individuum ausschließlich radioaktiv kontaminiertes Wasser zur Verfügung steht und die gesamte Nahrung unter dessen Verwendung erzeugt wird, wobei die Verzehrsgewohnheiten der Nahrung durch das Individuum in der AVV vorgegeben werden. Berücksichtigt werden folgende Expositionspfade:

1. Ingestion von radioaktiv kontaminiertem Trinkwasser,
2. Ingestion von Milch und Fleisch von Tieren, die mit radioaktiv kontaminiertem Wasser getränkt wurden,
3. Ingestion von Pflanzen, die mit radioaktiv kontaminiertem Wasser beregnet wurden,
4. Ingestion von Milch und Fleisch von Tieren, deren Futter mit radioaktiv kontaminiertem Wasser beregnet wurde,
5. Ingestion von Fisch, der aus Gewässern stammt, die mit radioaktiv kontaminiertem Grundwasser gespeist wurden,
6. externe Exposition durch Aufenthalt auf mit radioaktiv kontaminiertem Wasser beregneten Flächen.

Das prinzipielle Vorgehen in der Langzeitsicherheitsanalyse Konrad zur Berechnung der Dosiskonversionsfaktoren und die dabei berücksichtigten Expositionspfade entsprechen heute noch dem Stand von W&T. Seit dem PFB für das Endlager Konrad wurden allerdings sowohl die Strahlenschutzverordnung als auch die AVV zur Berechnung der Strahlenexposition überarbeitet und dabei insbesondere die zu Grunde liegenden Verzehrsgewohnheiten geändert. Gültig ist derzeit die AVV zu §47 StrlSchV (BMU 2012). Dies stellt ein sicherheitsrelevantes Delta zum Stand von W&T dar, da sich die berechnete Strahlenexposition bei einer Berücksichtigung der aktualisierten Berechnungsgrundlage erhöht. Es ist daher durch die Berechnung der potenziellen Strahlenexposition in der Biosphäre zu aktualisieren.

Die identifizierte Änderung der Berechnungsgrundlage auf die Strahlenexposition wird als nicht wesentlich im Hinblick auf die grundsätzliche Sicherheitsaussage für das Endlager Konrad angesehen, da die angegebenen Werte für die potenzielle jährliche Strahlenexposition weiterhin deutlich unter dem Bewertungsmaßstab im PFV liegen.

Bei der Bewertung der Aussagen im PFV zum Themenbereich Transport in der Geosphäre (siehe Kapitel 6.1.4) wurde empfohlen, Betrachtungen zur Ausbreitung von gasförmigen Radionukliden in der Geosphäre durchzuführen und mögliche Konsequenzen abzuschätzen. Falls sich radioaktive Gase bis in die Biosphäre ausbreiten können, dann ist zur Bewertung der Strahlenexposition in der Biosphäre auch ein entsprechendes Expositionsmodell zu Grunde zu legen, da das bestehende

Expositionsmodell ausschließlich Freisetzungen von Radionukliden in gelöstem Zustand im Grundwasser berücksichtigt.

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Es wurde ein Delta zum Stand von W&T bezüglich der Berechnung der Strahlenexposition identifiziert (siehe Text oben und Tab. 7.2). Bei der Berücksichtigung der

- Dosiskonversionsfaktoren gibt es neue Informationen zu standortunabhängigen Daten

Anzahl insgesamt identifizierter Deltas für das Themengebiet:	1
---	---

Anzahl der Deltas mit Empfehlung für weitere Untersuchungen:	1
--	---

Vorgeschlagene weiterführende Untersuchungen in der zweiten Phase der ÜsiKo:

Es wird empfohlen, die Dosisberechnung an die aktuelle Strahlenschutzverordnung und die zugehörige aktuelle AVV zu § 47 der Strahlenschutzverordnung anzupassen. Die notwendigen Schritte für die Anpassung der Dosisberechnung für das Endlager Konrad an die derzeit gültige AVV sind demnach:

- Berechnung von Dosiskonversionsfaktoren nach der aktuell gültigen AVV zu §47 StrlSchV und
- Berechnung aktualisierter potenzieller Strahlenexpositionen für das Endlager Konrad aus den Radionuklidkonzentrationen im Grundwasser gemäß (EU 353 Rev. 1) und den aktualisierten Dosiskonversionsfaktoren.

6.2 Kritikalität in der Nachbetriebsphase

Die Baumstruktur der Aussagen und Informationen und die vollständigen Bewertungsformulare zum Themengebiet Kritikalität in der Nachbetriebsphase sind in Anhang G aufgeführt. Im Folgenden werden die wichtigsten Aussagen aus der Analyse der Unterlagen zusammengefasst.

Restmengen an spaltbaren Stoffen in Abfallgebinden können aus dem Abfallprodukt ausgelaugt werden und sich möglicherweise ansammeln. Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit erfolgt für die Nachbetriebsphase mit Hilfe des Vergleichs der im Grubengebäude maximal möglichen entstehenden Spaltstoffkonzentrationen mit der für eine kritische Anordnung benötigten Konzentration. Hierfür wird der Kritikalitätssicherheitsnachweis stellvertretend für andere Nuklide an Hand des vorhandenen Inventars von Pu-239 erbracht. Dabei wird unterstellt, dass das gemäß den Endlagerungsbedingungen spezifische Aktivitätsinventar homogen in einer Einlagerungskammer verteilt ist. Die Bestimmung der kleinsten kritischen Pu-239-Konzentration, welche zur Bildung einer kritischen Anordnung notwendig ist, erfolgt unter der Annahme eines unendlich ausgedehnten Spaltstoffsystems oder endlicher Systeme in idealisierter Kugelform. Zudem werden u. a. reines Pu-239 in reinem Wasser sowie in verschiedenen Betonsorten oder Erz mit unterschiedlichen Wasseranteilen unterstellt. Im Fall der endlichen Systeme wird zudem eine äußere Betonschicht ohne Spaltstoff angenommen, welche ausreichend dick gewählt wurde, um maximale Neutronenreflexion zu gewährleisten.

Neben Pu-239 kann sich eine kritische Ansammlung auch durch andere Aktinide ergeben. Für viele dieser Radionuklide basiert die Schlussfolgerung auf Kritikalitätssicherheit lediglich auf der erwarteten Abfallmenge. Dass diese Werte nicht überschritten werden und damit ggf. eine kritische Anordnung möglich werden kann, ist aufgrund der fehlenden formalen Begrenzung der insgesamt einzulagernden Massen dieser Radionuklide letztlich nicht sichergestellt. Ein formaler Nachweis zu Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase für diese Radionuklide fehlt deshalb, was als Delta identifiziert wurde. Es wird daher empfohlen, einen vollständigen Kritikalitätsnachweis für alle höheren Aktinide durchzuführen.

Kritische Ansammlungen können prinzipiell entweder

- gelöst in der Lösung,
- sorbiert auf Oberflächen oder
- ausgefällt in einer Festphase entstehen.

In den Verfahrensunterlagen gibt es Untersuchungen zu kritischen Ansammlungen in der Lösung und auf Sorptionsoberflächen. In beiden Fällen bestehen Zweifel an der Folgerichtigkeit der Argumentation, weil unterstellt wird, dass der Spaltstoff im Grubengebäude homogen verteilt vorliegt, einfache Abschätzungen zeigen aber, dass weitere Untersuchungen zur Kritikalität in der Nachbetriebsphase in diesen Fällen nicht notwendig sind, da die kritischen Konzentrationen nicht erreicht werden können.

Für die Betrachtung einer möglichen Akkumulation von Spaltstoffen aufgrund von Ausfällung in Festphasen fehlen belastbare Abschätzungen der so maximal zu erreichenden Spaltstoffkonzentrationen in den Festphasen oder der gesamten Spaltstoffmassen. Insbesondere wird der Prozess der Ausfällung gelöster Spaltstoffe z. B. durch lokale pH-Wertänderungen im Grubengebäude oder in der Geosphäre, welcher die wesentliche Ursache für eine lokale Akkumulation bildet, nicht untersucht.

Eine Änderung der Löslichkeit in Abhängigkeit vom pH-Wert ist für Aktiniden aus der Literatur bekannt. Bei der Anwesenheit von CO_2 zeigt z.B. Plutonium bei hohen pH-Werten eine höhere Löslichkeit als bei einem neutralen pH-Wert. Dies ist beispielhaft in Abb. 6.3 dargestellt. Die darin abgebildeten Kurven wurden zwar für andere hydrochemische Bedingungen ermittelt als sie im Endlager Konrad vorliegen und sind deshalb nicht direkt übertragbar, es ist allerdings zu erwarten, dass sich der prinzipielle Verlauf der Kurven für die hydrochemischen Bedingungen am Standort Konrad ähnlich darstellt. Die hohe Löslichkeit von Plutonium in Anwesenheit von CO_2 bei alkalischen Bedingungen wird durch die Bildung von Pu^{IV} -Carbonato-Komplexen verursacht. Hohe pH-Werte sind durch den Zement im Endlager Konrad zu erwarten, während die pH-Werte in der Geosphäre eher neutrale Werte zeigen. CO_2 wird bei der Umsetzung von Zellulose oder anderen organischen Stoffen im Endlager gebildet, wird allerdings auch durch Karbonatisierung in zementhaltigen Lösungen gebunden. Der tatsächlich vorliegende CO_2 -Partialdruck im Endlager ist ohne weitergehende Analysen nicht vorherzusagen. Sinkt der pH-Wert während des Stofftransports, z. B. durch die Vermischung mit Grundwasser, dann kann sich die Löslichkeit von Plutonium um Größenordnungen verringern und Plutonium unter Umständen aus der Lösung ausgefällt werden. Der Ort der Änderung der pH-Werts muss dabei nicht unbedingt im Grubengebäude liegen, sondern diese Änderung kann auch außerhalb des Grubengebäudes stattfinden. Aus diesem Grund werden in diesem Fall aus formalen Gründen zwei identische Deltas formuliert.

Entsprechende Untersuchungen in der zweiten Phase der ÜSiKo sollten auf den auftretenden physikalischen und chemischen Prozessen wie Löslichkeit und Sorption beruhen. Um nicht zu konservative Ergebnisse zu erhalten, sollten realitätsnahe Betrachtungen und Modelle herangezogen werden. Dabei wird in einem ersten Schritt eine Datenbasis der Löslichkeiten der zu betrachtenden Aktiniden in Abhängigkeit des pH-Werts benötigt und im zweiten Schritt sind Abschätzungen zur Akkumulation der Aktiniden durch Ausfällung durchzuführen. Für beide Aufgaben können geochemische Rechenprogramme verwendet werden.

Die Materialien Beryllium, schweres Wasser und Graphit besitzen bessere Neutronenmoderator- bzw. Neutronenreflektoreigenschaften als (leichtes) Wasser oder Beton und können somit die neutronenphysikalische Reaktivität einer Spaltmaterialanordnung gegenüber der Verwendung von Wasser oder Beton erhöhen. Für die speziellen Moderatormaterialien schweres Wasser, Beryllium und Graphit werden in den Endlagerungsbedingungen Massengrenzen pro Abfallbinde festgelegt. Die fehlende Massenbeschränkung der insgesamt eingelagerten Moderatormaterialien ermöglicht allerdings, bei Mobilisierung dieser Materialien bzw. der Spaltstoffe, die nachträgliche Durchmischung von Moderatormaterialien und Spaltstoffen und damit grundsätzlich die Bildung von Spaltstoff-Moderator-Gemischen über die betrachteten Mengen hinaus. Diese Möglichkeit wird in den Verfahrensunterlagen nicht berücksichtigt, weshalb die vorgenommenen Massenbeschränkungen allein zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit nicht ausreichend sind. Dieses wird als Delta identifiziert, und es werden weitere Schritte für die nächste Phase der ÜSiKo vorgeschlagen.

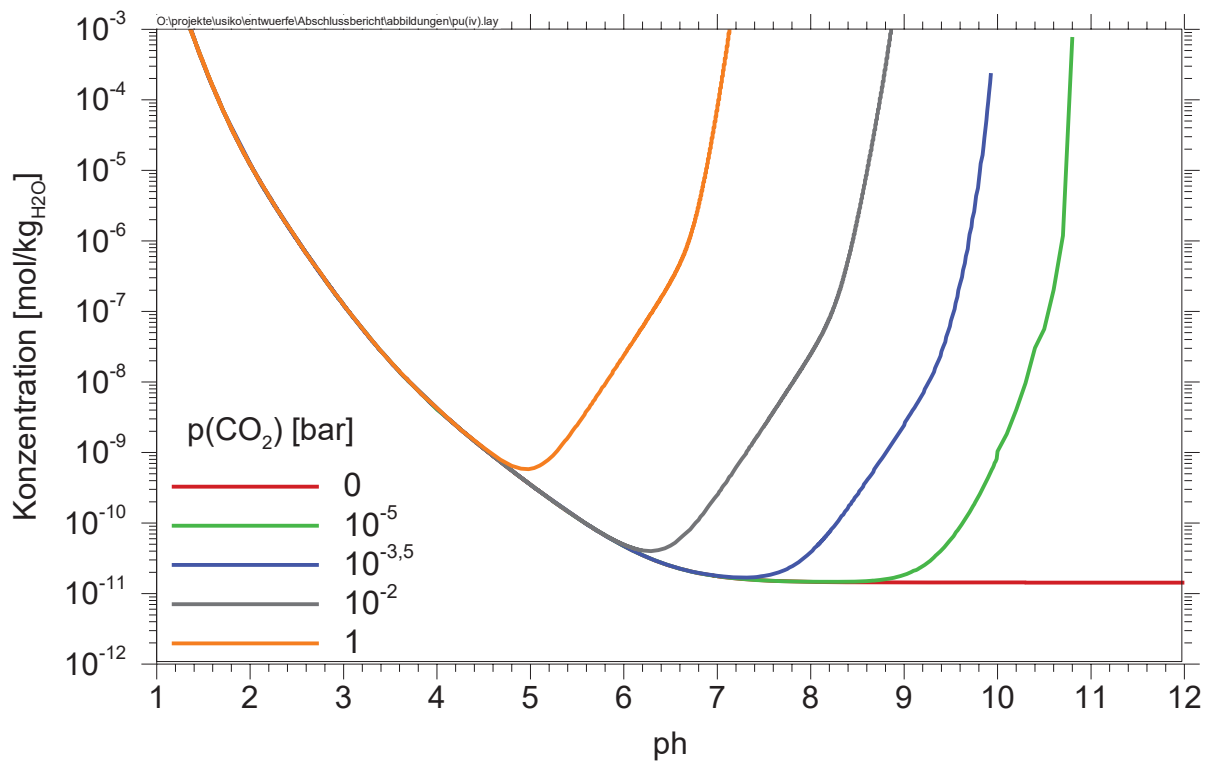


Abb. 6.3 Illustration der Löslichkeit von $\text{Pu}^{(\text{IV})}$ in 0.5 M NaCl-Lösung bei verschiedenen CO_2 -Partialdrücken (Moog et al. 2018)

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Es wurden Deltas zum Stand von W&T bezüglich der Betrachtung der Kritikalität in der Nachbetriebsphase identifiziert (siehe Text oben und Tab. 7.2). Bei der Berücksichtigung der

- Spaltstoffkonzentration in Lösung besteht ein Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes,
- Spaltstoffkonzentration durch Sorption besteht ein Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes,
- Spaltstoffkonzentration durch Ausfällung im Grubengebäude gibt es ein Delta bezüglich der berücksichtigten Prozesse,
- Spaltstoffkonzentration in der Geosphäre gibt es ein Delta bezüglich der berücksichtigten Prozesse,
- höheren Aktinide besteht ein Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes,
- spezieller Moderatormaterialien besteht ein Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes,
- Neutronenabsorber gibt es ein Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten.

Anzahl insgesamt identifizierter Deltas für das Themengebiet:

7

Anzahl der Deltas mit Empfehlung für weitere Untersuchungen:

4

Vorgeschlagene weiterführende Untersuchungen in der zweiten Phase der ÜSiKo:

Es wird vorgeschlagen, bestehende Untersuchungen zur Kritikalität in der Nachbetriebsphase zu ergänzen. Mögliche Schritte für die Betrachtungen sind:

- Betrachtung einer möglichen Akkumulation von Spaltstoffen aufgrund von Ausfällung im Grubengebäude bzw.
- in der Geosphäre. Dies umfasst die:
 - Zusammenstellung der Datenbasis der Löslichkeiten in Abhängigkeit des pH-Werts.
 - Durchführung von Abschätzungen zur Akkumulation der Aktiniden durch Ausfällung.
- Nachweis der Kritikalitätssicherheit für alle höheren Aktinide.
- Nachweis der Kritikalitätssicherheit bei der Anwesenheit spezieller Moderatormaterialien. Dies umfasst die:
 - Bestimmung der kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentrationen für die Materialzusammensetzungen inklusive des schweren Wassers.
 - Berücksichtigung einer langfristig möglichen Freisetzung des schweren Wassers aus der Abfallmatrix bei der Bestimmung der kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentration.
 - Bestimmung der kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentrationen in Graphit.
 - Bestimmung der in Graphit zu erwartenden Spaltstoffkonzentrationen.

6.3 Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins

Die Baumstruktur der Aussagen und Informationen und die vollständigen Bewertungsformulare zum Themengebiet Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins sind in Anhang H aufgeführt. Im Folgenden werden die wichtigsten Aussagen aus der Analyse der Unterlagen zusammengefasst.

Für das Endlager Konrad ist ausschließlich die Endlagerung von Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung vorgesehen. Eine wesentliche Erhöhung der Temperatur soll vermieden werden, damit einerseits während der Betriebsphase die Stabilität des Grubengebäudes nicht beeinträchtigt wird und andererseits für die Rechnungen der Sicherheitsanalyse zur Radionuklid Ausbreitung in der Nachbetriebsphase keine Temperaturabhängigkeit der Stoffparameter zu berücksichtigen sind. Die zulässige Temperaturerhöhung wird im PFB so festgelegt, dass während der Betriebsphase und bis zu einem Zeitraum von 100 000 Jahren am Stoß der Einlagerungskammern die Temperatur um maximal 3 K zunehmen soll. Zur Erfüllung dieser Anforderungen werden für jeden einzelnen Behältertyp nuklidspezifisch die maximalen Aktivitäten begrenzt.

Der Nachweis der Einhaltung des Kriteriums in der Nachverschlussphase erfolgt anhand von Modellrechnungen, denen ein einfacher Modellansatz zu Grunde liegt. Für frühe Zeiten wird die Temperaturerhöhung bei Wärmezufuhr mit einem numerischen Modellansatz betrachtet, der einen unendlich langen Kreiszylinder mit homogener Wärmequelle und Rotationssymmetrie berücksichtigt. Für späte Zeiten wird ein analytischer Ansatz mit einer Linienquelle in quasistationärer Näherung und Superposition für mehrere Strecken angewandt. Bei den durchgeführten Rechnungen wurde der zeitliche Verlauf der Wärmeleistung der Abfälle berücksichtigt und als konservativer Ansatz eine gleichzeitige Einlagerung aller Abfälle angenommen.

Nach Stand von W&T wäre die Verwendung eines räumlich detailliert aufgelösten 3D-Modells zur Berechnung der Temperaturentwicklung zu erwarten. Das für die Wärmeausbreitung verwendete eindimensionale Modell ist robust und die Parameter ausreichend konservativ. Auf Grund des für das Endlager Konrad definierten Temperaturkriteriums am Streckenstoß, welches entlang der Einlagerungsstrecke oder radial quer zur Einlagerungsstrecke keine detaillierte räumliche Analyse der Temperatur erfordert, wird das verwendete eindimensionale Modell und der gewählte Ansatz der räumlichen Mittelung der Wärmeproduktion als ausreichend angesehen, um die Sicherheitsaussage zu bewerten.

Bei der Analyse der Verfahrensunterlagen wurden zwei Prozesse identifiziert, die nach Stand von W&T nicht ausreichend betrachtet wurden. Dies sind:

- Die zeitliche Entwicklung der Eigenschaften des Wirtsgesteins sowie die Standortbedingungen unter Tage.

Es wird erwartet, dass es einen großen Einfluss durch den Grad der Lösungssättigung im Versatz und den Abfällen in den Einlagerungsstrecken auf die Wärmeleitung und die Temperaturentwicklung gibt. Die zeitlich veränderliche Lösungssättigung wurde in der Modellierung nicht berücksichtigt.

Da das Kriterium für das Endlager Konrad eine Begrenzung der Temperatur am Streckenstoß und nicht innerhalb der Strecke vorsieht, führt eine hohe Wärmeleitfähigkeit entlang der Strecke zu der stärksten Erhöhung der Temperatur am Streckenstoß. In den Rechnungen zur Temperaturentwicklung werden von Beginn an lösungsgesättigte Bedingungen in den Einlagerungskammern angenommen. Diese Annahme hat die Wahl hoher Wärmeleitfähigkeiten zur Folge und ist somit konservativ bezüglich der Temperaturentwicklung. Dieses Delta wird daher nicht als sicherheitsrelevant angesehen und weitere Untersuchungen zur Beurteilung des Deltas werden daher nicht empfohlen.

- Der Einfluss der verwendeten Versatzmaterialien auf die Temperatur.

Bei den Wärmetransportrechnungen für das Endlager Konrad wurde nicht berücksichtigt, dass zusätzlich zu dem Wärmeeintrag durch die eingelagerten Radionuklide ebenfalls ein Wärmeeintrag durch das Abbinden des Zements in dem Versatz der Einlagerungsstrecken hervorgerufen wird. Eine überschlagsmäßige Abschätzung der Wärmeleistung zeigt, dass diese in einer ähnlichen Größenordnung ist, wie die der radioaktiven Abfälle. Die Vernachlässigung der Wärmeentwicklung durch den Abbindeprozess des Zements in dem Versatz der Einlagerungsstrecken wird als Delta im Hinblick auf das 3 K-Kriterium bewertet und eine Empfehlung für das weitere Vorgehen diskutiert.

Der Zeitraum zum Abbinden des Zements und damit der Wärmeabgabe durch den Abbindeprozess ist kurz gegenüber dem zeitlichen Abstand vom Einbringen des Zements in die Einlagerungskammern bis zum Zeitpunkt des endgültigen Verschlusses des Endlagers. In der Nachbetriebsphase nach dem endgültigen Verschluss des Endlagers ist die Wärmeleistung durch das Zementabbinden daher auf vernachlässigbare Werte gegenüber jener der radioaktiven Abfälle abgeklungen. Es ist daher nicht zu erwarten, dass das 3K-Kriterium in der Nachbetriebsphase überschritten wird, und somit ist auch ein Einfluss auf die Transportprozesse der Radionuklid Ausbreitung in der Nachbetriebsphase ebenfalls nicht zu erwarten. Von den geomechanischen Eigenschaften des Wirtsgesteins im direkten Umfeld der Einlagerungskammern wird in der Langzeitsicherheitsanalyse kein Kredit genommen, daher ist ein eventuelles Überschreiten des 3K-Kriteriums während der Betriebsphase für die Nachbetriebsphase nicht relevant.

Eine Aussage über die Relevanz der Wärmeproduktion durch das Abbinden des Zements für den Zeitraum der Betriebsphase wird hier nicht getroffen.

Die hier durchgeführte Analyse der Unterlagen beschränkt sich auf die Nachbetriebsphase des Endlagers Konrad. Da für die Nachbetriebsphase keine sicherheitsrelevanten Auswirkungen der beiden festgestellten Deltas erwartet werden, sind keine weiteren Untersuchungen im Hinblick auf das 3K-Kriterium in der Nachbetriebsphase notwendig.

Einschätzung zum Stand von Wissenschaft und Technik:

Es wurden Deltas zum Stand von W&T bezüglich der Betrachtung der thermischen Beeinflussung des Wirtsgesteins in den Verfahrensunterlagen identifiziert (siehe Text oben und Tab. 7.2). Bei der Berücksichtigung des Wärmetransports gibt es zwei Deltas bezüglich der berücksichtigten Prozesse. Dies betrifft den

- Einfluss des Grads der Lösungssättigung in den Einlagerungsstrecken und den
- Wärmeeintrag durch das Abbinden des Zements.

Anzahl insgesamt identifizierter Deltas für das Themengebiet:	2
Anzahl der Deltas mit Empfehlung für weitere Untersuchungen:	0

7 Zusammenfassung

Dieser Bericht beschreibt, als Teil der Phase „Ermittlung des Überprüfungsbedarfs“ des Vorhabens ÜsiKo, die Analyse und Bewertung der Antragsunterlagen zum Planfeststellungsverfahren für das Endlager Konrad. Dabei werden die Sicherheitsanalysen zu den Themengebieten

- Langzeitsicherheitsanalyse, inklusive der Themenbereiche
 - o Szenarien,
 - o Mobilisierung und Transport im Grubengebäude,
 - o Grundwasserbewegung,
 - o Transport in der Geosphäre,
 - o Strahlenexposition,
- Kritikalität in der Nachbetriebsphase und
- thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins in der Nachbetriebsphase

betrachtet. Diese sieben Themenbereiche werden für den Zeitraum der Nachbetriebsphase bewertet.

Die Antragsunterlagen wurden in den 1980er und 90er Jahren erstellt. Im Frühjahr 1989 reichte die PTB den Plan für das Endlager Konrad bei der zuständigen Genehmigungsbehörde Niedersächsische Ministerium für Umwelt und Klimaschutz (NMU) ein. Die ursprünglichen Antragsunterlagen wurden basierend auf dem damaligen Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) und den gültigen Rechtsgrundlagen erstellt. In diesem Bericht erfolgt für die genannten Sicherheitsanalysen ein Vergleich des heute bestehenden Stands von W&T mit demjenigen in den Verfahrensunterlagen. Im Ergebnis wird dabei festgestellt, ob sich in der Argumentation bezüglich der sicherheitsrelevanten Aussagen aus Sicht des Standes von W&T Abweichungen (Deltas) in der Einschätzung ihrer Sicherheitsrelevanz ergeben. Ziel ist die Identifikation aller Punkte der genannten Themenbereiche, an denen sich bei einem fortgeschrittenen Stand von W&T ein sicherheitsrelevanter Überprüfungsbedarf ergibt. Dabei wird dargelegt,

- welches den zu Grunde liegenden Stand von W&T darstellt,
- welche Deltas zum Stand von W&T existieren und wie diese bewertet worden sind,
- welche Kriterien für die Beurteilung der Sicherheitsrelevanz zugrunde gelegt worden sind,
- welche sicherheitsrelevanten Aspekte der Sicherheitsanalysen ggf. einer Überarbeitung bedürfen, um den Stand von W&T abzubilden.

Die Liste der zu prüfenden relevanten Unterlagen umfasst neben dem Plan und dem PFB auch ergänzende Unterlagen des Antragstellers, sowie Gutachten und Stellungnahmen der Genehmigungsbehörde. Eine vollständige Analyse der gesamten Unterlagen war auf Grund deren Umfangs in der Bearbeitungsdauer nicht möglich. Eine solche vollständige Analyse der Unterlagen wird aber im Rahmen der ÜsiKo nicht verfolgt, da einerseits die Unterlagen zum PFB im Rahmen des Genehmigungsverfahrens bereits von der Genehmigungsbehörde umfassend geprüft wurden und andererseits die ÜsiKo primär darauf abzielt, ob sich in der Argumentation bezüglich der sicherheitsrelevanten Aussagen zu den genannten Themenbereichen aus Sicht des Standes von W&T Abweichungen Deltas in der Einschätzung ihrer Sicherheitsrelevanz ergeben. Für die Analyse

wurde daher ein formaler, hierarchisch strukturierter Top-Down Ansatz gewählt. Die sicherheitsrelevanten Aussagen zu den genannten Themenbereichen in den Verfahrensunterlagen und die Frage, worauf diese Aussagen beruhen, sind dabei die Ausgangspunkte der Analyse. Für eine bessere Nachvollziehbarkeit wurde die Analyse anhand von einheitlichen Bewertungsformularen durchgeführt und in den Anhängen B bis H dokumentiert.

Bei der Analyse wurden insgesamt 36 Deltas identifiziert. Die Liste aller Deltas ist in Tab. 7.2 aufgeführt. Bei 14 dieser Deltas wurde ein weiterer zukünftiger Überprüfungsbedarf auf Grund der Sicherheitsrelevanz festgestellt. Für die Deltas mit einer Empfehlung für weiterführende Untersuchungen wird zur Übersicht zusätzlich in Tab. 7.1 noch eine Zuordnung zu 5 Aspekten vorgenommen.

Bei der Analyse wurden weiterhin Aspekte identifiziert, für die in der Langzeitsicherheitsanalyse konservative Ansätze verwendet wurden, die bei einer zukünftigen Gesamtbewertung eventuell berücksichtigt werden können. Diese Aspekte sind in Tab. 7.3 aufgeführt.

Tab. 7.1: Gruppierung der Deltas mit Empfehlung für weiterführende Untersuchungen. Die Nummern der Deltas verweisen auf Tab. 7.2

Aspekt	Beschreibung	Delta Nr.
Bewertung des Radionuklidtransports in der Gasphase	Für gasförmige Radionuklide ist deren Freisetzung aus dem Grubengebäude und Transport in der Geosphäre zu bewerten. Falls sich Radionuklide in gasförmigem Zustand bis in die Biosphäre ausbreiten können, dann ist die potenzielle Strahlenexposition mit einem entsprechenden Expositionsmodell zu berechnen.	2 10 15 23
Einfluss von Kolloiden auf den Transport gelöster Radionuklide	Der mögliche Einfluss von Kolloiden auf den Radionuklidtransport in Lösung ist zu bewerten.	3 22
Überprüfung des Unterkreidepfades	Die Ausbreitung gelöster Radionuklide über den Unterkreidepfad (Ia) ist bezüglich - der Diffusion, - der Sorption von Iod in der Oberkreide und - des berücksichtigten Transportpfades neu zu bewerten.	21 24 25
Neuberechnung der Dosiskonversionsfaktoren	Die Dosisberechnung ist an die aktuell gültige Strahlenschutzverordnung anzupassen.	26
Vervollständigung des Nachweises zur Kritikalität in der Nachbetriebsphase	Bei der Bewertung möglicher Ansammlung kritischer Spaltstoffkonzentrationen müssen die Punkte - Akkumulation von Spaltstoffen aufgrund von Ausfällung, - mögliche Ansammlungen höherer Aktiniden und - Einfluss bestimmter Moderatormaterialien ergänzt werden.	29 30 31 32

Tab. 7.2: Liste der bei der Analyse der Verfahrensunterlagen identifizierten Deltas

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
Szenarien				
1	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Nach Stand von W&T ist eine Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeiten der abgeleiteten Szenarien durchzuführen.	Nein Die Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeiten der abgeleiteten Szenarien ist auf Grund der Regularien für das Endlager Konrad nicht notwendig. Eine nachträgliche Einteilung der Szenarien in Wahrscheinlichkeitsklassen hat unter den heute gültigen regulatorischen Vorgaben keine Bedeutung für die Sicherheit.
2	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Radionuklidtransport in der Gasphase.	Ja Das Delta wurde auch bei der Analyse des Transports im Grubengebäude und dem Transport in der Geosphäre identifiziert. Die Empfehlungen zum Umgang mit diesen beiden Deltas werden dort gegeben (siehe Deltas: 15 und 23).
3	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Einfluss von Kolloiden auf den Transport von Radionukliden.	Ja Das Delta wurde auch bei der Analyse des Transports im Grubengebäude und dem Transport in der Geosphäre identifiziert. Die Empfehlungen zum Umgang mit diesen beiden Deltas werden dort gegeben (siehe Deltas: 14 und 22).
4	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Bei der Betrachtung der Funktionalität der Behälter gibt es Prozesse, die nicht ausreichend berücksichtigt wurden.	Nein Die Funktionalität der Behälter wird in der Langzeitsicherheitsanalyse nicht belastet. Die Nichtberücksichtigung in der Analyse hat daher keine sicherheitsrelevanten Auswirkungen.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas		Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
5	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Bei der Betrachtung der Funktionalität des Versatzes und Streckenausbaus gibt es Prozesse, die nicht ausreichend berücksichtigt wurden.	Nein	Die Funktionalität des Versatzes und des Streckenausbaus werden in der Langzeitsicherheitsanalyse nicht belastet. Die Nichtberücksichtigung in der Analyse hat daher keine sicherheitsrelevanten Auswirkungen.
6	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Bei der Betrachtung der alternativen klimatischen Entwicklungen gibt es Prozesse, die nicht ausreichend berücksichtigt wurden.	Nein	Es bestehen nur ähnliche oder gar reduzierte negative Auswirkungen solcher Alternativen für das Barriersystem gegenüber der für Konrad dargelegten geologischen Langzeitaussage. Dieses Delta ist somit nicht sicherheitsrelevant.
7	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Bei der Betrachtung der Alteration/Diagenese des Wirtsgesteins/Nebengesteins gibt es Prozesse, die nicht ausreichend berücksichtigt wurden.	Nein	Die Auswirkungen dieser Prozesse auf eine mehrere hundert Meter mächtige Tongesteinsbarriere sind gering und somit nicht sicherheitsrelevant.
8	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Zündfähige Gasgemische wurden im PFB nicht als zukünftige Entwicklungsmöglichkeit berücksichtigt.	Nein	Die fehlenden Prozesse haben keine Sicherheitsrelevanz für das Endlager Konrad
9	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Bezüglich der Funktionalität des Schachtverschlusses und der Bohrlochabdichtungen wurden eine Reihe von Entwicklungsmöglichkeiten und das fehlerhafte Erstellen in den Unterlagen des PFB nicht ausreichend berücksichtigt.	Nein	Bezüglich der Funktionalität des Schachtverschlusses ist laut Nebenbestimmung des PFB ist am Ende der Betriebsphase dann ein neuer Nachweis nach dem dann geltenden Stand von W&T zu führen. Die festgestellten Deltas durch mögliche Abweichungen zum bestehenden Konzept sind im Rahmen der Stilllegung zu überprüfen und es werden für die zweite Phase der Üsiko keine weiteren Untersuchungen empfohlen.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
10	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Gas-Fracs im Wirtsgestein wurden im PFB nicht als zukünftige Entwicklungsmöglichkeit berücksichtigt.	Ja Bezüglich der Gas-Fracs im Wirtsgestein wird empfohlen die Frage der Relevanz von Gas-Fracs für einen möglichen Radionuklidtransport in der Gasphase im Rahmen der empfohlenen Untersuchungen zum Radionuklidtransport in der Gasphase mit zu berücksichtigen (siehe Deltas: 15 und 23).
11	F 1 Szenarien	Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien	Unerkannte geologische Merkmale wurden im PFB nicht als zukünftige Entwicklungsmöglichkeit berücksichtigt.	Nein Auf Grund der ausreichenden Überdeckung der Unterkreidetone am Standort Konrad durch die Oberkreidetone, das Tertiär und das Quartär und der angenommenen selbstheilenden Eigenschaften der Unterkreidetone, werden unentdeckte Störungen und Klüfte in den Unterkreideschichten, die ausreichend wirksam sind, um die Ergebnisse der Sicherheitsanalysen zu beeinflussen, als nicht wahrscheinlich angesehen.
Mobilisierung und Transport im Grubengebäude				
12	F 2.2.3 Freisetzung aus der Abfallmatrix	Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten	Die Ungewissheiten der Mobilisierungsdauer auf die potenzielle Strahlenexposition für andere Elemente als Uran und Iod werden nicht ausreichend betrachtet. Es fehlen weiterhin Betrachtungen für kürzere Freisetzungsdauern des dosisbestimmenden Nuklids I-129.	Nein Die durchgeführten Parametervariationen für Uran und Iod zeigen keinen signifikanten Einfluss der Freisetzungssparameter auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre. Diese Feststellung ist plausibel, da die Dauer der Freisetzung der Radionuklide und deren Transport im Grubengebäude kurz sind, im Vergleich mit den Transportzeiten in der Geosphäre. Für andere Radionuklide ist bei einer Variation der Freisetzungsdauern im Rahmen

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
				der Ungewissheiten ebenfalls kein signifikanter Einfluss auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre zu erwarten. Zusätzlich ist festzustellen, dass die konservativen Annahmen bezüglich des Lösungszutritts und der Behälterstandzeit die Ungewissheit in der Mobilisierungsdauer mit abdecken.
13	F 2.2.5 Mikrobielle Prozesse	Neue Informationen zum Prozessverständnis	Seit der Erstellung des PFB für das Endlager Konrad sind eine Vielzahl neuer Untersuchungen zu mikrobiellen Prozessen durchgeführt worden, die nach (EU 254) auf ihre Relevanz für Konrad zu prüfen sind.	Nach dem Stand von W&T ist zu erwarten, dass mikrobielle Prozesse vor allem die Freisetzung der Radionuklide, die Behälterkorrosion und eventuell die Mobilität der Radionuklide beeinflussen können. Für die Prozesse der Behälterkorrosion, der Mobilisierungsdauer und des Transports im Endlager sind bereits konservativen Annahmen getroffen worden, die den zu erwartenden Einfluss möglicher mikrobieller Prozesse abdecken. Selbst bei einem darüber hinausgehenden derzeit nicht zu erwartenden Einfluss der Mikroben auf die Dauer der Freisetzung der Radionuklide und deren Transport im Grubengebäude ist kein signifikanter Einfluss auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre zu erwarten, weil die Zeitdauer der Vorgänge im Grubengebäude kurz sind, im Vergleich mit den Transportzeiten in der Geosphäre.
14	F 2.3 Transport	Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse	In den Lösungen vorhandene kolloidale Partikel, z. B. aus Huminstoffen gebildete Huminkolloide, können Schadstoffe anlagern und somit als Träger für	Durch den Einfluss der Kolloide auf den Transport im Grubengebäude ist kein signifikanter Einfluss auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre zu erwarten, weil die

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
			Radionuklide fungieren. Die Berücksichtigung des durch Kolloide beeinflussten Radionuklidtransport ist als Stand von W&T anzusehen. Dieses Delta betrifft in gleicher Weise auch den Transport im Deckgebirge. Dieser Punkt wird dort noch einmal behandelt.	Zeitauern der Vorgänge im Grubengebäude kurz sind, im Vergleich mit den Transportzeiten in der Geosphäre und der Transport im Grubengebäude mit sehr einfachen und konservativen Modellen berechnet wurde.
15	F 2.3 Transport	Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse	Es wurden für das Endlager Konrad Rechnungen zum Gastransport im Grubengebäude des Endlagers und dessen umgebender Geosphäre durchgeführt, die zeigen, dass Gase aus dem Grubengebäude in die Geosphäre freigesetzt werden. Mit den nicht-aktiven Gasen werden somit auch radioaktive Gase mit freigesetzt. Eine Abschätzung über die Menge der radioaktiven Gase und der damit verbundenen Konsequenzen lassen sich aus den bestehenden Unterlagen für das Endlager Konrad nicht ableiten, da der dokumentierte Zeitraum von Ergebnissen der Berechnungen zu gering ist. Eine Untersuchung der möglichen Konsequenzen aus der Freisetzung radioaktiver Gase aus dem Endlager Konrad liegt nicht vor. Zusätzliche Untersuchungen werden daher als erforderlich erachtet. Dieses Delta betrifft in gleicher Weise auch den Transport im Deckgebirge. Dieser Punkt wird dort noch einmal behandelt	Es wird empfohlen Betrachtungen zur Freisetzung von gasförmigen Radionukliden durchzuführen und mögliche Konsequenzen abzuschätzen. Mögliche Schritte für die Betrachtungen sind: - Prüfung, ob für den Gastransport weitere Radionuklide als C-14 relevant sein können. - Bestimmung eines Quellterms für radioaktive Gase - Vereinfachende Abschätzungen zur Freisetzung radioaktiver Gase aus dem Grubengebäude - Sollten sich vereinfachende Abschätzungen als nicht ausreichend erweisen, dann können gegebenenfalls 2-Phasenflussrechnungen durchgeführt werden.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas		Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
16	F 2.3.1 Strömung	Neue Entwicklungen betreffend Analysemethoden	Das verwendete Modell entspricht nicht dem Stand von W&T. Bei dem verwendeten Modell wird nur ein Modellelement (Box) für das gesamte Grubengebäude verwendet. Es wird keine Diskretisierung des Transports im Grubengebäude betrachtet. Innerhalb dieser Box wird in jedem Zeitschritt der Rechnung eine instantane Durchmischung der Schadstoffe in der gesamten Lösung betrachtet.	Nein	Als Ergebnis der Modellierung in der Langzeitsicherheitsanalyse (LZSA) erfolgt die vollständige Freisetzung des Inventars des dosisbestimmenden Nuklids I-129 aus dem Grubengebäude bereits nach 5.000 Jahren. Dieser Zeitraum erscheint zum einen konservativ und ist zum anderen kurz im Vergleich mit den Transportzeiten in der Geosphäre. Bei einer Variation der Freisetzungsdauern der Radionuklide aus dem Grubengebäude im Rahmen der bestehenden Modellungswissenschaften ist daher kein signifikanter Einfluss auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre zu erwarten.
17	F 2.3.2 Löslichkeit	Neue Informationen zu standortunabhängigen Daten	Die in der LZSA für Konrad verwendete Löslichkeit von Iod in der Form AgI ist höher als der Wert, der von der Nagra für den Einlagerungsbereich zementierter Abfälle im Opalinus Ton festgelegt wurden. Insgesamt ist die experimentelle Datengrundlage für die Löslichkeit der Radionuklide als eher schwach zu beurteilen, da direkte experimentelle Untersuchungen nur für vier Elemente vorliegen. In der Literatur sind neuere Daten aus experimentellen Untersuchungen für vergleichbare hydrochemische Bedingungen verfügbar, die für die LZSA für das Endlager Konrad verwendet werden könnten.	Nein	Die in der LZSA verwendeten Werte für die Löslichkeit der Radionuklide haben in dem für die LZSA verwendeten Modell keinen Einfluss auf das berechnete Ergebnis, da die Elementkonzentrationen in den Rechnungen für alle Radionuklide außer Thorium unterhalb der Löslichkeitsgrenze bleiben. Thorium ist allerdings für die Strahlenexposition in der Biosphäre nicht relevant. Dies bedeutet, dass neuere Erkenntnisse zu den Löslichkeitsgrenzen, die auf höhere Werte hindeuten würden, das Ergebnis der Modellrechnungen nicht beeinflussen würden.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
18	F 2.3.3 Sorption	Neue Informationen zu vergleichbaren Standorten	In der Literatur sind neuere Daten aus experimentellen Untersuchungen für vergleichbare hydrochemische Bedingungen verfügbar, die für die LZSA für das Endlager Konrad herangezogen werden könnten.	Nein Die experimentelle Datengrundlage für die Sorption der Radionuklide im Grubengebäude ist als ausreichend zu beurteilen, insbesondere, da die Transportdauer im Grubengebäude nur kurz im Vergleich mit der Transportzeit in der Geosphäre ist und dadurch das Ergebnis der langzeitsicherheitsanalytischen Rechnungen insgesamt nur geringfügig beeinflusst.
Grundwasserbewegung				
19	F 3.2 Hydrogeologisches Modell	Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten	Mit einer zukünftigen Überfahung des Standorts nach etwa 150 000 Jahren durch einen Gletscher, sind signifikante Veränderungen des hydrogeologischen Systems zu erwarten. Dies betrifft sowohl die vorliegenden hydraulischen Potenziale, als auch die Hydrochemie. In der LZSA werden demgegenüber für den gesamten Nachweiszeitraum konstante Randbedingungen angesetzt. Die Ungewissheiten bezüglich der zukünftigen Entwicklung des hydrogeologischen Systems werden weder in der geologischen Langzeitprognose, noch in der LZSA ausreichend diskutiert, noch wird beschrieben, wie mit diesen Ungewissheiten umgegangen wird.	Nein Auf Grund der konservativen Umsetzung des hydrogeologischen Modells im numerischen Modell der Transportrechnungen zur Bewertung der Ausbreitung von Radionukliden aus dem Endlager bis in die Biosphäre, ist davon auszugehen, dass die diskutierten Ungewissheiten in der zukünftigen Entwicklung des hydrogeologischen Modells durch den Einfluss zukünftiger Kaltzeiten vom derzeitigen numerischen Rechenmodell der LZSA abgedeckt werden. Ein Einfluss des identifizierten Deltas auf die Sicherheitsaussage ist daher nicht vorhanden und es werden keine weiteren Untersuchungen empfohlen.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
20	F 3.3.2 Modellrechnungen zum Einfluss der Schächte und alter Bohrungen	Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten	In den durchgeführten Untersuchungen zum Einfluss der Schächte und der alten Bohrungen auf die Grundwasserströmung wurden zeitlich konstante Randbedingungen und Parameter verwendet und eine stationäre Grundwasserströmung berechnet. Demgegenüber ist es allerdings zu erwarten, dass über den langen Nachweiszeitraum die geotechnischen Abdichtungen auf Grund von zukünftigen Änderungen der Hydrochemie und oder mechanischen Belastungen Alterationsprozesse erfahren und dass sich diese Prozesse eventuell auch auf deren Durchlässigkeit auswirken können.	Nein Die in den Rechnungen einfließende integrale (querschnittsgemittelte) Permeabilität der Schächte und Bohrungen setzt sich aus zwei Anteilen zusammen; zum einen der Permeabilität des geotechnischen Verschlussbauwerks und zum anderen der Permeabilität der Auflockerungszone (ALZ), die im umliegenden Gestein vorliegt. Während die Permeabilität des Verschlussbauwerks durch zukünftige Einwirkungen beeinträchtigt werden kann, ist demgegenüber für die Auflockerungszone anzunehmen, dass diese sich mit der Zeit veranschließt und sich deren Permeabilität verringert. Diese beiden gegenläufigen Veränderungen gleichen sich in einer Weise aus, so dass die Dichtigkeit des Schachts auch in der Zukunft besser bleiben wird, als es in den Modellrechnungen zur Untersuchung der Auswirkungen berücksichtigt wurde.
Transport in der Geosphäre				
21	F 4.1.1 Stromlinien	Delta bezüglich der Konservativität von Annahmen	In den Unterlagen fehlt eine nachvollziehbare Begründung, bzw. ein Nachweis, dass der gewählte Fließpfad in dem 1D-Modell für den Unterkreidepfad tatsächlich zu der maximalen Strahlenexposition in der Biosphäre führt. Sollte ein anderer Fließpfad im Unterkreidepfad zu einer höheren Strahlenexposition in der Biosphäre führen, dann könnte prinzipiell der Unterkreidepfad auch eine höhere Strahlenexposition	Ja Für den Unterkreidepfad ist aus Sicht der Bearbeiter die Konservativität der Wahl des gewählten Fließpfades für die Berechnungen des Radionuklidtransports mit einem 1D-Modell in der LZSA nicht nachgewiesen. Es sollten daher Untersuchungen durchgeführt werden, um entweder die Konservativität der Wahl des Fließpfades zu bestätigen, oder zu zeigen, dass selbst unter ungünstigen Bedingungen der Unterkreidepfad für das Endlager

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
			als der Oxfordpfad ergeben, welches bisher die maximale Strahlenexposition aufweist und somit die maximal ausgewiesene Strahlenexposition für das Endlager Konrad höher anzusetzen sein.	Konrad eine geringere Strahlenexposition aufweist als der Oxfordpfad. Als ein möglicher alternativer Schritt für die weiteren Betrachtungen zum Unterkreidepfad wurde vorgeschlagen: - Bestätigung, dass der Unterkreidepfad auch unter ungünstigen Annahmen zu geringeren Radionuklidkonzentrationen als der Oxfordpfad führt: Durchführung von Transportrechnungen für das dosisrelevante Radionuklid I-129 mit dem bestehenden 1D-Modell unter Vernachlässigung der Sorption in der Oberkreide (Cenoman und Turon), oder - Durchführung von Transportrechnungen mit dem 3D-Modell die zeigen, dass im oberflächennahen Grundwasser zu keiner Zeit und an keinem Ort höhere Radionuklid-Konzentrationen auftreten als mit dem bestehenden 1D-Modell berechnet
22	F 4.2 Transportprozesse	Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse	In den Lösungen vorhandene kolloidale Partikel, z. B. aus Huminstoffen gebildete Huminkolloide, können Schadstoffe anlagern und somit als Träger für Radionuklide fungieren. Die Berücksichtigung des durch Kolloide beeinflussten Radionuklidtransport ist als Stand von W&T anzusehen.	Es wird empfohlen Untersuchungen zum Einfluss von Kolloiden auf den Radionuklidtransport in Lösung durchzuführen. Mögliche Schritte für die weiteren Untersuchungen sind: - Betrachtungen bezüglich der zu erwartenden Kolloidarten und -konzentrationen im Aquifer und Zusammenstellung der transportrelevanten Parameter. - Durchführung von Transportrechnungen für die durch die Kolloiden beeinflussten Radionuklide mit dem bestehenden 1D-Modell unter Berücksichtigung des Kolloidtransports.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas		Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
23	F 4.2 Transport- prozesse	Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse	Der Transport von Radionukliden in der Gasphase ist ein potenziell relevanter Prozess für den Radionuklidtransport in der Geosphäre, der in der LZSA zum Endlager Konrad nicht betrachtet wird. Dieses Delta wurde bereits bei der Analyse des Transports im Grubengebäude identifiziert (Delta zu 2.3).	Ja	Es wird empfohlen, Betrachtungen zur Ausbreitung von gasförmigen Radionukliden in der Geosphäre durchzuführen und mögliche Konsequenzen abzuschätzen. Eine Ableitung der potenziellen Konsequenzen, die ein mit der Gasfreisetzung möglicherweise verbundener Radionuklidtransport haben könnte, lässt sich aus den bisherigen Studien nicht durchführen, da zum einen der betrachtete Zeitraum zu kurz und zum anderen der auf das Oxford und das Kimmeridge begrenzte betrachtete Modellbereich zu gering sind. Zusätzliche Untersuchungen werden daher als erforderlich erachtet. Mögliche alternative Schritte für die weiteren Betrachtungen zur Gasausbreitung sind: - Konservative Abschätzung der potenziellen Konsequenzen aus der Ausbreitung von radioaktiven Gasen ohne die Durchführung von numerischen Rechnungen. - Durchführung von numerischen Modellrechnungen mit einem 2-Phasen-Transportprogramm. Falls relevante Konsequenzen durch konservative Abschätzungen ausgeschlossen werden können, dann sind zusätzliche numerische Untersuchungen nicht notwendig. Unter Umständen ist ein iteratives Vorgehen aus konservativen Abschätzungen und vereinfachten numerischen Modellrechnungen hilfreich.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas		Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
24	F 4.2.3 Diffusion und Dispersion	Delta bezüglich der Konservativität von Anionen	Zur Berücksichtigung der variablen Advektion entlang des Transportwegs wurde der Retardationsfaktor für die Sorption in den unterschiedlichen Gesteinsschichten verändert. Wenn das Oxford als Referenz angenommen wird und in den anderen Schichten der Retardationsfaktor geändert wird, dann ist zu erwarten, dass die Diffusion in den Unterkreidetonen um einen Faktor 18 unterschätzt wird. Da zu erwarten ist, dass auf Grund der geringen Strömungsgeschwindigkeit des Wassers in den Unterkreidetonen die Diffusion einen relevanten Anteil am Radionuklidtransport haben kann, dann ist dieses Vorgehen ohne eine quantitative Überprüfung der Auswirkungen nicht angebracht.	Ja	Für den Unterkreidepfad wird die Radionuklidausbreitung durch die Diffusion in den Unterkreidetonen unterschätzt. Es ist nicht ohne weitere Betrachtungen abzuschätzen, ob dieses Delta zu einer signifikanten Abweichung der Radionuklidkonzentrationen im oberflächennahen Aquifer und somit der potenziellen Strahlenexposition in der Biosphäre führt. Als ein möglicher Schritt für die weiteren Betrachtungen zum Unterkreidepfad wurde vorgeschlagen: - Durchführung von Transportrechnungen für das dosisrelevante Radionuklid I-129 mit einem 1D-Modell nach Stand von W&T, so dass die Advektion, Diffusion und Retardation in allen hydrogeologischen Einheiten frei gewählt werden können
25	F 4.2.5 Sorption	Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten	Auf Grund der hohen Relevanz der Werte für das Ergebnis der Transportmodellierung erscheint die Datenlage für den Sorptionsparameter von I-129 in den Plänerkalken im Unterkreidepfad als nicht ausreichend belastbar. Bei einer Bestimmung nur einer Probe kann man nicht in jedem Fall von einer Repräsentativität des bestimmten Werts für die Gesteine Cenoman und Turon entlang des Transportwegs von 2 320 m in diesen Gesteinen auszugehen.	Ja	Der Einfluss der Ungewissheit der angenommenen Sorptionsparameter in den Schichten des Cenomans und Turons der Oberkreide auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre sollte für den Unterkreidepfad überprüft werden. Als Möglichkeit der Überprüfung wurde die Durchführung von deterministischen Rechnungen mit dem 1D-Modell unter Vernachlässigung der Sorption in der Oberkreide vorgeschlagen.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
			hen. Nach Stand von W&T ist eine Analyse der Auswirkung der Ungewissheit des Parameterwerts auf das Rechenergebnis angebracht.	
Strahlenexposition				
26	F 5.1 Dosiskonversionsfaktoren	Neue Informationen zu Standortunabhängigen Daten	Seit dem PFB für das Endlager Konrad wurden sowohl die Strahlenschutzverordnung, als auch die AVV zur Berechnung der Strahlenexposition überarbeitet und dabei insbesondere die zu Grunde liegenden Verzehrgewohnheiten geändert.	Es wird empfohlen, die Dosisberechnung an die aktuelle Strahlenschutzverordnung und die zugehörige aktuelle AVV zu § 47 der Strahlenschutzverordnung anzupassen. Die notwendigen Schritte für die Anpassung der Dosisberechnung für das Endlager Konrad an die derzeit gültige AVV sind: - Berechnung von aktuellen Dosiskonversionsfaktoren und - Berechnung aktualisierter potenzieller Strahlenexpositionen für das Endlager Konrad aus den Radionuklidkonzentrationen im Grundwasser gemäß (EU 353 Rev. 1) und den aktualisierten Dosiskonversionsfaktoren.
Kritikalität in der Nachbetriebsphase				
27	F 6.1.3 Spaltstoffkonzentration in Lösung	Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes	Das Plutonium wird als homogen in der gesamten Wassermenge im Grubengebäude verteilt unterstellt und auf diese Weise lediglich eine Aussage über eine global gemittelte Konzentration getroffen, aber keine Angabe zu möglichen lokal höheren Konzentrationen gemacht.	Die Löslichkeitsgrenze kann mit der kleinsten kritischen Plutoniumkonzentration verglichen werden, um eine Aussage zur Kritikalitätssicherheit zu erhalten. Da die abgeschätzten Werte um Größenordnungen unter der kritischen Plutoniumkonzentration liegen, kann für das im Grubenwasser gelöste Plutonium und

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
				Uran das Entstehen einer kritischen Anordnung ausgeschlossen werden.
28	F 6.1.4 Spaltstoffkonzentration durch Sorption	Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes	Es wird nicht die maximal durch Sorption mögliche Plutoniumkonzentration ermittelt, sondern nur die abgeschätzte Plutoniumgesamtmasse als homogen im Grubengebäude verteilt unterstellt.	Nein Eine aussagekräftige Abschätzung der durch Sorption maximal möglichen Plutoniumkonzentration ergibt sich, wenn die maximal in der Sorbensmasse zu bindende Plutoniummasse berücksichtigt wird. Wird die Plutoniummasse auf die Sorbensmasse bezogen, so ergibt sich die maximal mögliche Plutoniumkonzentration in der Sorbensmasse unterhalb der kleinsten kritischen Konzentration.
29	F 6.1.5 Spaltstoffkonzentration durch Ausfällung	Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse	Der Prozess der Ausfällung gelöster Spaltstoffe z. B. durch lokale pH-Wertänderungen im Grubengebäude oder beim Übergang zur Geosphäre, welcher die wesentliche Ursache für eine lokale Akkumulation über das Maß der Löslichkeit oder Sorption hinaus bildet, wurde nicht untersucht.	Ja Für die Betrachtung einer möglichen Akkumulation von Spaltstoffen aufgrund von Ausfällung fehlen belastbare Abschätzungen der so maximal zu erreichenden Spaltstoffkonzentrationen oder Spaltstoffmassen. Mögliche Schritte für solche Untersuchungen sind: - Zusammenstellung der Datenbasis der Löslichkeiten der zu betrachtenden Aktiniden in Abhängigkeit des pH-Werts. - Überprüfung, ob im Endlager oder der Geosphäre Situationen vorliegen, bei denen unter Umständen die Löslichkeit der zu betrachtenden Aktiniden überschritten werden kann. - Durchführung von Abschätzungen zur Akkumulation der Aktiniden durch Ausfällung.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas		Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
30	F 6.1.6 Spaltstoffkonzentration in der Geosphäre	Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse	Die geochemischen Bedingungen in der Geosphäre können sich mit wachsendem Abstand zum Grubengebäude wesentlich verändern. So ist davon auszugehen, dass der pH-Wert in der Geosphäre niedriger ist, als im Grubengebäude, wo der pH-Wert hoch ist, da das geochemische Milieu durch den Zement bestimmt wird. Dadurch kann es in der Geosphäre prinzipiell zu Ausfällungen von Radionukliden kommen.	Ja	Identisch mit Delta 29
31	F 6.2 Höhere Aktinide	Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes	Für höhere Aktinide werden keine Kritikalitätsrechnungen durchgeführt. Die Schlussfolgerung auf Kritikalitätssicherheit basiert auf der erwarteten Abfallmenge. Dass diese Werte nicht überschritten werden und damit ggf. eine kritische Anordnung möglich werden kann, ist letztlich nicht sicherzustellen.	Ja	Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit kann entweder durch die formale Beschränkung der maximal einzulagernden Mengen auf eine Masse kleiner als die jeweiligen kleinsten kritischen Massen oder durch einen zu Pu-239 analogen expliziten Nachweis der Kritikalitätssicherheit für jedes Aktinid vervollständigt werden.
32	F 6.3 Spezielle Moderatormaterialien	Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes	Die fehlende Massenbeschränkung der insgesamt einlagerbaren Moderatormaterialien sowie die Mobilisierung dieser Materialien bzw. der Spaltstoffe ermöglichen die nachträgliche Durchmischung von Moderatormaterialien und Spaltstoffen und damit grundsätzlich die Bildung von Spaltstoff-Moderator-Gemischen über die betrachteten Mengen hinaus.	Ja	Für den konkreten Nachweis der Kritikalitätssicherheit bei der Anwesenheit von schwerem Wasser sind somit folgende Schritte nötig: - Für mögliche Konditionierungsverfahren für schweres Wasser sind die Materialien bzw. Materialzusammensetzungen zu ermitteln. - Für die Materialzusammensetzungen inklusive des schweren Wassers sind die kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentrationen zu bestimmen.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
				- Eine ggf. langfristig mögliche Freisetzung des schweren Wassers aus der Abfallmatrix und der anschließenden Vermischung des schweren Wassers mit Beton, Erzgestein, Grundwasser und eventuell weiterer relevanter Materialien im Einlagerungsvolumen ist bei der Bestimmung der kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentrationen zu berücksichtigen. Für den konkreten Nachweis der Kritikalitätssicherheit bei der Anwesenheit von Graphit so mit folgende Schritte nötig: - Untersuchungen zu möglichem Abbau von Konservativitäten bei der Berechnung der kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentrationen in Graphit. - Realistische Bestimmung der in Graphit zu erwartenden Spaltstoffkonzentrationen. Nach den bisher vorliegenden Betrachtungen ist keine Berücksichtigung des Chlors für den Kritikalitätssicherheitsnachweis erforderlich.
33	F 6.4 Neutronenabsorber	Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten	Eine Validierung der neutronenphysikalischen Auswirkungen des berücksichtigten Chlors ist nach den vorliegenden Unterlagen nicht erfolgt.	Nein
Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins				
34	F 7.1 Wärmetransport	Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse	Es wird erwartet, dass es einen großen Einfluss durch den Grad der Lösungssättigung im Versatz und den Abfällen in den Einlagerungstrecken auf die	Im Hinblick auf das Kriterium von 3 K am Streckenstoß ist die Wahl hoher Wärmeleitfähigkeiten (und somit eines gesättigten Mediums von Beginn an) konservativ bezüglich der

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas		Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
			Wärmeleitung und die Temperaturentwicklung gibt. Die zeitlich veränderliche Lösungssättigung wurde in der Modellierung nicht berücksichtigt.		Temperaturentwicklung. Dieses Delta wird daher nicht als sicherheitsrelevant angesehen.
35	F 7.1 Wärmetransport	Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse	Bei den Wärmetransportrechnungen für das Endlager Konrad wurde nicht berücksichtigt, dass zusätzlich zu der Wärmeentwicklung durch die eingelagerten Radionuklide ebenfalls ein Temperatureintrag durch das Abbinden von Zement in dem Versatz der Einlagerungsstrecken hervorgerufen wird. Falls dieser Prozess absichtlich nicht betrachtet wurde, so fehlt in (EU 072.1) eine nachvollziehbare Begründung für die Vernachlässigung dieser Wärmequelle.	Nein	Der Zeitraum zum Abbinden des Zements (und damit der Wärmeabgabe durch den Abbindeprozess) ist kurz gegenüber dem zeitlichen Abstand vom Einbringen des Zements in die Einlagerungskammern bis zum Zeitpunkt endgültigen Verschluss des Endlagers. In der Nachbetriebsphase nach dem endgültigen Verschluss des Endlagers ist die Wärmeleitung durch das Zementabbinden auf vernachlässigbare Werte gegenüber jener der radioaktiven Abfälle abgeklungen. Es ist daher nicht zu erwarten, dass das 3K-Kriterium in der Nachbetriebsphase überschritten wird, und somit ist auch ein Einfluss auf die Transportprozesse der Radionuklidverbreitung in der Nachbetriebsphase ist nicht zu erwarten. Von den geomechanischen Eigenschaften des Wirtsgesteins im direkten Umfeld der Einlagerungskammern wird in der LZSA kein Kredit genommen, daher ist ein eventuelles Überschreiten des 3K-Kriteriums während der Betriebsphase für die Nachbetriebsphase nicht relevant.

Lfd. Nr.	Formular (F) Kapitel (K) Nr. und Titel	Kategorie des Deltas	Beschreibung des Deltas	Einschätzung ob zukünftige Überprüfung notwendig ist (Begründung)
Umgang mit Ungewissheiten				
36	K 5 Umgang mit Ungewissheiten	Ungewissheit bezüglich Daten und Parametern	Die Ungewissheit bezüglich Daten und Parametern wird bei einigen Eingangsdaten der Langzeitsicherheitsanalyse Konrad nicht ausreichend bewertet. Dies ist als Delta zum Stand von W&T anzusehen.	Nein Auf Grund der stark abstrahierten Modelle in der Langzeitsicherheitsanalyse und der linearen Abhängigkeit der berechneten Radionuklidkonzentration im oberflächennahen Aquifer von den Parameterwerten im Modell kann die Auswirkung der Ungewissheit der Parameterwerte auf das Modellergebnis durch einfache Abschätzungen und das Expertenwissen ausreichend bewertet werden. In der Langzeitsicherheitsanalyse unzureichend betrachtete sicherheitsrelevante Ungewissheiten sollten deshalb über die in der Analyse der Antragsunterlagen hinaus bereits identifizierten Deltas nicht existieren.

Tab. 7.3: Liste der in der Analyse identifizierten Aspekte bei denen in der Langzeitsicherheitsanalyse konservative Ansätze verwendet wurden

Formular Nummer (F)	Aspekt	Beschreibung
F 2.2.1	Zuflussdauer	In der Langzeitsicherheitsanalyse wird die Zuflussdauer nicht berücksichtigt. Stattdessen wird eine voll-ständige Sättigung im Porenraum angenommen, was eine konservative Annahme darstellt, da somit ein Kontakt der Abfälle mit Lösung ab Beginn der Nachbetriebsphase erfolgt (Zuflussdauer = 0 Jahre).
F 2.2.2	Behälterstandzeit	In der Langzeitsicherheitsanalyse wird die Behälterstandzeit nicht berücksichtigt. Stattdessen wird in konservativer Weise ein Ausfall der Behälter ab Beginn der Nachbetriebsphase angenommen (Behälterstandzeit = 0 Jahre).
F 2.3.1	Strömung und advektiver Transport gelöster Radionuklide im Grubengebäude	Die Modellierung des Transports im Grubengebäude erfolgt in der Langzeitsicherheitsanalyse mittels eine 1-Box Modells. Als Ergebnis der Modellierung erfolgt die vollständige Freisetzung des Inventars des dosisbestimmenden Radionuklids I-129 aus dem Grubengebäude bereits nach 5 000 Jahren. Dieser Zeitraum erscheint konservativ.
F 3.3.1	Großräumige Grundwasserströmung	Die Vernachlässigung der Dichte in den durchgeführten Modellrechnungen im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens ist sicherheitsgerichtet, da sie zu größeren Darcy-Geschwindigkeiten des Grundwassers führt. Es ist damit zu rechnen, dass der Einsatz modernerer Rechenprogramme, mit unter Anderem der Berücksichtigung der Dichte, zu einer langsameren Grundwasserströmung im Modell führen würde. Die Ergebnisse bei der Standorterkundung weisen anhand der Gehalte an radiogenem Helium auf Grundwasserverweilzeiten in der Größenordnung von Millionen Jahren hin.
F 4.1	Transportmodell	Entlang des Modellfließpfades wird dadurch ein 1D-Modell erstellt, das in den Weglängen und der Geologie den durchströmten Schichten entspricht. Die Verwendung von 1D-Modellen führen im Allgemeinen zur Überschätzung des Transports gegenüber 3D-Modellen.

Literaturverzeichnis

Anmerkung: In diesem Literaturverzeichnis ist ausschließlich diejenige Literatur aufgeführt, die in den Hauptkapiteln dieses Berichts zitiert wird und welche nicht Teil der im Rahmen dieses Vorhabens begutachteten Verfahrensunterlagen ist. Weitere zitierte Literatur wird noch an folgenden Stellen aufgeführt:

- Anhang A: Die vom Auftraggeber zur Verfügung gestellte Liste relevanter Unterlagen des Genehmigungsverfahrens Konrad ist im Anhang A aufgeführt. Diese Zitate beginnen mit dem Kennzeichnen

P (Primärunterlagen),

GS (Gutachten und Stellungnahmen) und

EU (Erläuternde Unterlagen)

gefolgt von einer Nummer.

- Anhänge B bis H: Literatur, auf die in den Formularen zur Begutachtung der Verfahrensunterlagen zitiert wurde, ist auf den jeweiligen Bewertungsformularen im Abschnitt Literatur aufgeführt.

AKEND (2002): Auswahlverfahren für Endlagerstandorte. Empfehlung des AkEnd, Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte, 260 S., Köln.

ATG (2017): Atomgesetz in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), das zuletzt durch Artikel 2 Absatz 2 des Gesetzes vom 20. Juli 2017 (BGBl. I S. 2808) geändert worden ist.

BECKER, D.-A. (2000): Nachrechnung der Strahlenexposition in der Nachbetriebsphase des Endlagers Konrad mit modifizierter Halbwertszeit für Se-79. GRS-A-2770, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Braunschweig.

BECKER, D.-A.; BUHMANN, D.; MÖNIG, J.; NOSECK, U.; RÜBEL, A.; SPIEL, S. (2009): Endlager Morsleben, Sicherheitsanalyse für das verfüllte und verschlossene Endlager mit dem Programmpaket EMOS. Planfeststellungsverfahren zur Stilllegung des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben. Verfahrensunterlage P 278, Braunschweig.

BEUTH, T.; BRACKE, G.; BUHMANN, D.; DRESBACH, C.; KELLER, S.; KRONE, J.; LOMMERZHEIM, A.; MÖNIG, J.; MRUGALLA, S.; RÜBEL, A.; WOLF, J. (2012): Szenarienentwicklung: Methodik und Anwendung. Abschlussbericht zum Arbeitspaket 8, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben. GRS-284, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln.

BEUTH, T.; MAYER, K.-M. (2016): Vorgehensweise bei der Entwicklung von Szenarien für die Nachverschlussphase. GRS-425, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln.

BFS (2016): Vorhabenbeschreibung Endlager Konrad: Überprüfung der sicherheitstechnischen Anforderungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik. 9KE 25232 XG BS 0001 00.

BFS (2017): Webseite des Bundesamts für Strahlenschutz für das Endlager Konrad, <http://www.endlager-konrad.de>, abgerufen am 14.12.2017.

BFS (2018): Webseite des Bundesamts für Strahlenschutz, http://www.bfs.de/DE/themen/ion/umwelt/natuerliche-strahlenbelastung/natuerliche-strahlenbelastung_node.html, abgerufen am 08.03.2018.

- BGR (2018): Webseite der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, https://www.bgr.bund.de/DE/Themen/Endlagerung/Standorte/Konrad/konrad_node.html, abgerufen am 08.03.2018.
- BMI (1983): Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk vom 20. April 1983 (GMBI. 1983, Nr. 13, S. 220), RS-Handbuch 3.13. Bundesministeriums des Innern, Bonn.
- BMJ (1990): Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen; Bundesanzeiger 42 (Nr. 64a), Bundesministerium für Justiz, Bonn.
- BMU (2001): Bekanntmachung der Dosiskoeffizienten zur Berechnung der Strahlenexposition. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, RSII1-11413/28, Bonn.
- BMU (2010): Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle Stand 30. September 2010. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bonn.
- BMU (2012): Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 47 der Strahlenschutzverordnung (Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus Anlagen oder Einrichtungen) vom 28. August 2012. Veröffentlicht am Mittwoch, 5. September 2012, BAnz AT 05.09.2012 B1, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bonn.
- DIN (1998): DIN 18130-1:1998-05, Baugrund, Untersuchung von Bodenproben; Bestimmung des Wasserdurchlässigkeitsbeiwerts - Teil 1: Laborversuche.
- ESK (2012): Leitlinie zur Einordnung von Entwicklungen in Wahrscheinlichkeitsklassen (Revidierte Fassung vom 13.11.2012). Entsorgungskommission, Bonn.
- ESK (2013): Stellungnahme der Entsorgungskommission vom 31.01.2013, Langzeitsicherheitsnachweis für das Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM), Entsorgungskommission, Bonn.
- HSK (2009): Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis – Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen (G03/d). Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK), Villigen.
- IAEA (2011): Safety Standards Series No. SSR-5, Disposal of Radioactive Waste – Specific Safety Requirements. IAEA, Wien.
- IAEA (2012): Specific Safety Guide No. SSG-23, The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste. IAEA, Wien.
- ICRP (2007a): The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37(2-4). ICRP, Ottawa.
- ICRP (2007b): Scope of Radiological Protection Control Measures, ICRP Publication 104. Ann. ICRP 37(5). ICRP, Ottawa.
- ICRP (2013): Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste. ICRP Publication 122. Ann. ICRP 42(3). ICRP, Ottawa.
- JOBMANN, M.; BEBIOLKA, A.; BURLAKA, V.; HEROLD, P.; JAHN, S.; LOMMERZHEIM, A.; MAßMANN, J.; MELESHYN, A.; MRUGALLA, S.; REINHOLD, K.; RÜBEL, A.; STARK, L.; ZIEFLE, G. (2017): Safety Assessment Methodology for a German High-level Waste Repository in Clay Formations. Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering. Vol. 9, Issue 5, Pages 856-876.
- LOMMERZHEIM, A.; BEBIOLKA, A.; JAHN, S.; JOBMANN, M.; MELESHYN, A.; MRUGALLA, S.; REINHOLD, K.; RÜBEL, A.; STARK, L. (2015): Szenarienentwicklung für das Endlagerstandortmodell NORD - Methodik und Anwendung. TEC-17-2014-AP, FKZ 02E11061, DBE TECHNOLOGY Peine.
- MOOG, H.; NOSECK, U.; HAGEMANN, S.; WOLF, J.; BUHMANN, D. (2018): Geochemical modelling in the near field of a HLW repository in a high-saline environment. FKZ 02 E 10719 und FKZ 02 E 9954

Bericht in Vorbereitung, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Braunschweig.

- MRUGALLA, S. (2014): Methodik und Anwendungsbezug eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes für ein HAW-Endlager im Tongestein; Geowissenschaftliche Langzeitprognose für Norddeutschland – ohne Endlagereinfluss. Ergebnisbericht, FKZ 02E11061, Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Hannover.
- NAGRA (2002): Project Opalinus Clay, Safety Report, Demonstration of disposal feasibility for spent fuel, vitrified high-level waste and long-lived intermediate-level waste (Entsorgungsnachweis), NTB 02-05, Wettingen.
- NEA (1999): The role of the analysis of the biosphere and human behaviour in integrated performance assessments. NEA/RWM/PAAG(99)5, Nuclear Energy Agency, Paris.
- NEA (2006): Consideration of Timescales in Post-Closure Safety of Geological Disposal. NEA/RWM/IGSC(2006)3, Nuclear Energy Agency, Paris.
- NEA (2012a): Indicators in the Safety Case. NEA/RWM/R(2012)7, Nuclear Energy Agency, Paris.
- NEA (2012b): Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, Outcomes of the NEA MeSA Initiative. NEA No. 6923, Nuclear Energy Agency, Paris.
- NEA (2015): Relevance of Gases in the Post-closure Safety Case for Radioactive Waste Management. A Position Paper from the Integration Group for the Safety Case (IGSC). NEA/RWM/IGSC(2015)1/REV1, Nuclear Energy Agency, Paris.
- NEA (2016): Scenario Development Workshop Synopsis. Integration Group for the Safety Case. NEA/RWM/R(2015)3. Paris: OECD Nuclear Energy Agency.
- PRÖHL, G.; GERING, F. (2002): Dosiskonversionsfaktoren zur Berechnung der Strahlenexposition in der Nachbetriebsphase von Endlagern nach dem Entwurf der Allgemeinen Verwaltungsvorschriften zu §47 Strahlenschutzverordnung. GSF-Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit, Institut für Strahlenschutz. Neuherberg.
- REINHOLD, K.; JAHN, S.; KÜHNLENZ, T.; PTOCK, L.; SÖNNKE, J. (2013): Projekt AnSichT - Methodenentwicklung und Anwendung eines Sicherheitsnachweiskonzeptes für einen generischen HAW-Endlagerstandort im Tonstein. Endlagerstandortmodell NORD. Teil I: Beschreibung des geologischen Endlagerstandortmodells. FKZ 02E11061, Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Berlin und Hannover.
- Röhlig, K.-J.; Küppers, C.; Schäfer, T.; Walther, C. (2019): Überprüfung der sicherheitstechnischen Anforderungen des Endlagers Konrad nach dem Stand von Wissenschaft und Technik (ÜsiKo) Review der Phase 1 „Ermittlung des Überprüfungsbedarfs“.
- SPIEß, S.; BECKER, D.-A. (2017): Investigation of Modern Methods of Probabilistic Sensitivity Analysis of Final Repository Performance Assessment Models (MOSEL). FKZ 02 E 10941, GRS-412, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Braunschweig.
- SSK (1988): Zeitrahmen für die Beurteilung der Langzeitsicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle. Gemeinsame Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission, Verabschiedet in der 84. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 30. Juni 1988, Strahlenschutzkommission, Bonn.
- SSK (2010): Radiologische Anforderungen an die Langzeitsicherheit des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) - Empfehlung der SSK. Verabschiedet in der 246. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 02./03. Dezember 2010. Gebilligt am 15. Dezember 2010 im Umlaufverfahren. Strahlenschutzkommission, Bonn.
- STANDAG (2017): Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle (Standortauswahlgesetz - StandAG), Standortauswahlgesetz vom 5. Mai 2017 (BGBl. I S. 1074), das zuletzt durch Artikel 2 Absatz 16 des Gesetzes vom 20. Juli 2017 (BGBl. I S. 2808) geändert worden ist.

- STARK, L.; JAHN, S.; JOBMANN, M.; LOMMERZHEIM, A.; MELESHYN, A.; MRUGALLA, S.; REINHOLD, K.; RÜBEL, A.; KELLER, S.; GERARDI, J. (2014): FEP-Katalog für das Endlagerstandortmodell NORD - Konzept und Aufbau (mit Anlage: Dokumentation). TEC-22-2014-AP, FKZ 02E11061, DBE TECHNOLOGY, Peine.
- STORCK, R.; BUHMANN, D.; HIRSEKORN, R.-P.; KÜHLE, T.; LÜHRMANN, L. (1996): Das Programmpaket EMOS zur Analyse der Langzeitsicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle. Version 5. FKZ 02E8522 3, GRS-122, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Braunschweig.
- STRLSCHV (1997): Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 13. Oktober 1976 (BGBl. I S. 2905, 1977 S. 184, 269) in der Fassung der Bekanntmachung vom 30. Juni 1989 (BGBl. I S. 1321, ber. S. 1926) zuletzt geändert durch Vierte Änderungsverordnung vom 18. August 1997 (BGBl. I S. 2113).
- STRLSCHV (2017): Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459), die zuletzt durch nach Maßgabe des Artikel 10 durch Artikel 6 des Gesetzes vom 27. Januar 2017 (BGBl. I S. 114, 1222) geändert worden ist.
- TRINKWV (2001): Verordnung über die Qualität von Wasser für den menschlichen Gebrauch, Trinkwasserverordnung in der Fassung der Bekanntmachung vom 28. November 2011 (BGBl. I S. 2370), die durch Artikel 2 Absatz 19 des Gesetzes vom 22. Dezember 2011 (BGBl. I S. 3044) geändert worden ist.
- WOLF, J.; RÜBEL, A.; NOSECK, U.; BECKER, D. (2008): Safety and performance indicators for repositories in salt and clay formations. FKZ 02E9954, GRS-240, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Braunschweig.

ANHANG A: Aufstellung relevanter Gutachten und erläuternder Unterlagen

Dieser Anhang enthält die von der BGE zur Verfügung gestellte Liste relevanter Unterlagen des Genehmigungsverfahrens Konrad. Die Zitate beginnen mit den Kennzeichen

- P** für Primärunterlagen,
GS für Gutachten und Stellungnahmen und
EU für erläuternde Unterlagen,

jeweils gefolgt von einer Nummer.

Primärunterlagen

- P 1 Niedersächsisches Umweltministerium; Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung; 22. Mai 2002; 1125 S.
- P 2 Bundesamt für Strahlenschutz; Plan Endlager für radioaktive Abfälle Schachtanlage Konrad Salzgitter; 9/96 in der Fassung 4/90; 1219 S.
- P 3 Bundesamt für Strahlenschutz; Anforderungen an endzulagernde Radioaktive Abfälle (Endlagerungs-Bedingungen, Stand: Dezember 2014) - Endlager Konrad, BfS-Bericht SE-IB-29/08-REV-2; 18.12.2014; 124 S.

Gutachten und Stellungnahmen

- GS 1 NLfB - Niedersächsisches Landesamt für Bodenforschung; Geowissenschaftliches Gutachten zu den Antragsunterlagen für ein "Endlager für radioaktive Abfälle in der Schachtanlage Konrad/Salzgitter"; Mai 95; 552 S.
- GS 2 NLfB; Geowissenschaftliches Gutachten zu den Antragsunterlagen für ein "Endlager für radioaktive Abfälle in der Schachtanlage Konrad/Salzgitter"; Feb 02; 73 S.
- GS 3 NLfB; Hydrogeologische Vorgaben für Modellrechnungen zur Langzeitsicherheit (Modellgebiet Grube Konrad); Okt 90; 43 S.
- GS 4 NLfB; Transportdaten für Modellrechnungen zur Langzeitsicherheit (Modellgebiet Grube Konrad); Okt 90; 70 S.
- GS 5 OBA - Oberbergamt Clausthal-Zellerfeld; Stellungnahme des Oberbergamtes in Clausthal-Zellerfeld zu den Antragsunterlagen im Planfeststellungsverfahren "Konrad"; Jan 97; 109 S.
- GS 6 OBA; Stellungnahme des Oberbergamtes in Clausthal-Zellerfeld zu den Antragsunterlagen im Planfeststellungsverfahren "Konrad"; Okt 00; 4 S.
- GS 7 OBA; Stellungnahme des Oberbergamtes in Clausthal-Zellerfeld zu den Antragsunterlagen im Planfeststellungsverfahren "Konrad"; Dez 01; 4 S.
- GS 8 D + P; Gutachterliche Stellungnahme zum Nachweis der Machbarkeit der Schachtverfüllung; Jan 94; 48 S.

- GS 9 D + P; Gutachterliche Stellungnahme zum Nachweis der Machbarkeit der Schachtverfüllung; Jul 00;
- GS 10 D + P; Gutachterliche Stellungnahme zum Nachweis der Dichtigkeit der alten Bohrungen; Okt 92; 22 S.
- GS 11 D + P; Gutachterliche Stellungnahme zum Nachweis der Dichtigkeit der alten Bohrungen; Jul 00;
- GS 12 D + P; Stellungnahme zur Aktualität der gutachterlichen Stellungnahmen; Jul 00; 2 S.
- GS 13 TÜV Nord Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.; Endlager für radioaktive Abfälle, Schachtanlage Konrad, Salzgitter, Gutachten Teil 1: Standort, Bau- und Anlagentechnik, Teil 2: Langzeitsicherheit; Feb 02; 130 S.
- GS 14 TÜV Nord; Endlager für radioaktive Abfälle, Schachtanlage Konrad, Salzgitter, Gutachten Teil 2: Langzeitsicherheit; Jul 97; 313 S.
- GS 15 TÜV Nord; Stellungnahme zu unbeabsichtigten menschlichen Einwirkungen auf das Endlager Konrad in der Nachbetriebsphase; Jul 94; 43 S.
- GS 16 TÜV Nord; Stellungnahme zu unbeabsichtigten menschlichen Einwirkungen auf das Endlager Konrad in der Nachbetriebsphase; Feb 02;
- GS 17 TÜV Nord; Stellungnahme zu den Auswirkungen möglicher Verschmutzungen des Grundwassers auf die Langzeitsicherheit des Endlagers Konrad; Mai 98; 11 S.
- GS 18 TÜV Nord; Stellungnahme zu den Auswirkungen möglicher Verschmutzungen des Grundwassers auf die Langzeitsicherheit des Endlagers Konrad; Feb 02;
- GS 19 TÜV Nord; Stellungnahme zu den Auswirkungen neuer Erkenntnisse zur Halbwertszeit von Selen 79 auf die Aussagen zur Langzeitsicherheit des geplanten Endlagers Konrad; Feb 02; 10 S.
- GS 20 Battelle-Institut e.V.; Untersuchungen zur Langzeitsicherheit der Grube Konrad, Hydrogeologische Modellrechnungen mit dem Rechenprogramm CFEST; Apr 88; 93 S.
- GS 21 Battelle-Institut e.V.; Untersuchungen zur Langzeitsicherheit der Grube Konrad - Analyse von Grundwasserbewegung und Radionuklidenausbreitung mit dem Rechenprogramm CFEST auf der Basis eines tektonisch geprägten hydrogeologischen Modells; Aug 89; 115 S.
- GS 22 GRS - Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH; Internationale Vorgehensweise beim Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern; Mrz 89; 26 S.
- GS 23 GRS; Langzeitsicherheitsanalysen für das Endlager Konrad, Bewertung der Modellrechnungen des Antragstellers zur Grundwasserbewegung; Feb 90; 97 S.
- GS 24 GRS; Langzeitsicherheitsanalysen für das Endlager Konrad, Grundwassermodellrechnungen mit dem Programm NAMMU; Dez 91; 23 S.
- GS 25 GRS; Langzeitsicherheitsanalysen für das Endlager Konrad, Nuklidtransportrechnungen; Dez 91; 23 S.
- GS 26 GRS; Orientierende Analyse zur Gasausbreitung im Gebirge des Endlagers Konrad mit dem Rechenprogramm TOUGH 2; Mai 92; 79 S.
- GS 27 GRS; Langzeitsicherheitsanalysen für das Endlager Konrad, Referenzfall Grundwassermodellrechnungen mit dem Programm NAMMU, Textband; Apr 93; 23 S.
- GS 28 GRS; Langzeitsicherheitsanalysen für das Endlager Konrad, Referenzfall Grundwassermodellrechnungen mit dem Programm NAMMU, Anlagenband; Apr 93; 111 S.
- GS 29 GRS; Langzeitsicherheitsanalysen für das Endlager Konrad, Referenzfall Nuklidtransportrechnungen; Apr 93; 36 S.

- GS 30 GRS; Langzeitsicherheitsanalysen für das Endlager Konrad, Einfluss der alten Bohrungen und der verfüllten Schächte auf die Ausbreitung von Radionukliden im Deckgebirge nach Verschluss des Endlagers, Textband; Sep 93; 16 S.
- GS 31 GRS; Langzeitsicherheitsanalysen für das Endlager Konrad, Einfluss der alten Bohrungen und der verfüllten Schächte auf die Ausbreitung von Radionukliden im Deckgebirge nach Verschluss des Endlagers, Anlagenband; Sep 93; 144 S.
- GS 32 GRS; Grundwasser-Transportrechnungen am hydrogeologischen Modell Konrad zur Bewertung der Modelldaten und ihrer Bandbreiten; Dez 93; 154 S.
- GS 33 GRS; Szenarienanalysen im Rahmen des Nachweises der Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle; Nov 98; 28 S.
- GS 34 GRS; Bewertungsmaßstäbe für die Betriebs- und Langzeitsicherheit von geologischen Endlagern; Dez 98; 27 S.
- GS 35 DPU - Deutsche Projekt Union GmbH; Umweltverträglichkeitsgutachten Endlager Schacht Konrad Endbericht; Okt 93; 654 S.
- GS 36 H. G. Schlegel, S. Reumann, J. Schäferjohann; Abschätzung und Beurteilung der mikrobiellen Mobilisierung chemischer Elemente im Endlager Grube Konrad; Mrz 90; 181 S.
- GS 37 C. Marx; Gutachterliche Stellungnahme zu den Antragsunterlagen für die Bereiche Bohr- und Spülungstechnik im Planfeststellungsverfahren Konrad, Nachweis der Langzeitsicherheit; Jul 92; 14 S.
- GS 38 Battelle-Institut e.V.; Untersuchungen zur Langzeitsicherheit der Grube Konrad - Analyse der Radionuklidausbreitung in der Nachbetriebsphase mit dem Rechenprogramm CFEST; Apr 88; 113 S.

Erläuternde Unterlagen

- EU 000.11 Stellungnahme zur Standfestigkeit des Schachtes 2 im Bereich der Schachtsohle ("Cornbrash-Zone") Nachtrag zum Gutachten zur Standfestigkeit der O.A. Schächte vom 30.11.1984 (Wbk 4522-83-083-020); 18.03.1986; 8 S.
- EU 000.13 Lagepläne Linien gleicher Mächtigkeit - Unteres Lager (Fe-Gehalt Größer 28 %) oberhalb der Aufarbeitungsanlagen (Basis); 13.01.1984; 3 S.
- EU 000.14 Nachforderung Dokumentation: Geologie, Hydrogeologie; Darstellung der Qualität der petrophysikalischen Laboruntersuchungen; 02.01.1985; 8 S.
- EU 000.16 Schachanlage Konrad / Tektonische Messungsergebnisse (Ohne Berücksichtigung der lagerstättenkundlichen Studienarbeit Geitner von 1961 und den Arbeiten Dr. Renate Schlönbach 1982 - 84); 01.02.1985; 36 S.
- EU 000.17 Kluftinventar im aufgeschlossenen Grubenbereich, Textband und Anlage; 07.03.1985; 161 S.
- EU 000.18 Ermittlung von Gesteinsparametern im Rahmen des WBK-Gutachtens über Schacht Konrad I und II (Abschlußbericht); 06.03.1985; 206 S.
- EU 008.2 Analysen quartären Grundwassers: Hydrochemische Untersuchungen und Altersbestimmungen des oberflächennahen Grundwassers, Zwischenbericht II. Bauabschnitt; 21.07.1985; 33 S.
- EU 008.3 Quartärstratigraphie und Kiesanalyse I. Bauabschnitt 1983/84 Quartärstratigraphie; 19.12.1984; 73 S.
- EU 015.1 Grundwasserhöhengleichenpläne: Langfristige Grundwasserbeobachtungen; 01.10.1985; 42 S.
- EU 015.2 Grundwasserhöhengleichenpläne: Kurzfristige Grundwasserbeobachtungen; 01.10.1985; 32 S.
- EU 015.3 Analysen Quartären Grundwassers: Temperatur- und elektrische Leitfähigkeitsmessungen im oberflächennahen Grund- Wasser in halbjährlichen Abständen; 01.10.1985; 47 S.
- EU 019 Abflüsse, oberirdische Einzugsgebiete, Dokumentation; 30.11.1985; 47 S.
- EU 023 Analysen quartären Grundwassers: Hydrochemische Untersuchungen und Altersbestimmungen des oberflächennahen Grundwassers, I. Bauabschnitt; 30.11.1985; 52 S.
- EU 025.1, EU 28.1 Abflüsse, oberirdische Einzugsgebiete: Wasserbilanz des Zweigkanals Salzgitter; 25.04.1985; 95 S.
- EU 025.2, EU 28.2 Abflüsse, oberirdische Einzugsgebiete: Darstellung der oberirdischen Wasserscheiden; 14.08.1983; 8 S.
- EU 025.3, EU 028.3 Grundwasserhöhengleichenpläne: Erstellen von 7 Pegelbohrungen (Spülbohrungen) einschließlich Ausrüstung mit automatischen Pegelschreibern; 03.07.1985; 57 S.
- EU 025.4, EU 028.4 Pumpmenge Wasserwerk Hütte Wassergewinnung und Wasserabgabemengen; 26.09.1984; 81 S.
- EU 026 Bericht über das Abteufen der Untersuchungsbohrung K101; 01.09.1985; 24 S.
- EU 027 Hydrogeologie Konrad: Hydraulische Testarbeiten in der Bohrung K 101, Tgb.Nr. 11 586/85; 15.11.1985; 128 S.
- EU 028.3 Rev. 01 Grundwasserhöhengleichenpläne, Erstellen von 7 Pegelbohrungen (Spülbohrungen) einschließlich Ausrüstung mit automatischen Pegel-Schreibern; 25.06.1987; 57 S.

- EU 029 Abflüsse, oberirdische Einzugsgebiete Wasserabgabemengen in die Vorfluter; 06.01.1986; 65 S.
- EU 030.1 Rev. 01 Grundwasserhöhengleichenpläne, Erstellen von 10 Pegelbohrungen (Spülbohrungen) Einschließlich Ausrüstung mit automatischen Pegelschreibern; 25.06.1987; 68 S.
- EU 031.2 Rev. 01 Grundwasserhöhengleichenpläne AP2: Erstellen einer Pegelbohrung (Trockenbohrung) einschliesslich Ausrüstung mit automatischen Pegel-Schreibern; 25.06.1987; 42 S.
- EU 032.1 Probenuntersuchung Tiefbohrung K 101 Ermittlung von Gesteinsparametern an Bohrkernen Bohrung K 101; 02.01.1986; 185 S.
- EU 032.2 Radionuklidmigration II (Probenunteruntersuchung): Ermittlung von Gesteinsparametern an den Bohrkernen der Bohrung K 101; 02.01.1986; 51 S.
- EU 034 Belegung der Grubenwassermenge von 15000 M3/A; 21.03.1986; 13 S.
- EU 036.15 Swift Manual, Version 3.82: Simulator For Waste Injection Flow And Transport; 15.03.1986; 159 S.
- EU 036.16 Emos Manual, Version 2.1: Programmpaket zur Modellierung der Radionuklidfreisetzung aus Endlagern für angenommene Szenarien; 15.03.1986; 264 S.
- EU 036.24 STLINE Manual, Version 4.80 632a-03g-01 in der Überarbeiteten vom März 1986 "The Intera Particle Tracking Streamline Model"; 01.03.1986; 16 S.
- EU 037.02 Vorgänge an Flüssigkeitsoberflächen, Erstellt im Rahmen des Projektes "Sicherheitsstudien Entsorgung" (PSE); 01.11.1982; 146 S.
- EU 039.1 Felsmechanische Gesteinsparameter: Auswertung der felsmechanischen Laboruntersuchungen; 30.11.1985; 183 S.
- EU 039.2 Felsmechanische Gesteinsparameter: Probenahme für felsmechanische Laboruntersuchungen (Durchführung von Kernbohrungen zur Probennahme, Probenvorbereitung und Bereitstellung von Prüfkörpern); 25.11.1985; 144 S.
- EU 042.1 Grundwasserhöhengleichenpläne: Lage des Grundwasserspiegels im Untersuchungsgebiet nach Aufgabe der Wasserhaltung durch die Stahlwerke P+S; 17.07.1985; 21 S.
- EU 042.2 Quartärstratigraphie und Kiesanalyse, II. Bauabschnitt; 20.07.1985; 72 S.
- EU 044 Felsmechanische Bohrungen: Durchführung begleitender petrophysikalischer Laboruntersuchungen; 15.04.1986; 37 S.
- EU 047.1 Vergleich internationaler Kriterien zur Endlagerung Radioaktiver Abfälle GRS-A-1121; 01.07.1985; 31 S.
- EU 047.2 Endlagerung Radioaktiver Abfälle - Übersicht über technische Konzepte im internationalen Bereich - GRS-A-1191; 01.02.1986; 44 S.
- EU 050 Analyse quartären Grundwassers Radionuklidbestimmung an Wasserproben; 21.04.1986; 23 S.
- EU 052.1 Durchströmungsversuche auf der Schachtanlage Konrad/Schacht 2/ Schachttiefe: 585 M, 595 M, 610 M/Sept.-Okt. 1985/ Archiv-Nr. 99421; 05.05.1986; 40 S.
- EU 052.2 Durchströmungsversuche auf der Schacht-Anlage Konrad/ 1200 M Sohle Süd/Dez. 1984 Archiv-Nr. 98172; 21.06.1985; 13 S.
- EU 052.3 Bericht über Isotopenuntersuchungen an Gasen/Grube Konrad/ Archiv-Nr.: 850043; 04.10.1985; 9 S.
- EU 052.4 Spannungsmessungen auf der Schachtanlage Konrad/ 1200 M-Sohle Süd/1985 Archiv-Nr.: 98292; 22.07.1985; 32 S.

- EU 052.5 zur Abschätzung der Durchlässigkeit des Oxford im Bereich der Grube Konrad Archiv-Nr.: 99426; 20.04.1986; 15 S.
- EU 052.6 Parameterstudien zur Grundwasserbewegung auf einem Modellschnitt vom Salzgitter Höhenzug zum Salzstock Caberlah - Archiv-Nr.: 98994; 01.02.1986; 102 S.
- EU 053.1 Pumpmenge WW-Hütte, I. Bauabschnitt 1983/84, Durchlässigkeitsbeiwerte; 08.05.1985; 196 S.
- EU 053.2 Pumpmenge WW-Hütte, II. Bauabschnitt 1985, Durchlässigkeitsbeiwerte; 21.06.1985; 73 S.
- EU 053.3 Fliessrichtungs- und Fliessgeschwindigkeitsbestimmung im oberflächennahen Grundwasser, I. Bauabschnitt 1983/84; 12.07.1985; 39 S.
- EU 055 Hydrogeologie im Gebiet der Grube Konrad. Grundlagen der Modellrechnung zur Langzeitsicherheit, Archiv- Nr.: 99131; 01.04.1986; 62 S.
- EU 055.1 Vermerk Zu EU 55; 10.05.1988; 4 S.
- EU 059, EU 062 Durchführung von petrophysikalischen Laboruntersuchungen, Mitarbeit an geowissenschaftlichen Erkundungsprogrammen; 21.08.1986; 37 S.
- EU 063.1 Ergebnisse der Festigkeitsmechanischen Laboruntersuchungen an Proben aus den Schachtwiderlagerbohrungen im Schacht Konrad 2 Archiv-Nr.: 99467/II; 14.07.1986; 59 S.
- EU 063.2 Hydrogeologie Konrad, Untersuchungen an einer Wasserführenden Kluft im Ort 300 der Grube Konrad Archiv-Nr.: 99416; 15.08.1986; 31 S.
- EU 063.3 Bohrung Konrad 101, Teil I: Geologischer Bericht; Teil II: Schichtenverzeichnis (Archiv-Nr.: 99599); 15.09.1986; 200 S.
- EU 063.3 Mineralogische und geochemische Untersuchungen an Gesteinsproben der Bohrungen Konrad 101. Einschließlich der Anlagen 5 und 6 (Extraband) (1. Nachtrag) Lfd.-Nr. 63.3; 01.02.1989; 132 S.
- EU 072.1 Berechnungen zur thermischen Einwirkung von schwachwärmeentwickelnden Radioaktiven Abfällen auf das Wirtsgestein in der Schachanlage Konrad; 01.02.1986; 60 S.
- EU 072.2 Systemanalyse Konrad, Teil 2: zur Kritikalitätssicherheit im Endlager Konrad GRS-A-1049; 01.12.1984; 24 S.
- EU 072.3 Systemanalyse Konrad, Teil 2: zur Kritikalitätssicherheit im Endlager Konrad bei inhomogener Spaltstoffverteilung GRS-A-1148; 01.10.1985; 13 S.
- EU 072.7 Zeitliche Entwicklung der Radionuklidzusammensetzung und Aktivität im Endlager Konrad während der Betriebszeit und der Nachbetriebsphase PTB-SE-IB-4; 01.11.1985; 292 S.
- EU 073.2 Analyse quartären Grundwassers, hydrochemische Untersuchungen und Altersbestimmungen des oberflächennahen Grundwassers (Endbericht), II. Bauabschnitt; 15.05.1986; 57 S.
- EU 075.2 Hydrogeologisches Modell: Räumliche Darstellung der Hydrogeologischen Verhältnisse für Modellrechnungen und für die Bewertung der Langzeitbarrierewirkung des Gebirges; 15.03.1985; 62 S.
- EU 075.3 Felsmechanische Gesteinsparameter: Durchführung felsmechanischer Laboruntersuchungen (Bestimmung Einaxialer/Biaxialer Festigkeitsmechanischer Gesteinsparameter); 30.06.1985; 58 S.
- EU 075.4 Felsmechanische Gesteinsparameter: Auswertung der felsmechanischen Laboruntersuchungen - Nachtrag; 30.12.1986; 15 S.

- EU 076.1 Langzeitsicherheitsanalyse des Endlagers Konrad: Radionuklidenausbreitung in der Nachbetriebsphase; 01.11.1986; 390 S.
- EU 076.2 Analytische Abschätzung zur Auffüllung der Schachtanlage Konrad mit Wasser und zum Druckaufbau unter Berücksichtigung von Konvergenz anhand eines einfachen eindimensionalen Modells; 01.08.1986; 30 S.
- EU 078.2 Vergleich der Toxizität von Radioaktiven Abfällen aus dem Kern- Brennstoffkreislauf mit der Toxizität von Abfällen, die in konventionellen Kraftwerken entstehen; 01.11.1985; 101 S.
- EU 078.3 Langzeitsicherheit von Endlagern: Zeitrahmen für Sicherheitsbetrachtungen - Bewertung der Subrosion des Salzstockes Gorleben; 02.05.1986; 8 S.
- EU 080.1 Stellungnahme zur Anfrage des Niedersächsischen Landesamtes für Bodenforschung zum Plan Konrad (Punkt 1) (Bezug: Schreiben des Niedersächsischen Umweltministers vom 25.08.86); 23.10.1986; 3 S.
- EU 080.2 Anforderungen an Abfallgebinde aufgrund der thermischen Beeinflussung des Wirtsgesteins der Schachtanlage Konrad PTB-SE-15; 01.09.1986; 22 S.
- EU 080.3 Schachtanlage Konrad Messung der Gebirgstemperatur im Streckenmantel; 19.02.1985; 13 S.
- EU 081.1 Ergebnisse der Festigkeitsmechanischen Laboruntersuchungen an Gesteinsproben aus dem Hangend- und Liegendbereich der Grube Konrad Archiv-Nr. 99 467/I; 04.09.1986; 234 S.
- EU 081.2 Bericht "Geplantes Endlager Konrad" Berechnungen zum Beanspruchungszustand des Deckgebirges und grubennaher Bereiche Archiv-Nr.: 99341; 01.05.1986; 59 S.
- EU 081.5 Untersuchungen zur Festigkeit und Verformbarkeit von Tonmergel- und Tonstein-Prüfkörpern aus der Bohrung Konrad 101 - Ergebnisse von Dauerstandsversuchen - Archiv-Nr.: 98650; 04.07.1986; 32 S.
- EU 082 Schichtenverzeichnisse und Ausbaudaten von Bohrungen im oberflächennahen (quartären) Grundwasserleiter (1. Bericht); 12.11.1986; 316 S.
- EU 085.2 Rev. 02 Systemanalyse Konrad, Teil 3: Kritikalitätsrechnungen zur Massen- und Konzentrationsbegrenzung für Spaltstoffreste in Abfallgebinden Rev. 02 - GRS-A-1302; 26.08.1988; 24 S.
- EU 086 Testrechnungen zur Übertragung der geologischen Verhältnisse im Untersuchungsgebiet Konrad in das Modell; 01.12.1986; 24 S.
- EU 088 Stellungnahme der BGR zu dem Bericht (Archiv-Nr.99 637) des NLfB: Anmerkungen zum Plan "Endlager für Radioaktive Abfälle - Schachtanlage Konrad/Salzgitter" (Archiv-Nr.: Zu Archiv-Nr.:99637); 23.12.1986; 49 S.
- EU 090.1 Rev. 01 Chemismus tiefer Grundwässer - Hydrochemische Untersuchungen und Altersdatierungen an tiefen Grundwässern aus Pumpensäumpfen und Tropfstellen im Grubengebäude, Rev. 01; 12.03.1987; 22 S.
- EU 090.2 Rev. 01 Radionuklidbestimmung und Altersdatierung an tiefen Grundwässern aus der Tiefbohrung Konrad 101, Rev. 01; 12.03.1987; 20 S.
- EU 093.3 Swift-Simulator For Waste Injection Flow And Transport; 27.01.1987; 11 S.
- EU 093.4 Auswirkung Bergbaulicher Massnahmen auf den Überhängigen Senkungstrog der Grube Konrad (Archiv-Nr.: 99446); 16.05.1986; 17 S.
- EU 093.5 Temperaturmessungen in der Bohrung Konrad 101; 01.09.1986; 27 S.
- EU 095.1 Rev. 01 Chemismus tiefer Grundwässer - Hydrochemische Untersuchungen und Alters Datierungen an tiefen Grundwässern aus den Träufelrinnen des Schachtes Konrad 2, Revision 1; 16.03.1987; 37 S.

- EU 096.1 Rev. 01 Gutachten über Abbauwirkungen im Deckgebirge der Schachtanlage Konrad; 14.01.1992; 193 S.
- EU 097 Felsmechanische Gesteinsparameter in Erkundungstrecken: Probennahme und Durchführung felsmechanischer Laboruntersuchungen; 31.07.1986; 49 S.
- EU 099.1 Bestimmung felsmechanischer Gesteinsparameter; 01.11.1986; 17 S.
- EU 099.2 Ergebnisse von festigkeitsmechanischen Laboruntersuchungen an Gesteinsproben aus dem Oxford und Kimmeridge des Nahbereichs der Grube Konrad (Archiv-Nr.: 99467/III); 01.12.1986; 294 S.
- EU 099.3 Bestimmung felsmechanischer Gesteinsparameter an Kernen aus Erkundungs- und Meßbohrungen der Schachtanlage Konrad; 01.10.1986; 101 S.
- EU 100 Geophysikalische Messungen und Bohrungen am Salzstock Rolfsbüttel-Wendeburg; 02.01.1987; 43 S.
- EU 103 Ergebnisse Festigkeitsmechanischer Laborsuchungen an Gesteinsproben aus den Schachtwiderlagerbohrungen im Schacht Konrad 1 (Archiv-Nr. 99467/IV); 01.02.1987; 87 S.
- EU 104 Grundwasserstandsdaten von Bohrungs- und Referenzmeßstellen Während der Kurzzeitpumpversuche in den Meßstellen des I. und II. Bauabschnittes; 30.01.1987; 27 S.
- EU 111 Durchströmungsversuche auf der Schachtanlage Konrad, Ort 300, Schacht 1 (Horizont 699 M, 719 M, 739 M) Archiv-Nr.: 100295; 01.02.1987; 65 S.
- EU 112.1 Chemismus tiefer Grundwässer: Hydrochemische Untersuchungen und Altersdatierungen an tiefen Grundwässern aus Klüften; 18.03.1986; 112 S.
- EU 112.2 Bericht über Bohrungen Am Heidberg bei Adersheim (Archiv-Nr.: 99935); 01.02.1987; 94 S.
- EU 113.4 Schachtanlage Konrad – Ableitung von Sorptionsdaten aus experimentellen Untersuchungen; 01.11.1986; 52 S.
- EU 114 Analysen quartären Grundwassers: Auswertung und Interpretation der Mess- und Analyseergebnisse quartären Grundwassers; 14.03.1986; 68 S.
- EU 116 Chemismus Tiefer Grundwässer: Hydrochemische Untersuchungen und Altersdatierungen an tiefen Grundwässern aus Bohrungen zur Erkundung des Schachtausbaus; 19.02.1986; 47 S.
- EU 120 Probenuntersuchungen an Lager-Begrenzungsbohrungen der Schachtanlage Konrad; 13.01.1987; 197 S.
- EU 121.1 Erläuterungen zur Anwendung von Retardationsfaktoren zur Beschreibung von 1-Dimensionalen Ausbreitungsrechnungen Bei veränderlicher Darcy-Geschwindigkeit; 01.04.1987; 5 S.
- EU 121.2 Erläuterung zur Dispersion quer zur Strömungsrichtung; 01.04.1987; 6 S.
- EU 121.3 Erläuterung der Th-232-Konzentration aus der Wanderung von U-236 und Th-232; 01.04.1987; 5 S.
- EU 121.4 Erläuterung der Variationsrechnungen zur Freisetzungsdauer von J-129; 01.04.1987; 5 S.
- EU 123 Chemismus tiefer Grundwässer: Hydrochemische Untersuchungen und Altersdatierungen an tiefen Grundwässern aus dem Nahbereich der Schachtanlage Konrad; 14.03.1986; 112 S.
- EU 124.1 Redoxpotential und pH-Bestimmungen an Auslauglösungen Zementierter Abfallprodukte im Geologischen Milieu Konrad, RCM 01986; 01.06.1986; 28 S.

- EU 124.2 Aktivitätsfreisetzung aus Abfallgebinden als Funktion der Zeit, Abschlußbericht (Einschließlich Anhänge I - Iv); 01.09.1985; 274 S.
- EU 125.1 Schlussbericht zum Förderungsvorhaben "Radioökologie des Jods-129"; 31.12.1983; 35 S.
- EU 125.2 Ausbreitung von Radionukliden im oberflächennahen Boden, GSF-Bericht S-788; 01.08.1981; 74 S.
- EU 125.3 Sorption und Ausbreitung von Radionukliden in zwei Ackerböden der Bundesrepublik Deutschland GSF-S-1071; 01.08.1984; 88 S.
- EU 125.4 Misoil And Dsoil - Computer Codes To Estimate Effective Ground Surface Concentrations For Dose Computations, Ornl-5974; 01.11.1984; 37 S.
- EU 125.5 Speciation Of Fission And Activation Products in The Environment; 01.04.1985; 7 S.
- EU 125.6 Untersuchungen zum Migrationsverhalten von Plutonium, Americium und Curium in verschiedenen Böden; Seminar On The Transfer Of Radioactive Materials in The Terrestrial Environment Subsequent To an Accidental Release To Atmosphere; 01.07.1983; 15 S.
- EU 125.7 Experimentelle Untersuchungen zur Radionuklidmigration in der Umgebung des geplanten Endlagers für Radioaktive Abfälle in der Schachtanlage Konrad, Untersuchungsprogramm I, GSF-Bericht 34/85; 31.12.1984; 51 S.
- EU 125.8 Experimentelle Untersuchungen zur Radionuklidmigration in der Umgebung des geplanten Endlagers für Radioaktive Abfälle in der Schachtanlage Konrad, Untersuchungsprogramm II, GSF-Bericht 35/86; 01.12.1985; 75 S.
- EU 126 Untersuchungen zur Frage der Konvergenz untertägiger Hohlräume in der Schachtanlage Konrad, Archiv-Nr.: 100607; 01.03.1987; 16 S.
- EU 127 Untersuchungen über die Ernährung des Säuglings zur Ermittlung potentieller Strahlenexposition; 01.11.1982; 27 S.
- EU 128 Altersabhängige Nahrungsmittel-Verbrauchsdaten zur Ermittlung der radiologischen Belastung über den Ingestionspfad; 01.08.1979; 73 S.
- EU 133 Bericht: Beschreibung der Programme zur Ermittlung der Eingabedaten für die Berechnungen der Grundwasserbewegung mit dem Rechenprogramm Swift: Magnetband mit 6 Files, Kurzbeschreibung des Magnetbandes, Ausdruck der Progr. (4); 01.05.1987; 13 S.
- EU 134 Hydraulische Höhe: Fließgeschwindigkeiten und Fließzeiten in einem Grundwasserleiter, der von einer schlechter durchlässigen Schicht überlagert wird, Archiv-Nr.: 98.470; 01.09.1985; 136 S.
- EU 135.1 Analysen quartären Grundwassers: Sanierung von 13 Grundwassermeßstellen; 12.11.1984; 111 S.
- EU 135.2 Grundwasserhöhengleichenpläne: Sanierung von 4 Grundwassermeßstellen; 16.11.1984; 60 S.
- EU 135.3 Auflistung der beobachteten Wasserzutrittsstellen in den Untertägigen Vortrieben der Schachtanlage Konrad Ab Oktober 1983; 19.01.1987; 38 S.
- EU 137.1 Eh/pH-Messungen und Sorptionsuntersuchungen von Np, Pu und Tc an Zementhaltigen Geologischen Proben im Grubengebäude Konrad RCM 00387; 01.02.1987; 55 S.
- EU 137.2 Vergleichende Bewertung der mit Sedimenten aus Deckgebirge und Nebengestein der Schachtanlage Konrad Durchgeführten Sorptions- Experimente; 01.07.1987; 10 S.
- EU 137.3 Stellungnahme zur Auswahl der Sedimentproben für Sorptionsexperimente; 20.06.1987; 9 S.

- EU 138 Nuklidmigration (Np, Pu, Am, Tc) im Deckgebirge des Endlagerortes Konrad, RCM 03585; 01.12.1985; 180 S.
- EU 139.1 Bestimmung des Sorptions-/desorptionsverhaltens ausgewählter Radionuklide (U, Th, Ra u.a.) an repräsentativen Gesteinen für den Standort Schachtanlage Konrad (Untersuchungsprogramm I); 31.12.1984; 148 S.
- EU 139.2 Bestimmung des Sorptions-/desorptionsverhaltens ausgewählter Radionuklide (U, Th, Ra u.a.) an repräsentativen Gesteinen für den Standort Schachtanlage Konrad (Untersuchungsprogramm II); 31.12.1985; 159 S.
- EU 139.3 Anhang zu den Konrad-Berichten vom Dezember 1984 und Dezember 1985: Bestimmung des Sorptions-/desorptionsverhaltens ausgewählter Radionuklide (U, Th, Ra u.a.) an repräsentativen Gesteinen für den Standort Schachtanlage Konrad; 10.06.1987; 8 S.
- EU 140 Probennahme von repräsentativen Gesteinen und Wässern für den Standort Schachtanlage Konrad. Experimentelle Untersuchungen zum Sorptions-/desorptionsverhalten der Gesteine für die Radionuklide Selen, Zirkon/Niob und Technetium; 01.08.1985; 197 S.
- EU 141 Stellungnahme zum 5. Zwischenbericht des NLfB: Schaffung bzw. Reaktivierung von Störungen durch den Bergbau auf der Grube Konrad, Archiv-Nr.: 100056; 25.06.1987; 13 S.
- EU 146 Hydrogeologie im Gebiet der Grube Konrad, Erläuternde Stellungnahmen (Stand Juni 1987) zu Nachforderungen des NLfB (Schreiben des NLfB vom 09.04.1987) Archiv-Nr. 101314; 26.06.1987; 36 S.
- EU 151 Fließgeschwindigkeit und Fließrichtung: Fließrichtungs- und Fließgeschwindigkeitsbestimmung im oberflächennahen Grundwasser, II. Bauabschnitt 1985; 26.02.1986; 57 S.
- EU 154 Auflistung aller Bohrungen und deren Erkundungsziele ab Beginn der F+E Untersuchungen Bis Juni 1987; 27.07.1987; 132 S.
- EU 155 Grundwasserhöhengleichenpläne: Aktualisierung der Grundwasserhöhengleichenpläne; 01.07.1987; 28 S.
- EU 158.1 Stellungnahme des NLfB: Eingabedaten für das Strömungsmodell Swift: Vergleich von Grundwasserneubildungsraten; 25.06.1987; 4 S.
- EU 158.2 Stellungnahme zum Vergleich von Grundwasserneubildungsraten des NLfB; 20.09.1987; 3 S.
- EU 158.3 Nachforderung HY2: Stellungnahme der GSF zum Vergleich von Grundwasserneubildungsraten (Ergänzung zu Lfd. Nr. 158); 05.01.1989; 2 S.
- EU 160 Systemanalyse Konrad, Teil 3: Ergänzende Kritikalitätsrechnungen zur Massen- und Konzentrationsbegrenzung für spaltbare Radionuklide in Abfallgebinden (GRS-A-1379); 01.10.1987; 18 S.
- EU 163 Stellungnahme der GSF zu den Fragen der GRS zur Langzeitsicherheitsanalyse des Endlagers Konrad: Radionuklid Ausbreitung in der Nachbetriebsphase (Ta-Nr. 2242.03); 25.11.1987; 4 S.
- EU 164 Stellungnahme zur Auswahl der Grundwässer für Sorptionsexperimente; 28.08.1987; 11 S.
- EU 169 Wasserbilanz: Überwachung der Grubenwassermengen und Erstellung einer verfeinerten Wasserbilanz des Jahres 1984 für die Schachtanlage Konrad unter Einbeziehung der GSF-Klimamessstation; 06.03.1987; 33 S.
- EU 178 Schachtanlage Konrad: Bericht über die untertägige Erkundung: Teil I - Geologischer Bericht, Teil II - Anlagenband (Archiv-Nr.: 100586); 01.02.1988; 700 S.

- EU 181 Ermittlung von Gesteinsparametern an der "Cornbrash"-Bohrung; 12.02.1988; 51 S.
- EU 189 Durchströmungsversuche auf der Schachtanlage Konrad, Schacht 2, 3. Sohle, Bohrung 3/149, 3/150, Teufe 893, 44 M; 01.05.1988; 44 S.
- EU 192 Zusätzliche Aspekte zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit des geplanten Endlagers Konrad (PTB-SE-IB-39); 01.08.1988; 17 S.
- EU 193 Modellrechnung zur Grundwasserbewegung mit dem Programm Swift für ein Alternatives hydrogeologisches Modell für das Endlager Konrad; 01.08.1988; 61 S.
- EU 198 Modellrechnungen mit dem Programm FEM 301 für ein alternatives geologisches/hydrogeologisches Modell; 31.08.1988; 133 S.
- EU 199 Hydraulische Kennwerte im Gebiet der Grube Konrad (Archiv-Nr. 103 690); 01.08.1988; 36 S.
- EU 200 Isotopenuntersuchungen an tiefen Grundwässern aus der Schachtanlage Konrad; 13.09.1988; 44 S.
- EU 201 Gültigkeitsbereiche des Darcy-Gesetzes für poröse und klüftige Gesteine im Hinblick auf Durchsatz von Wasser und Wasserinhaltsstoffen (Archiv-Nr.: 103.560); 01.07.1988; 18 S.
- EU 201.2 Modellbetrachtungen zur Gültigkeit des Darcy-Gesetzes in den Kluftwasserleitern der Grube Konrad (Archiv-Nr.: 103.967); 01.10.1988; 11 S.
- EU 201.3 Abschätzung der mittleren Abstände von Trennflächen für Kluftwasserleiter im Gebiet der Schachtanlage Konrad (Archiv-Nr.: 103 968); 01.10.1988; 15 S.
- EU 202 Schachtanlage Konrad: Gefügestatische Untersuchungen (Archiv-Nr. 103 458); 30.08.1988; 215 S.
- EU 203 Modellrechnung zur Grundwasserbewegung GSF-Bericht: "Beschreibung des Programms SAPT zur Stromlinienberechnung, August 1988"; 01.08.1988; 20 S.
- EU 207 Abfallgebindespektrum im Endlager Konrad - Statistische Aktivitätsverteilung PTB-SE-IB-42 (November 1988) Umfang 37 Seiten; 01.11.1988; 39 S.
- EU 212 Gutachten zur Grundwasserbilanz für den Salzgitter Höhenzug; 13.12.1988; 102 S.
- EU 213 Zum Einfluss hochsaliner Porenwässer auf die Grundwasserströmung; 01.08.1988; 14 S.
- EU 214 Stellungnahme zum NLfB-Bericht "Stellungnahme zur Ableitung von Sorptionsdaten aus experimentellen Untersuchungen im Bereich (Modellgebiet) der Schachtanlage Konrad", Archiv-Nr. 103692 vom 10.08.88; 23.12.1988; 23 S.
- EU 216.1 Ableitung hydraulischer Kennwerte für das hydrogeologische Modellgebiet Konrad; 01.12.1988; 34 S.
- EU 216.2 Repräsentative hydraulische Parameter für den Bereich der Grube Konrad; 09.12.1988; 189 S.
- EU 217 Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins: Begrenzung der Inventare zur Vermeidung der thermischen Belastung des Wirtsgesteins; 14.12.1988; 2 S.
- EU 218 Thermophysikalische Eigenschaften von Gesteinen aus dem Einlagerungshorizont der Schachtanlage Konrad; 01.08.1985; 8 S.
- EU 220 Korrosion von im Bohrloch verbliebener Verrohrung (Lfd. Nr. 220); 29.11.1988; 21 S.
- EU 223 Grundwasserrechnung mit veränderter Geologie für das Gebiet Konrad; 01.09.1988; 25 S.
- EU 223 Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung mit dem Programm FEM 301 für ein alternatives geologisch-hydrogeologisches Modell (Band I - Iv); 15.11.1988; 258 S.

- EU 227 BGR-Stellungnahme zu Nlfb-Nachforderungen "Repräsentativität der Proben und Übertragbarkeit der Laborexperimente" (Lfd. Nr. 227); 22.12.1988; 9 S.
- EU 229 Stellungnahme zum Statusbericht, EndlagerSchachtanlage Konrad, Stand Dezember 1988, des TÜV Hannover E. V. vom 06.12.88, KTS-DR. WH/LA, GK-100.00.6 Hier: Kapitel 27: Kritikalitätssicherheit Lfd. Nr. 229; 02.01.1989; 4 S.
- EU 230 Stellungnahme zu HY 50/2 "Änderung von Gebirgsdurchlässigkeiten infolge Salzauflösung durch nichtgesättigte Wasser" Lfd. Nr. 230; 03.01.1989; 3 S.
- EU 232 BGR-Bericht "Revision von Tiefbohrungen" (Band 1 Bis 7, 1 Anlagenband); 01.12.1988; 646 S.
- EU 232 Nachträge zum Bericht (EU 232) - Revision von Tiefbohrungen - Ergänzungen und Korrekturen (EU 232); 22.06.1989; 69 S.
- EU 237 Nagra Technical Report 84-49: FEM 301 - A Three Dimensional Model For Groundwater Flow Simulation, L. Kiraly, Neuchatel, Jan. 1985 Lfd. Nr. 237; 01.01.1985; 154 S.
- EU 243 GSF-Abschlussbericht "Wasserbilanz" Überwachung der Grubenwassermengen und Erstellung einer verfeinerten Wasserbilanz des Jahres 1985 - April 1987 für die Schachtanlage Konrad unter Einbeziehung der GSF-Klimamessstation Lfd. Nr. 243; 30.08.1988; 374 S.
- EU 244 Abbaueinwirkungen im Deckgebirge über der Grube Konrad Lfd. Nr. 244; 23.12.1988; 172 S.
- EU 247 Hydrogeologie im Gebiet der Grube Konrad, Erläuternde Stellungnahmen zu den Nachforderungen des Nlfb (Hy 33,40,46.2) Lfd. Nr. 247; 01.12.1988; 39 S.
- EU 248 Hydrochemie der Tiefenwässer aus der Grube Konrad (Hy 16,17,18) Lfd. Nr. 248; 01.12.1988; 88 S.
- EU 254 Bewertung des möglichen Einflusses mikrobiologischer Vorgänge im geplanten Endlager Schachtanlage Konrad auf die Freisetzung und Ausbreitung von Radionukliden PTB-SE-IB-47 (Februar 1989) Lfd. Nr. 254; 01.02.1989; 32 S.
- EU 255 Rev. 01 Kammerabschlussbauwerk Modell 1 - Konzept-und Systembeschreibung; 19.10.1989; 107
- EU 257 BGR-Bericht "Fernerkundung im Bereich der Schachtanlage Konrad (Gebiet des Hydrogeologischen Modells)" Lfd. Nr. 257; 01.01.1989; 37 S.
- EU 266 Rev. 02 Kammerabschlussbauwerk, Konzept- und Systembeschreibung; 28.09.1995; 47 S.
- EU 268 Rev. 03 "Der Versatz und das Resthohlraumvolumen im Endlager Konrad"; 06.11.1991; 23 S.
- EU 269 GSF-Stellungnahme zu den offenen Fragen der GRS zum Problemkreis Geosphärentransport; 06.04.1989; 5 S.
- EU 275 Stellungnahme zu Geo 16 "Mächtigkeit und Verbreitung des Dogger-ß-Sandsteins im Modellgebiet" (Lfd. Nr. 275); 19.04.1989; 16 S.
- EU 285 Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung mit dem Programm FEM 301; Nagra, Interner Bericht 88-63; Particle Tracking advektiver Transport im Grundwasser Theorie und Codebeschreibung des Programms Track, A. V. Känel, Zürich, März 1989 (Lfd. Nr. 285); 01.03.1989; 159 S.
- EU 290 Stellungnahme zur Frage der Auswirkungen bergbaulicher Tätigkeiten auf das Deckgebirge der Schachtanlage Konrad (Lfd. Nr. 290); 27.06.1989; 17 S.
- EU 291 BGR-Bericht: Hydraulische Höhen um ein aufgelassenes Bergwerk (Archiv-Nr. 103.797, Sept. 1988) (Lfd. Nr. 291); 01.09.1988; 24 S.

- EU 292 Rev. 01 Kammerabschlussbauwerk, Injektionstechnik zur Abdichtung des strecken-
nahen Bereichs; 21.09.1995; 58 S.
- EU 293; 3. Nachtrag: Überarbeitung des Gutachtens aufgrund geänderter Planungsvorhaben (Lfd.
Nr. 293) 3. Nachtrag zur Lfd. Nr. 000.05; 27.06.1989; 9 S.
- EU 294 Systemanalyse Konrad, Teil 3: Ergänzende Analysen zur Kritikalitätssicherheit für spalt-
stoffhaltige Abfallgebinde (EU 294); 01.06.1989; 24 S.
- EU 298 Kammerabschlussbauwerk Modell 2: Standsicherheitsnachweis für Strecken im Bereich
der Kammerabschlußbauwerke; 01.07.1989; 227 S.
- EU 299 Rev. 02 Konzept- und Systembeschreibung Schachtverfüllung; 21.09.1995; 57 S.
- EU 301 Herkunft der Tiefengrundwässer in der Schachanlage Konrad/Salzgitter Aufgrund hyd-
rochemischer und isopenhydrologischer Untersuchungen; 10.09.1989; 59 S.
- EU 307 Geologische und geotechnische Untersuchungen im Versuchsfeld 5/1 der Schachtan-
lage Konrad Sachstandsbericht; 28.09.1989; 181 S.
- EU 309 Modellrechnungen mit dem Programm FEM 301 für ein alternatives geologisches/hyd-
rogeologisches Modell 3 Bände (Alte Bohrungen - 2 Bände, Schachtverschluß - 1 Band);
17.08.1989; 189 S.
- EU 311 Erläuterung der zur Dichtigkeit der alten Bohrungen und der Schachtverschlüsse, Ge-
planten Untersuchungen und Versuche. Ablaufplan des Untersuchungsprogramms -
Stand 7/89.; 15.06.1989; 45 S.
- EU 312 Rev. 01 Zur Genese der Tiefenwässer aus der Schachanlage Konrad Band 1 - Text
und Band 2 - Anlagen; 01.12.1990; 275 S.
- EU 317 Strahlenchemischer Aufbau oder Abbau chemotoxischer Stoffe in radioaktiven Abfällen;
01.02.1989; 93 S.
- EU 319 Darstellung der Nachweisführung zur Dichtigkeit der alten Bohrungen (Zwischenbericht
12/89); 20.12.1989; 53 S.
- EU 320 Darstellung der Nachweisführung zur Dichtigkeit der Schachtverfüllung im Bereich Un-
terkreide (Zwischenbericht 12/89); 21.12.1989; 103 S.
- EU 321 Schachanlage Konrad, Salzgitter Modellrechnungen zur Gasausbreitung im Gebirge;
29.11.1989; 68 S.
- EU 322 Dokumentation, Interpretation und Bewertung von geomechanischen und geodätischen
Messungen auf der Schachanlage Konrad. Berichtszeitraum: 1987-1988 (Archiv-Nr.:
105 105); 01.11.1989; 434 S.
- EU 326 Verdünnungsfaktor für die 1-Dimensionale Modellierung des Ausbreitungsweges über
das Oxford im Schichtenmodell; 01.01.1990; 22 S.
- EU 327 Rev. 01 Aktivität sicherheitstechnisch relevanter Radionuklide am Ende der Betriebs-
phase des Endlagers Konrad und zeitliche Entwicklung der Aktivität und der Masse von
Radionukliden in der Nachbetriebsphase (ET-LB-18-Rev-1); 18.04.1991; 102 S.
- EU 329 Maximale Temperaturen im Endlager Konrad bei Verdünnung im Querschnitt für Ein-
langlebiges Radionuklid (U 235); 11.08.1989; 4 S.
- EU 332 Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung mit dem Programm Swift für eine neue
Modellvariante (Bezug: Fachsitzung Am 05.02.1988 beim NMU); 06.04.1988; 10 S.
- EU 333 Stellungnahme der GSF zu den Fragen der GRS (Lt. Schreiben PTB/18.05.1988) zur
Langzeitsicherheitsanalyse des Endlagers Konrad: Radionuklidenausbreitung in der Nach-
betriebsphase (Text und Anlagen A und B); 07.07.1988; 20 S.

- EU 336 Endlager Konrad, Analyse des normalbetrieblichen und störungsbedingten Aktivitätsflusses auf der Basis der technischen Merkmale von Kammerversatz und von Kammerabschlußbauwerken (PTB-SE-IB-56/Rev. 1, Stand: Dezember 1989); 01.12.1989; 75 S.
- EU 338 Stellungnahme zur Auswirkung des Salinars im Mittleren Muschelkalk auf die Tiefenwasserhydraulik im Gebiet der Schachanlage Konrad (Archiv-Nr. 106340, Januar 1990); 02.01.1990; 40 S.
- EU 339 Rev. 01 Einfluß der bestehenden Tiefbohrungen und des Schachtverschlusses Modellierung der Radionuklidausbreitung Bd. I: Text, Bd. II: Tabellen und Abbildungen; 05.04.1991; 152 S.
- EU 340 Radionuclide Chain Transport in Inhomogeneous Crystalline Rocks: Limited Matrix Diffusion And Effective Surface Sorption; 01.02.1985; 84 S.
- EU 341 Radionuklidfreisetzung aus dem Grubengebäude - Schichtenmodell Konrad, Plan 3/89 - (Et-Ib-20, Januar 1990); 02.01.1990; 148 S.
- EU 342 Rev. 02 Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase des geplanten Endlagers Konrad unter Berücksichtigung der Gesamtaktivität relevanter Radionuklide am Ende der Betriebsphase; 16.09.1991; 19 S.
- EU 343 Erläuternde Unterlagen zur chemischen Wechselwirkung und Chemotoxizität hier: Stellungnahme zur sicherheitstechnischen Begutachtung; 06.03.1990; 18 S.
- EU 346 Overview Description Of Eclipse 100 Model; 01.02.1990; 93 S.
- EU 347 Vollversatz in Einlagerungskammern-Laborphase II. (Versatzeigenschaften); 07.02.1990; 36 S.
- EU 348 Vollversatz in Einlagerungskammern - Technikumsversuche-; 11.01.1990; 171 S.
- EU 349 Stellungnahme zum Sachstandsbericht 4/89 des NLfB, Teil Hydrogeologie, Stand 25.09.1989, Archiv-Nr. 105 825 hier: Kapitel 2.4 "Hydrogeologische Langzeitprognose", Seite 7, Letzter Absatz; 19.03.1990; 4 S.
- EU 353 Rev. 01 Berechnung der Strahlenexposition in der Nachbetriebsphase des Endlagers Konrad nach der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift; 02.04.1991; 20 S.
- EU 355 Rev. 01 Auswertung der Raumlagemessungen zur Bestimmung der Gebirgsbewegungen bei der Auffahrung des Versuchsfeldes 5/1; 11.07.1991; 36 S.
- EU 357 Befüllversuche für Vollversatz; 05.04.1990; 85 S.
- EU 360 Ergebnisse der Ultraschallmessungen im Feld 5/1 der Schachanlage Konrad Abschlußbericht (Ap: 9k 31892.33); 01.05.1990; 97 S.
- EU 364 Vermerk Dr. Illi/ET 2.4 vom 13.06.1990 "Wärme-Q-Werte Beim Zerfall von Fe 55 und Ni 59"; 13.06.1990; 11 S.
- EU 365 Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung mit variabler Dichte auf Modellschnitten in Norddeutschland - Dokumentation Bisheriger Ergebnisse/Archiv-Nr. 105.942; 01.01.1990; 72 S.
- EU 367 Schachanlage Konrad Feld 5/1 Geologischer Bericht Archiv-Nr. 106 335; 06.03.1990; 54 S.
- EU 368 Stellungnahme zu den Fragen vom TÜV und GRS sowie des NLfB zum BGR-Bericht "Stellungnahme zur Auswirkung des Salinars im Mittleren Muschelkalk auf die Tiefenwasserhydraulik im Gebiet der Schachanlage Konrad" (EU 338); 27.07.1990; 17 S.
- EU 369 Stellungnahme zu den Fragen des TÜV Hannover TÜV-Schreiben KTSS-DR. WH/MCH GK-100.01.1 vom 17.10.1989 an NMU; 13.08.1990; 11 S.

- EU 370 Rev. 01 Zusammenfassende Bewertung und Interpretation mineralogischer Petrographischer Untersuchungen der Dogger-, Malm- und Kreideschichten der Schachtanlage Konrad; 15.03.1991; 38 S.
- EU 373 Radionuklidfreisetzung aus dem Grubengebäude für eine Durchströmungsrate von 735 m³/A ET-LB-23; 01.08.1990; 79 S.
- EU 377 Stellungnahme des Ingenieurbüros Prof. Wittke vom 22.06.90 zum Schreiben des NMU Az. -402-40326/03-17/2.10.3 vom 08.03.90; 22.06.1990; 14 S.
- EU 378 Radionuklidkonzentration im Oxford Schichtenmodell Konrad Plan Konrad 3/89, 4/90; 01.11.1990; 82 S.
- EU 390 Rev. 03 Versatzsystem - Systembeschreibung Schleuderversatz; 22.06.1995; 29 S.
- EU 394 Rev. 01 Betrachtung höherer spaltbarer Aktiniden im Hinblick auf die Kritikalitätssicherheit im geplanten Endlager Konrad; 01.03.1991; 21 S.
- EU 396 Rev. 01 Radionuklidausbreitung im Deckgebirge für das Schichtenmodell - Konrad (ET-LB-41); 24.09.1991; 68 S.
- EU 397 Stellungnahme des BfS zu den Fragen der Gutachter zum Themenbereich "Alte Bohrungen"; 02.04.1991; 4 S.
- EU 404 Rev. 06 Versatzsystem, Systembeschreibung Pumpversatz; 15.07.1995; 37 S.
- EU 414 Rev. 01 Zur Langzeitsicherheit des Endlagers Konrad, Potentielle Strahlenexposition für eine Radionuklidausbreitung über bestehende Tiefbohrungen und die Schächte (ET-LB-42); 25.09.1991; 75 S.
- EU 417 Zur Salinität der Tiefenwässer Norddeutschlands; 23.04.1991; 208 S.
- EU 418 Geologische und geotechnische Untersuchungen im Versuchsfeld 5/1 der Schachtanlage Konrad. Abschlußbericht; 01.04.1991; 122 S.
- EU 424 Ergebnisse des Untersuchungsprogramms im Bereich der Unterkreide (343 M Sohle) (Bericht AI); 33319; 334 S.
- EU 425 Rev. 02 Hydrostatische Asphaltdichtung für die Schächte Konrad 1 und 2; 21.09.1995; 80 S.
- EU 426 Anforderungen an die zulässige Massenkonzentration und zulässige Massen an Spaltbaren Stoffen in Abfallgebinden für das geplante Endlager Konrad; 18.10.1995; 52 S.
- EU 430 Fachsitzung zur Langzeitsicherheit des Endlagers Konrad am 29.1.91 Hier: Modellrechnungen zur Gasausbreitung im Gebirge (EU 321); 25.04.1991; 2 S.
- EU 431 Helium-Diffusionsmessungen in der Schachtanlage Konrad; 16.03.1990; 22 S.
- EU 432 Bestimmung petrophysikalischer Gesteins-Parameter; 26.11.1990; 60 S.
- EU 434 Darstellung der Verfüllungszustände von ausgewählten Tiefbohrungen im Nahbereich des hydrogeologischen Modellgebiets Konrad; 15.05.1991; 204 S.
- EU 436 Stellungnahme des BfS zur Radionuklidausbreitung durch die alten Bohrungen; 01.07.1991; 2 S.
- EU 437 Endlager Konrad, Schachtverfüllung/Alte Bohrungen, Bericht Teil E, Nachweis der Dichtigkeit alter Bohrungen; 28.06.1991; 243 S.
- EU 438 Endlager Konrad Schachtverfüllung/Alte Bohrungen Bericht Teil D Nachweis der Machbarkeit der Schachtverfüllung (Mineralische Abdichtung und Stützsäule); 09.08.1991; 160 S.
- EU 439 Rev. 01 Zusätzliche Kritikalitätsbetrachtungen auf Basis der Hinweise im TÜV-Zwischenbericht (Et-lb-47-Rev-1); 01.12.1991; 17 S.

- EU 440 Eine bewertende Gegenüberstellung der Einbringungsmöglichkeiten von Versatz in Einlagerungskammern im Projektirten Endlager Konrad; 27.08.1991; 10 S.
- EU 441 Stellungnahme des BfS zum Sachstandsbericht 2/91 des NLfB, Teil Hydrogeologie, Stand 02.08.91 Archiv-Nr. 108730 Kapitel 2.4 Hydrogeologische Langzeitprognose; 24.09.1991; 3 S.
- EU 443 Beantwortung eines vom TÜV Hannover im Statusbericht August 1991 angeführten Hinweises zur Kritikalitätssicherheit; 20.09.1991; 4 S.
- EU 445 Stellungnahme des BfS zum Statusbericht des TÜV Hannover, Stand August 1991; Kapitel 2.7 Kritikalitätssicherheit; 26.09.1991; 7 S.
- EU 449 Sedimentationsverhalten und Durchlässigkeit von Bohrspülungen; 31.01.1991; 29 S.
- EU 450 Mineralogisch-Petrographische Untersuchungen der Horizontalbohrung Konrad B10 (Mittelbarreme) und B11 (Mittelalb) im Schacht Konrad 2 (BGR, Archiv-Nr.: 106 844); 02.05.1990; 61 S.
- EU 451 Mineralogisch- Petrographische Untersuchungen an Gesteinsproben aus dem Bereich der Untersuchungsstrecke 343 M Sohle (Alb) der Schachtanlage Konrad 2; 01.12.1990; 74 S.
- EU 452 Mineralogisch-Petrographische Untersuchungen an Gesteinsproben aus dem Bereich der Untersuchungsstrecke 541 M Sohle (Barreme) der Schachtanlage Konrad. Schacht 2; 01.07.1991; 141 S.
- EU 454 Endlager Konrad Schachtverfüllung/Alte Bohrungen Bericht Teil A Ergebnisse des Untersuchungsprogramms im Bereich der Unterkreide (541 M-Sohle); 04.12.1991; 252 S.
- EU 455 Einfluss der alten Tiefbohrungen - Rechenfall R47 -; 01.11.1991; 145 S.
- EU 456 Erstellung und Auswertung von Grundwasserganglinien; 09.09.1991; 300 S.
- EU 460 Bericht Teil A (Ergänzung) Fortschreibung der Ergebnisse des Untersuchungsprogramms im Bereich der Unterkreide (343 M Sohle); 16.01.1992; 25 S.
- EU 461 Stellungnahme zum Arbeitsbericht Nr. 1 von Prof. Natau über Modellversuche zur Bestimmung der Durchlässigkeit einer durch Nachsedimentation verschlossenen Bohrung; 02.03.1992; 8 S.
- EU 462 Rev. 01 Stellungnahme des BfS zur Langzeitsicherheit Konrad- Gasausbreitung im Gebirge; 28.04.1992; 15 S.
- EU 463 Einfluss des Schachtverschlusses, Rechenfall R 49; 03.02.1992; 64 S.
- EU 464 Stellungnahme zum Sachstandsbericht des NLfB 3/91; 12.03.1992; 6 S.
- EU 472 Meteorologische Daten der Wetterstation Konrad 1 für den Zeitraum 1985 - 1990; 07.05.1993; 12 S.
- EU 473 Systemanalyse Konrad, Teil 3 Langzeitausbreitungs- und Langzeitwashoutfaktoren unter Verwendung der Ausbreitungsklassenstatistik vom Schacht Konrad; 15.10.1992; 7 S.
- EU 475 Erläuternde Unterlage (Lfd.Nr.251) "Plausibilitätsbetrachtung zur Chemotoxizität Radioaktiver Abfälle mit Vernachlässigbarer Wärmeentwicklung" Hier: Stellungnahme zur Sicherheitstechnischen Begutachtung; 03.06.1993; 5 S.
- EU 476 Stellungnahme zur EU 438 "Nachweis der Machbarkeit der Schachtverfüllung"; 28.06.1993; 23 S.
- EU 490 Rev. 01 Endlager Konrad; Abschluss des Betriebes; 06.09.1995; 9 S.
- EU 495 Rev. 03 Schacht Konrad 1 Aussenanlagen - Landschaftsplanerischer Fachbeitrag -; 01.08.1997; 133 S.

- EU 496 Rev. 05 Schacht Konrad 2 Aussenanlagen - Landschaftsplanerischer Fachbeitrag -;
01.08.1997; 139 S.
- EU 497 Rev. 05 Abwasserentsorgung Schacht Konrad 2 - Landschaftsplanerischer Fachbei-
trag -; 01.08.1997; 136 S.
- EU 499 Rev. 01 Schacht Konrad 2 - Aussenanlagen - Landschaftsplanerischer Fachbeitrag -
Ersatzmassnahmenplanung; 28.03.1995; 30 S.
- EU 505 Rev. 03 Schacht Konrad 2 - Aussenanlagen - Landschaftsplanerischer Fachbeitrag -
Ersatzmassnahmenplanung; 07.10.1997; 31 S.
- EU 509 Rev. 03 Prüfung und Bewertung einer möglichen Verschmutzung des Grundwassers
durch Bestimmte Gefährliche Stoffe (ET-LB-94-Rev-3); 30.03.1998; 92 S.

ANHANG B: Bewertungsformulare zum Themenbereich 1 Szenarien

Der Themenbereich umfasst 1 Bewertungsformular auf 1 Ebene. Die folgende Abbildung zeigt die hierarchische Struktur der Bewertungsformulare. Das Bewertungsformular wird auf den folgenden Seiten aufgeführt.



Abb. B.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Szenarien

Nummer:

1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:Szenarien

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 1 Anhang B Kapitel 5.3.1

Unterstützende Dokumente: EU 76.1, EU 455, EU 463

Beschreibung der Aussagen:

Über einen Top-Down-Ansatz werden mögliche Ereignisabläufe (Szenarien) definiert, die zu einem Lösungszufluss an die endgelagerten Abfälle führen und letztlich zu einer Ausbreitung von Radionukliden bis in die Biosphäre führen können.

Im PFB wird folgende Vorstellung zur Entwicklung des Endlagersystems gegeben:

In der Nachbetriebsphase wird sich der durch die Wasserhaltung während des Betriebs der Grube gebildete Absenkungstrichter des Grundwassers langsam wieder auffüllen. Danach stellt sich der natürliche Gradient in den entsprechenden Grundwasserregimen wieder ein, was zu einer ungestörten regionalen Grundwasserbewegung sowie zu einer Grundwasserbewegung durch die Resthohlräume des Grubengebäudes führt. Durch Kontakt des Grundwassers mit dem endgelagerten Abfall werden die Radionuklide in Abhängigkeit von der Standzeit der Abfallgebinde und dem Abfallprodukt mobilisiert und unter Einfluss von Sorption und Löslichkeit im Nahbereich in das Grundwasser freigesetzt. Aus dem Grubenbereich gelangen die Radionuklide in die Geosphäre und werden mit dem Grundwasser in Abhängigkeit von Sorption, Diffusion und Dispersion in die Biosphäre transportiert. Mit der Ausbreitung der Radionuklide in der Biosphäre und einem Transfer des kontaminierten Wassers zum Menschen lässt sich über Nutzungsarten und Nahrungsketten sowie Aufenthalte auf kontaminierten Flächen eine potentielle Strahlenexposition des Individuums ermitteln. Als Randbedingungen für die Analysen wird unterstellt, dass die Resthohlräume des Grubengebäudes unmittelbar nach Stilllegung des Endlagers wassergesättigt sind und es zu unverzögertem Kontakt der Wasser mit den Abfallgebänden kommt.

In EU 76.1 werden zwei Szenariengruppen unterschieden:

Szenariengruppe I: Ausbreitung durch die geologischen Formationen

Ia: Ausbreitung durch die Unterkreide

Ib: Ausbreitung durch das Oxford

Ic: Ausbreitung durch den Cornbrash

Szenariengruppe II: Ausbreitung über bevorzugte Wegsamkeiten

IIa: Ausbreitung durch verfüllte Bohrungen

IIb: Ausbreitung durch die verfüllte Schachtröhre bis zum Widerlager

In EU 76.1 werden nur die radiologischen Konsequenzen der Szenariengruppe I bewertet. Die Szenarien der Gruppe II werden laut EU 76.1 durch die Szenarien der Gruppe I abgedeckt. Die Barrieren im Nahfeld (Behälter, Abfallmatrix, Versatz) werden gar nicht oder sehr konservativ betrachtet. Ausbreitung von Radionukliden über Bohrungen wurden in der EU 455 und über den Schacht in der EU 463 untersucht.

Der Antragsteller hat die Wahrscheinlichkeiten, Gründe und Folgen möglicher unbeabsichtigter Einwirkungen auf das Endlager für mehrere Zeithorizonte untersuchen lassen (Scheibel et al. 1989). Er kommt zu dem Ergebnis, dass für Zeiten > 1000 Jahre das unbeabsichtigte Anbohren zwar nicht ausgeschlossen werden kann, die möglichen Folgen für die Bevölkerung und für das Bohrpersoneel jedoch deutlich unter den zulässigen Grenzwerten liegen würden. Die Planfeststellungsbehörde hat von ihren Gutachtern eine Einschätzung der möglichen Konsequenzen eines solchen Eindringens erarbeiten lassen (TÜV 1994). Hierbei ist für einen Zeitpunkt ca. 300 Jahre nach Stilllegung unter Berücksichtigung verschiedener Bohrtechniken und des ungünstigen Falles, dass die Abfallgebinde einer Endlagerkammer mit 6 m Stapelhöhe durchbohrt werden, die Strahlenexposition für das Bohrpersoneel und für die Bevölkerung berechnet worden. Zusätzlich ist auch die maximale Kontamination der Erzlagerstätte im Grundwasserabstrom des Endlagers im Hinblick auf eine mögliche spätere Erzgewinnung betrachtet worden.

Eingehende standortspezifische Informationen:

☒ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen

☒

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Es ist Stand von W&T mit Hilfe von Szenarien die Ungewissheiten hinsichtlich der zukünftigen Entwicklung eines Endlagersystems zu berücksichtigen.

Unabhängig der eingesetzten Methode muss mit Hilfe der Analyse gezeigt werden, dass alle Merkmale, Ereignisse und Prozesse des Endlagersystems erfasst werden. Gemäß einer gutachterlichen Stellungnahme (Baltes & Röhligh 1998) erfordert ein umfassender auf dem Stand von Wissenschaft und Technik geführter Langzeitsicherheitsnachweis eine Szenarienanalyse, aus der nachvollziehbar und belastbar hervorgeht, dass die potenziellen Entwicklungen des Endlagersystems im Nachweiszeitraum identifiziert und analysiert werden. Ein in Baltes & Röhligh (1998) durchgeführter Vergleich von Methoden zur Szenarienanalyse, die in verschiedenen nationalen Programmen zum Einsatz kommen, ergibt grundlegende Gemeinsamkeiten hinsichtlich der Zusammenstellung und Auswahl einleitender bzw. auslösender Merkmale, Ereignisse und Prozesse (englisch FEP), ihrer Kombination zu Szenarien und deren Gruppierung und Einordnung. Die in Baltes & Röhligh (1998) dargelegten Ergebnisse zum damaligen Stand von W&T, wurden im Verfahren für das Endlager Konrad nicht berücksichtigt.

Die Trennung von Szenarien zur Bewertung der Auswirkungen eines unbeabsichtigten menschlichen Eindringens in das Endlager und der Auswirkung der Ausbreitung der Radionuklide im Untergrund entspricht dem Stand von W&T, z.B. BMU (2010).

1. Szenarien zur Ausbreitung der Radionuklide im Untergrund

Für das Endlager Konrad wurden Szenarien auf der Grundlage eines Top-Down Ansatzes erarbeitet.

Für das Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) untersuchte die Entsorgungskommission (ESK) im Hinblick auf die für das ERAM aufgestellten Szenarien folgende Fragen (ESK 2013):

- i. Ist die Szenarienentwicklung systematisch und vollständig?
- ii. Sind die Rechenfälle für die aufgezeigten Szenarien abdeckend?

Diese Fragen sind ohne Einschränkung auch für das Verfahren für das Endlager Konrad zu übertragen.

Die ESK kommt zu folgender Bewertung für das ERAM: „Für eine Überprüfung der Vollständigkeit der sicherheitsrelevanten Szenarien, aber auch in Bezug auf die Verdeutlichung des zugrunde liegenden FEP-Ansatzes wäre die Zusammenstellung aller an dem Endlagerstandort vorkommenden FEP notwendig. (...) Die ESK empfiehlt dem BMU, vom Antragsteller, zu fordern, dass eine vollständige FEP-Liste vorgelegt wird, in

welcher für die relevanten Szenarien (und ggf. FEPs) entsprechende Wahrscheinlichkeitsklassifizierungen ausgewiesen werden und dargelegt wird, dass die Rechenfälle für die aufgezeigten Szenarien abdeckend sind“.

Eine Szenarienanalyse auf Grundlage von FEP wurde für Konrad nicht durchgeführt. Ebenso wurde keine Einteilung der Szenarien in die verschiedenen Wahrscheinlichkeitsklassen nach BMU (2010) durchgeführt, da die für Konrad geltenden Regularien eine solche Einteilung nicht vorsehen.

2. Szenarien zum unbeabsichtigten menschlichen Eindringen in das Endlager

International besteht darin Einigkeit, dass im Rahmen des Nachweises der Langzeitsicherheit eines Endlagers die Analyse der Einwirkungen eines unbeabsichtigten menschlichen Eindringens betrachtet werden muss. Zur Behandlung der Frage unbeabsichtigter menschlicher Einwirkungen auf ein Endlager gibt es keine allgemein anerkannten Regelungen. Da zukünftige menschliche Aktivitäten nicht prognostiziert werden können, ist die Optimierung des Endlagers gemäß BMU 2010 hinsichtlich zukünftiger menschlicher Aktivitäten nachrangig zu Optimierungszielen wie Betriebssicherheit und Langzeitsicherheit durchzuführen. Die für Konrad abgeleiteten Szenarien decken die wichtigsten in anderen Vorhaben diskutierten Szenarien ab, z.B. Beuth et al. (2012).

Es sind folgende Deltas bei der Vorgehensweise zur Entwicklung von Szenarien im Verfahren für das Endlager Konrad festzustellen:

- 1.) Keine umfassende, transparente und nachvollziehbare Darstellung, ob die Ungewissheiten hinsichtlich der zukünftigen Entwicklung des Endlagersystems (Szenariengewissheiten) ausreichend berücksichtigt sind.
- 2.) Zusammenstellung aller FEP für das Endlagersystem
- 3.) Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeiten der abgeleiteten Szenarien
- 4.) Nachweis, dass die Rechenfälle die berücksichtigten Szenarien abdecken

Zurzeit der Durchführung der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad war die Durchführung eines Top-Down-Ansatzes zur Analyse möglicher zukünftiger Entwicklungen eines Endlagerstandortes Stand von W&T. Ein Top-Down-Ansatz wird auch heute noch in vielen Bereichen angewandt und entspricht dem Stand von W&T. Es ist grundsätzlich nicht möglich, die z.B. in ESK (2013) erhobene Forderung nach Vollständigkeit der betrachteten Prozesse zu erfüllen. Letztlich muss die Analyse aber nachvollziehbar und belastbar zeigen, dass die abgeleiteten Szenarien in ihren Auswirkungen alle sicherheitsrelevanten Systementwicklungen umfassen (Umgang mit Szenariengewissheiten).

In den letzten 25 Jahren hat sich zunehmend der Einsatz einer Zusammenstellung aller Merkmale, Ereignisse und Prozesse (FEP) des Endlagersystems durchgesetzt. Auf der Basis der FEP können Szenarien abgeleitet werden (Bottom-Up-Approach). Dieses Vorgehen erhöht in sehr starkem Maße die Transparenz und Nachvollziehbarkeit der Entwicklung von Szenarien und wird zunehmend als Standardvorgehen nach Stand von W&T angesehen (ESK 2013). Eine nachträgliche Einführung einer Szenarienentwicklung auf Basis von FEP ist für einen bestehenden Sicherheitsnachweis nicht möglich, da sie prinzipiell zu Szenarien führen kann, die sich im Detail von den Szenarien unterscheiden, die dem bestehenden Sicherheitsnachweis zu Grunde liegen. Damit wäre der Sicherheitsnachweis in sich nicht mehr konsistent. Letztlich ist nicht sicherheitsrelevant, wie man die Szenarien abgeleitet hat, sondern zu zeigen, dass die abgeleiteten Szenarien in ihren Auswirkungen alle sicherheitsrelevanten Systementwicklungen umfassen. Es ist daher zu prüfen, ob alle relevanten FEP von den bestehenden Szenarien im Verfahren für das Endlager Konrad ausreichend berücksichtigt werden.

Demzufolge wird anhand eines bestehenden FEP-Kataloges für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle in Unterkreidetonen in Norddeutschland zu nennen (Stark et al. 2014) aus dem Vorhaben ANSICHT (FKZ 02E

11061) überprüft, ob die Szenarien für das Endlager Konrad umfassend und abdeckend sind. Die geologischen Prozesse, die im FEP-Katalog dargelegt sind, können genau wie die geologische Langzeitprognose (Mrugalla 2014) auf das Endlager Konrad übertragen und für das Endlager Konrad bewertet werden.

Dieser Vergleich wurde im Rahmen der ersten Phase der ÜSiKo durchgeführt und ist in Kapitel 6.1.1 dokumentiert. Die aus diesem Vergleich resultierenden weiteren Deltas sind ebenfalls in diesem Kapitel beschrieben.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich berücksichtigter Szenarien

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Die Behebung des Deltas 3 im vorangegangenen Abschnitt bezüglich der Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeiten der abgeleiteten Szenarien ist auf Grund der Regularien für das Endlager Konrad nicht notwendig. Eine nachträgliche Einteilung der Szenarien in Wahrscheinlichkeitsklassen hat unter den heute gültigen regulatorischen Vorgaben keine Bedeutung für die Sicherheit.

Mit dem in Kapitel 6.1.1 durchgeführten Vergleich kann die aus der Sicht des Standes von W&T nicht ausreichende Auseinandersetzung im PFB mit den Ungewissheiten hinsichtlich der zukünftigen Entwicklung des Endlagersystems (Punkte 1, 2 und 4 der Deltaliste im vorangegangenen Abschnitt) bewertet werden. Dabei wurden in der Liste auf Seite 65 in Kapitel 6.1.1 zehn zukünftige Entwicklungsmöglichkeiten identifiziert, die im PFB nicht ausreichend berücksichtigt wurden und deshalb als zu bearbeitende Deltas identifiziert werden.

Für sechs als nicht sicherheitsrelevant oder für das Endlager Konrad als nicht relevant bewerteten Entwicklungen aus Kapitel 6.1.1 (Funktionalität der Behälter, Funktionalität des Versatzes und Streckenausbaus, Zündfähige Gasgemische, Alteration/Diagenese des Wirtsgesteins/Nebengesteins, Unerkannte geologische Merkmale und Alternative klimatische Entwicklungen) werden keine weiteren Empfehlungen gegeben.

Bezüglich der Funktionalität des Schachtverschlusses ist laut Nebenbestimmung des PFB am Ende der Betriebsphase dann ein neuer Nachweis nach dem dann geltenden Stand von W&T zu führen. Die festgestellten Deltas durch mögliche Abweichungen zum bestehenden Konzept sind im Rahmen der Stilllegung zu überprüfen und es werden für die zweite Phase der ÜSiKo keine weiteren Untersuchungen empfohlen.

Die Deltas zu den zwei möglichen Entwicklungen bezüglich des Gastransports und des Kolloidtransports wurden bereits in den Bewertungsformularen zu den Nummern 2 und 4 identifiziert. Für diese beiden Deltas bestehen Empfehlungen zum Umgang, die aber identisch zu jenen in den genannten Kapiteln sind. Dort werden die Empfehlungen jeweils im Detail beschrieben.

Es bleibt eine zukünftige Entwicklungsmöglichkeit, die als Delta zusätzlich identifiziert wurde, und für die eine Empfehlung für den weiteren Umgang gegeben wird. Bezüglich der Gas-Fracs im Wirtsgestein wird empfohlen die Frage der Relevanz von Gas-Fracs für einen möglichen Radionuklidtransport in der Gasphase im Rahmen der empfohlenen Untersuchungen zum Radionuklidtransport in der Gasphase zu untersuchen.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

Baltes, B., Röhlig, K. (1998): Szenarienanalysen im Rahmen des Nachweises der Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle. GRS-A-2633, GS 33.

Beuth, T., Baltes, B., Bollingerfehr, W., Buhmann, D., Charlier, F., Filbert, W., Fischer-Appelt, K., Mönig, J., Rübel, A., Wolf, J. (2012): Untersuchungen zum menschlichen Eindringen in ein Endlager. Bericht zum Arbeitspaket 11, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben, GRS-280, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln.

Entsorgungskommission (ESK 2013): Stellungnahme der Entsorgungskommission: Langzeitsicherheitsnachweis für das Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM). Entsorgungskommission, 31. Januar 2013.

IAEA (2012): The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste for protecting people and the environment. IAEA Specific Safety Guide No. SSG-23, Wien,

Mrugalla, S. (2014). Geowissenschaftliche Langzeitprognose für Norddeutschland - Ohne Endlagereinfluss. Methodik und Anwendungsbezug eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes für ein HAW-Endlager im Tonstein (ANSICHT). Bundesanstalt für Geowiss. u. Rohstoffe (BGR), Ergebnisbericht, 152 S., Hannover.

Scheibel, H.G., Hintz, R.A., Eisenhardt, G. (1989): Unbeabsichtigte Menschliche Einwirkungen auf das Endlager Konrad, Battelle-Institut e.V., Frankfurt.

Stark, L., Jahn, S., Jobmann, M., Lommerzheim, A., Meleshyn, A., Mrugalla, S., Reinhold, K., Rübel, A., Keller, S. & Gerardi, J. (2014). FEP-Katalog für das Endlagerstandortmodell NORD - Konzept und Aufbau, FuE-Projekt ANSICHT: Methodik und Anwendungsbezug eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes für ein HAW-Endlager im Tonstein. Technischer Bericht; DBE TECHNOLOGY GmbH, BGR, GRS; Peine, Hannover, Braunschweig.

TÜV Nord (2002): Stellungnahme zu unbeabsichtigten menschlichen Einwirkungen auf das Endlager Konrad in der Nachbetriebsphase. Hannover.

ANHANG C: Bewertungsformulare zum Themenbereich 2

Mobilisierung und Transport im Grubengebäude

Der Themenbereich umfasst 12 Bewertungsformulare auf 3 Ebenen. Die folgende Abbildung zeigt die hierarchische Struktur der Bewertungsformulare. Die einzelnen Bewertungsformulare werden auf den folgenden Seiten aufgeführt.

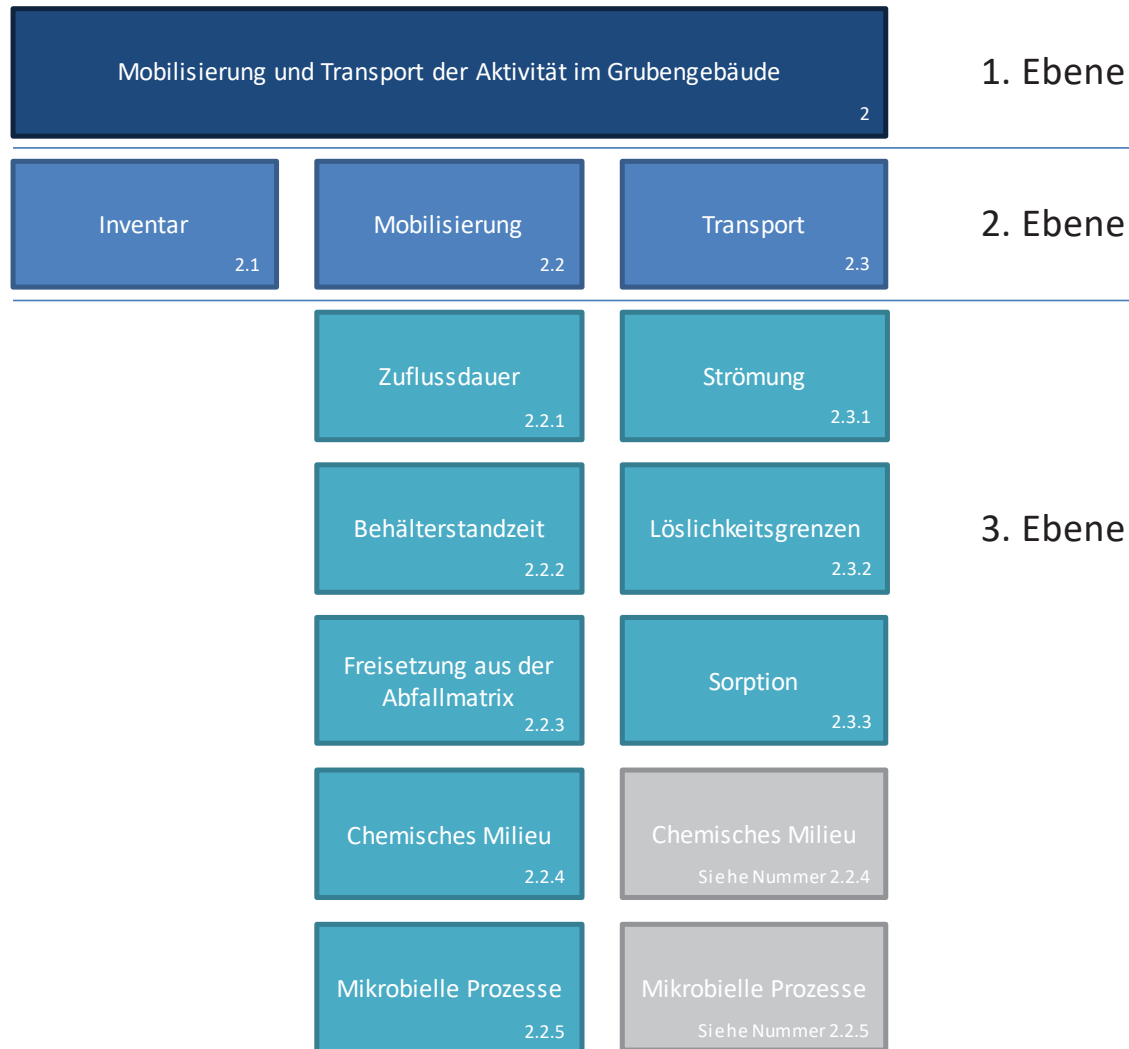


Abb. C.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Mobilisierung und Transport im Grubengebäude

Nummer:

2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 3

Titel:Mobilisierung und Transport der Aktivität im Grubengebäude

Ursprungsdokument(e):Hauptdokument: P 1 Anhang B Kapitel 5.3.2

Beschreibung der Aussagen:

Eine Verzögerung der Freisetzung radioaktiver Stoffe aus den Abfallgebinden wird vernachlässigt, da die Integrität der Behälter unter Endlagerbedingungen nur für einen vernachlässigbar kurzen Zeitraum unterstellt wurde. Die Mobilisierung von Radionukliden aus den Abfällen beginnt somit modellmäßig mit dem Beginn der Nachbetriebsphase.

Im Grubengebäude werden die Mobilisierung (siehe Nummer 2.2) des Inventars (siehe Nummer 2.1) aus den Abfällen und der Transport (siehe Nummer 2.3) der Radionuklide aus dem Grubengebäude betrachtet.

Dabei werden die folgenden Effekte berücksichtigt: Löslichkeitsgrenzen, Sorption und mikrobielle Aktivität. Ergebnisse der Freisetzungsberechnungen sind die zeitlichen Freisetzungsverläufe von Radionukliden aus dem Grubenbereich in die Geosphäre. Danach erfolgt die Aktivitätsfreisetzung für die Spalt- und Aktivierungsprodukte innerhalb einiger tausend bis zehntausend Jahre, während sie sich für die Aktiniden über Hunderttausende bis Millionen von Jahren erstreckt.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
 - ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude
-

Bewertung der Gültigkeit der Information:Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒Weitere Ebenen werden betrachtet

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

2.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Inventar

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 72.7, EU 327, EU 117

Beschreibung der Aussagen:

Auf der Basis von Angaben der Abfallverursacher wurde für zu berücksichtigende Radionuklide das Aktivitätsinventar nach Betriebsende des Endlagers zusammengestellt (EU 72.7). Teilweise wurden fehlende Angaben zu Ni-59, Cs-135, Se-79, Rb-87, Mo-93, Sm-151 und Cm-245 ergänzt, und es wurde für alle Radionuklide das Inventar um einen Sicherheitszuschlag von einem Faktor 2 erhöht.

Die Aktivität einzelner Radionuklide wurde für den Planfeststellungsbeschluss begrenzt (EU 327 und EU 117). Dies betrifft insbesondere auch das im Nachweiszeitraum dosisbestimmende Radionuklid I-129, das auf einen Wert von $7 \cdot 10^{11}$ Bq begrenzt wurde gegenüber einem Wert von $2,5 \cdot 10^{13}$ Bq in EU 076.1 (Reduktion um einen Faktor 35,6).

Die Auswahl der zu berücksichtigenden Radionuklide orientiert sich an dem Vorgehen bei den Rechnungen zum Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung (PSE). Die Radionuklid Auswahl erfolgt nach verschiedenen Kriterien, die jeweils z.B. die Halbwertszeit, bei Zerfallsketten die Halbwertszeit von Töchtern, die radiologische Bedeutung und das Aktivitätsinventar berücksichtigen.

Eingehende standortspezifische Informationen:

Die Sicherheitsaussagen hängen direkt vom Inventar der eingelagerten Abfälle ab. Wenn die in den Sicherheitsanalysen betrachteten Aktivitätsmengen der einzelnen Radionuklide nicht überschritten werden, dann bleiben die getroffenen Sicherheitsaussagen unberührt.

☒ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen

☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude
Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die Radionuklid Auswahl der in der Langzeitsicherheitsanalyse berücksichtigten Radionuklide entspricht weiterhin dem Stand von Wissenschaft und Technik.

Das maximal zulässige Inventar im Endlager von 10 Radionukliden wurde im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens reduziert und diese Reduktion im PFB festgeschrieben. Dies gilt auch für das dosisbestimmende Radionuklid I-129. Die Unterlage zum Langzeitsicherheitsnachweis (EU 076.1) wurde daraufhin nicht aktualisiert. Stattdessen wurde aus den vorliegenden Ergebnissen in EU 076.1 das Ergebnis bei reduziertem Inventar von I-129 abgeleitet und im Plan beschrieben. Die Sicherheitsaussage für das dosisbestimmende Radionuklid I-129 (Strahlenexposition in der Biosphäre) in EU 076.1 hängt auf Grund der kurzen Mobilisierungsphase und der Tatsache, dass keine Löslichkeitsgrenzen überschritten werden, praktisch linear vom Inventar der eingelagerten Abfälle ab. Die offensichtlich nachträglich durchgeführte Skalierung der berechneten Ströme von I-129 aus dem Grubengebäude auf Grund des im PFB festgeschriebenen maximalen Inventars ist somit zulässig.

Wenn die in den Sicherheitsanalysen betrachteten Aktivitätsmengen der einzelnen Radionuklide nicht überschritten werden, dann bleiben die getroffenen Sicherheitsaussagen unberührt.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Aussage ist mit dieser Ebene ausreichend belegt

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

2.2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 5

Titel:

Mobilisierung

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 254

Beschreibung der Aussagen:

Unter Mobilisierung wird die durch Einwirkung von Lösungen auf die fixierten Abfälle verursachte Umsetzung der Matrix zu Korrosionsprodukten und die damit einhergehende Auflösung der darin verteilten Radionuklide verstanden. In diesem Zusammenhang werden in EU 076.1

- die Dauer bis zum Kontakt der Abfälle mit Lösung (siehe Nummer 2.2.1),
- der Abschluss durch die Behälter, der die Einwirkung der Lösungen auf die Matrix verzögert (siehe Nummer 2.2.2) und
- die auflösungshemmende Wirkung der Fixierung der Radionuklide in der Matrix diskutiert (siehe Nummer 2.2.3).

Dabei wird das chemische Milieu (siehe Nummer 2.2.4) der Lösungen berücksichtigt.

In EU 254 wird zusätzlich der Einfluss mikrobieller Prozesse (siehe Nummer 2.2.5) auf die auf die Freisetzung und Ausbreitung von Radionukliden untersucht.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die in der Langzeitsicherheitsanalyse bezüglich der Mobilisierung betrachteten Prozesse sind bezüglich des Standes der Wissenschaft und Technik umfassend.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Weitere Ebenen werden betrachtet

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

2.2.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Zuflussdauer des Wasserzutritts in das Grubengebäude

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Beschreibung der Aussagen:

Die Zuflussdauer bis zur vollständigen Sättigung des Porenvolumens im Grubengebäude wird in EU 076.1 zu 115 Jahren abgeschätzt. Grundlage dieser Abschätzung sind drei unterschiedliche Ansätze:

- 1.) Experimentelle Ergebnisse eines in-situ Ventilationstests
- 2.) Wasserbilanz der ein- und ausziehenden Grubenwetter
- 3.) Analytische Abschätzung mittels eines eindimensionalen Ansatzes

Alle drei Ansätze ergeben im Rahmen der zu erwartenden Ungewissheit eine gute Übereinstimmung. Zusätzlich wird eine Dauer bis zum Einstellen der natürlichen Porenwasserdrücke von 10 000 Jahren abgeschätzt.

In der Langzeitsicherheitsanalyse wird die Zuflussdauer nicht berücksichtigt. Stattdessen wird eine vollständige Sättigung im Porenraum angenommen, was eine konservative Annahme darstellt, da somit ein Kontakt der Abfälle mit Lösung ab Beginn der Nachbetriebsphase erfolgt (Zuflussdauer = 0 Jahre).

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die vollständige Vernachlässigung der Zuflussdauer ist eine konservative Annahme. Parametervariationen zur Behälterstandzeit mit einer Verzögerung der Freisetzung um 200 Jahre zeigen keine signifikante Änderung der Freisetzungsraten aus dem Grubengebäude. Aus diesem Grund wird auch bei einer Berücksichtigung der Zuflussdauer in den langzeitsicherheitsanalytischen Rechnungen kein wesentliches Potenzial zum Abbau von Konservativitäten gesehen.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Aussage ist mit dieser Ebene ausreichend belegt

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

2.2.2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Behälterstandzeit

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 124.2

Beschreibung der Aussagen:

In EU 124.2 werden aus experimentell bestimmten Korrosionsraten, den Behälterwandstärken und den erwarteten mechanischen Belastungen durch den Gebirgsdruck Behälterstandzeiten mit Hilfe von Modellrechnungen abgeschätzt. Diese liegen bei Gussbehältern mit Wandstärken von 8 cm bei 4 Jahren und bei 900 Jahren mit Wandstärken von 20 cm. Der große Sprung in der Behälterstandzeit rührt daher, dass bei Behälterwandstärken unter 11 cm die Behälter nicht dem Gebirgsdruck standhalten und der Ausfall dadurch bereits stattfindet, sobald der Gebirgsdruck auf den Behältern lastet. Bei Behältern über 11 cm Wandstärke muss erst die Korrosion wirken, bevor ein Behälterausfall stattfindet. Die Behälterstandzeiten für sonstige Behälter aus Beton und Stahlblech sind vernachlässigbar.

In der Langzeitsicherheitsanalyse EU 076.1 wird die Behälterstandzeit nicht berücksichtigt. Stattdessen wird in konservativer Weise ein Ausfall der Behälter ab Beginn der Nachbetriebsphase angenommen (Behälterstandzeit = 0 Jahre).

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die vollständige Vernachlässigung der Behälterstandzeit ist eine konservative Annahme.

Parametervariationen zur Behälterstandzeit mit einer Verzögerung der Freisetzung um 200 Jahre zeigen keine signifikante Änderung der Freisetzungsraten aus dem Grubengebäude. Aus diesem Grund wird auch bei einer Berücksichtigung der Behälterstandzeit in den langzeitsicherheitsanalytischen Rechnungen kein wesentliches Potenzial zum Abbau von Konservativitäten gesehen.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Aussage ist mit dieser Ebene ausreichend belegt

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

2.2.3

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Freisetzung aus der Abfallmatrix

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 124.2, EU 121.4

Beschreibung der Aussagen:

Aus experimentell ermittelten Daten und Modellierungen wurden in EU 124.2 nuklidspezifische Auslaugraten für 7 Abfallkategorien ermittelt. Diese wurden in EU 076.1 zu vier Mobilisierungsgruppen zusammengefasst. Die Mobilisierungsdauern liegen abhängig von Radionuklid und Mobilisierungsgruppe zwischen 0 und 600 Jahren. Die gesonderte Behandlung von Silberiodid bei der Mobilisierung gegenüber Iod in EU 076.1 kann anhand der vorliegenden Unterlagen nicht nachvollzogen werden.

Während bei der Zutrittsdauer und den Behälterstandzeiten in EU 076.1 konservative Annahmen getroffen werden, liegen den Mobilisierungsdauern die in EU 142.2 ermittelten Werte direkt zu Grunde. Ungewissheiten werden in einer Parametervariation für das Element Uran untersucht, das allerdings auf Grund einer starken Sorption nur einen verminderten Einfluss auf die Freisetzungsdauer aus dem Grubengebäude erwarten lässt. Eine zusätzliche Variation zur Freisetzungsdauer für I-129 in EU 121.4 berücksichtigt längere Freisetzungsdauern bis 50 000 Jahre. Die Parametervariationen zeigen keinen wesentlichen Einfluss der Mobilisierungsdauer von Uran und Iod auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre, bzw. die Radionuklidkonzentration im oberflächennahen Grundwasser.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die Ungewissheiten der Mobilisierungsdauer auf die potenzielle Strahlenexposition für andere Elemente als Uran und Iod werden nicht ausreichend betrachtet. Es fehlen weiterhin Betrachtungen für kürzere Freisetzungsdauern des dosisbestimmenden Radionuklids I-129.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum im Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Die durchgeführten Parametervariationen für Uran und Iod zeigen keinen signifikanten Einfluss der Freisetzungsdauer auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre. Diese Feststellung ist plausibel, da die Dauer der Freisetzung der Radionuklide und deren Transport im Grubengebäude kurz sind, im Vergleich mit den Transportzeiten in der Geosphäre. Für andere Radionuklide ist bei einer Variation der Freisetzungsdauern im Rahmen der Ungewissheiten ebenfalls kein signifikanter Einfluss auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre zu erwarten. Zusätzlich ist festzustellen, dass die konservativen Annahmen

bezüglich des Lösungszutrittes und der Behälterstandzeit die Ungewissheit in der Mobilisierungsdauer mit abdecken.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Einfluss des Deltas auf die Sicherheitsaussage ist nach Expertenmeinung nicht signifikant, keine Überarbeitung notwendig

Literatur:

Nummer:

2.2.4

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Chemisches Milieu

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 124.1, EU 113.4

Beschreibung der Aussagen:

Sämtliche Vorgänge im Bereich des Endlagers in der wässrigen Phase, die auf chemischen Effekten beruhen, wie z.B. Mobilisierung, Ausfällung und Sorption, hängen von den hydrochemischen Verhältnissen, dem chemischen Milieu, ab.

Für die Sicherheitsanalysen und die Ableitung der darin verwendeten Parameterwerte für Mobilisierungsraten, Löslichkeit und Sorption werden folgende Annahmen getroffen: Das chemische Milieu im wassergefüllten Grubengebäude ist zeitlich und räumlich konstant und wird weitgehend durch die zufließenden Wässer bestimmt. Diese sind hoch salinar mit Ionenstärken von etwa 4 und haben mäßige Mg^{2+} - bzw. Ca^{2+} -Konzentrationen von 0,1 mol/l bzw. 0,3 mol/l. In EU 124.1 werden Experimente mit den vorgesehenen Versatzmaterial und standortspezifischen Lösungen beschrieben, anhand derer Vorhersagen zur Entwicklung des pH-Werts und der Redoxbedingungen im Grubengebäude getroffen wurden. Der pH-Wert wird demnach durch den Zementanteil der Abfälle und der Versatzmaterialien beeinflusst und liegt für die erwarteten Mischungsverhältnisse über 8. In EU 076.1 wird ein maximaler pH-Wert von 10 angegeben, tatsächlich berücksichtigt werden bei der Festlegung der Parameterwerte aber auch höhere pH-Werte bis 12.

Für die Komplexbildungskapazität wird in EU 113.4 aufgrund der Angaben der Abfallverursacher für die Inventare eine maximale EDTA-Konzentration von 10^{-3} mol/l abgeschätzt.

Eingehende standortspezifische Informationen:

Die hydrochemischen Verhältnisse im Grubengebäude werden durch die chemische Zusammensetzung der Abfall und Versatzmaterialien beeinflusst. Durch die Verwendung von Portlandzement als Versatzmaterial wird keine Abweichung von den in der Sicherheitsanalyse angenommenen Randbedingungen für den pH-Wert erwartet. Die Konzentration von Komplexbildnern wurde aus einer Anfrage an die Kraftwerksbetreiber abgeschätzt. Die Endlagerbedingungen geben keine Maximalkonzentration von Komplexbildnern in den Abfällen vor. Wie repräsentativ die angenommenen Werte für die zukünftig eingelagerten Abfälle sind, kann durch die Bearbeiter nicht überprüft werden. Der Sorptionskoeffizient von Pu-238 nimmt in den durchgeführten Experimenten bei einer Erhöhung der EDTA-Konzentration von 10^{-3} auf 10^{-2} mol/l um einen Faktor 5 ab. Werte für noch höhere EDTA-Konzentrationen wurden nicht bestimmt. Es ist daher nicht auszuschließen, dass eine höhere Konzentration an Komplexbildnern als angenommen auch verringerte Sorptionseigenschaften der Radionuklide bewirken könnte.

☒ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen

☒ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die durchgeführten experimentellen Untersuchungen sind ausreichend, um das zu erwartende chemische Milieu zu charakterisieren. Unsicherheiten bezüglich des chemischen Milieus werden durch eine konservative Wahl der dadurch beeinflussten Parameterwerte für die Mobilisierung, Löslichkeit und Sorption berücksichtigt (siehe jeweils dort).

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Aussage ist mit dieser Ebene ausreichend belegt

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

2.2.5

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Mikrobielle Prozesse

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 254

Beschreibung der Aussagen:

Unter Berücksichtigung der erforderlichen Bedingungen für ein Mikroorganismen-Wachstum, der bestehenden Bedingungen in der Schachanlage Konrad, der Ergebnisse relevanter experimenteller Untersuchungen und theoretischer Überlegungen kann festgestellt werden, dass der Einfluss von Mikroorganismen vernachlässigbar gering ausfallen wird im Vergleich zu den physikalischen und chemischen Vorgängen, die die Freisetzung von Radionukliden aus dem Endlager und deren Ausbreitung bewirken.

Obwohl nach derzeitigem Wissensstand die Anwesenheit von Mikroorganismen kein radiologisches Sicherheitsrisiko für das gesamte Endlagersystem darstellt, sollten zur weiteren Absicherung dieser Bewertung die Ergebnisse der in mehreren Ländern laufenden und geplanten Untersuchungen zu mikrobiellen Vorgängen und ihre Bedeutung für das Endlager Konrad sorgfältig geprüft werden (EU 254, S. 29).

Eingehende standortspezifische Informationen:

Die mikrobiellen Prozesse sind abhängig von Nährstoffangebot, das durch die Stoffe im Grubengebäude bestimmt wird.

☒ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen

☒ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Seit der Erstellung des Planfeststellungsbeschlusses für das Endlager Konrad sind eine Vielzahl neuer Untersuchungen zu mikrobiellen Prozessen durchgeführt worden (z. B. angegebene Literatur und darin zitierte Literatur), die entsprechend der Aussage in EU 254 auf ihre Relevanz für Konrad zu prüfen sind.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert

Neue Informationen zum Prozessverständnis

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Nach dem Stand von Wissenschaft und Technik ist zu erwarten, dass mikrobielle Prozesse vor allem die Freisetzung der Radionuklide und eventuell deren Mobilität beeinflussen können. Für die Prozesse der Behälterstandzeit, der Mobilisierungsdauer und des Transports im Endlager sind bereits konservativen Annahmen getroffen worden, die den zu erwartenden Einfluss möglicher mikrobieller Prozesse abdecken. Selbst bei einem darüber hinausgehenden derzeit nicht zu erwartenden Einfluss der Mikroben auf die Dauer der Freisetzung der Radionuklide und deren Transport im Grubengebäude ist kein signifikanter Einfluss auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre zu erwarten, weil die Zeitdauern der Vorgänge im Grubengebäude kurz sind, im Vergleich mit den Transportzeiten in der Geosphäre.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Einfluss des Deltas auf die Sicherheitsaussage ist nach Expertenmeinung nicht signifikant, keine Überarbeitung notwendig

Literatur:

P. Humphreys, J.M. West and R. Metcalfe, Microbial Effects on Repository Performance, Quintessa report to NDA RWMD, QRS-1378Q-1, Version 3.0, 2010 (http://eprints.hud.ac.uk/7613/1/Microbial_Effects_on_Repository_Performance.pdf).

A. Meleshyn: Microbial processes relevant for the long-term performance of high-level radioactive waste repositories in clays. Geological Society, London, Special Publications 2014, p179-194, doi: 10.1144/SP400.6

Nummer:

2.3

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 3

Titel:

Transport von Schadstoffen im Grubengebäude

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 321, EU 462, GS 26

Beschreibung der Aussagen:

Für die Berechnung des Transports von Radionukliden im Grubengebäude wurde in EU 076.1 ein Transport der Radionuklide durch advective Strömung und eine Verzögerung des Transports durch die Ausfällung von Radionukliden in eine feste Phase bei dem Überschreiten von Löslichkeitsgrenzen, sowie durch Sorption berücksichtigt. Diese Prozesse werden jeweils einzeln in der nächsten Ebene analysiert.

Nicht berücksichtigt wurden diffusive bzw. konvektive Transportprozesse.

Ein möglicher Einfluss der Gasbildung und des Gasdrucks durch 2-Phasen-Prozesse auf die Strömung und somit auf den Transport von Radionukliden in der gelösten Phase wurde analysiert (EU 321, EU 462). Dieser Prozess wird in der nächsten Ebene gemeinsam mit der Strömung im Grubengebäude beschrieben.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die berücksichtigten Prozesse zum Transport von Radionukliden in gelöster Form werden in den Formeln der nächsten Ebene bewertet. Die Vernachlässigung diffusiven Schadstofftransports ist nicht Stand von Wissenschaft und Technik, allerdings ist auf Grund der berücksichtigten Strömungsgeschwindigkeiten (Volumenstrom $1\,600\text{ m}^3/\text{a}$) und der daraus resultierenden Freisetzungsdauern mit keinem signifikanten Einfluss der Diffusion und auch der Konvektion auf den Schadstofftransport zu rechnen.

Zwei Prozesse beim Radionuklidtransport im Grubengebäude werden in der Langzeitsicherheitsanalyse zum Endlager Konrad nicht diskutiert. Dies sind erstens der kolloidbeeinflusste Radionuklidtransport in der flüssigen Phase und zweitens der Transport von gasförmigen Radionukliden in der Gasphase und deren Freisetzung aus dem Grubengebäude mit der Gasfreisetzung.

In den Lösungen vorhandene kolloidale Partikel, z. B. aus Huminstoffen gebildete Huminkolloide, können Schadstoffe anlagern und somit als Träger für Radionuklide fungieren. Sowohl in Laborexperimenten an Grundwasser-Sediment-Systemen als auch bei Beobachtungen in großflächigen Systemen wurde festgestellt, dass die in natürlichen Grundwässern vorkommenden Kolloide den Transport von bestimmten Schadstoffkationen, u. a. von Actiniden, entscheidend beeinflussen können. So wurde z. B. auf dem Gelände der Los Alamos Laboratories in New Mexico eine Migration von Americium und Plutonium über mehrere Kilometer beobachtet, obwohl die in Laborversuchen ermittelten Rückhalteparameter nur eine Migration von wenigen Metern postulierten (Penrose et al. 1990). Die Berücksichtigung des durch Kolloide beeinflussten Radionuklidtransport ist als Stand von Wissenschaft und Technik anzusehen (z. B. Reimus et al. 2016). Durch den Einfluss der Kolloide auf den Transport im Grubengebäude ist kein signifikanter Einfluss auf die

potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre zu erwarten, weil die Zeitdauern der Vorgänge im Grubengebäude kurz sind, im Vergleich mit den Transportzeiten in der Geosphäre und der Transport im Grubengebäude mit sehr einfachen und konservativen Modellen berechnet wurde. Daher wird für den Transport im Grubengebäude keine weiteren Untersuchungen empfohlen. Dieses Delta betrifft in gleicher Weise auch den Transport im Deckgebirge. Dieser Punkt wird dort behandelt.

Eine Analyse des Transports gasförmiger Radionuklide und der Konsequenzen aus der Freisetzung gasförmiger Radionuklide ist Stand von Wissenschaft und Technik und wurde z. B. für das ERAM durchgeführt (Niemeyer & Rübel 2012, Kock et al. 2016).

Im Grubengebäude des Endlagers entstehen auf Grund der Gasbildung durch die Korrosion metallischer und die Zersetzung organischer Abfallbestandteile teilgesättigte Bereiche mit einer freien Gasphase. Es wurden für das Endlager Konrad in EU 321 und GS 26 Rechnungen zum Gastransport im Grubengebäude des Endlagers und dessen umgebender Geosphäre durchgeführt, die zum einen diese Erwartung bestätigen und zum anderen zeigen, dass die Gase aus den Grubengebäude in die Geosphäre freigesetzt werden können. Eine einfache Abschätzung der Freisetzung radioaktiver Gase und möglicherweise damit verbundener Konsequenzen lassen sich aus den beiden Studien EU 321 und GS 26 nicht einfach ableiten, da der dokumentierte Zeitraum von Ergebnissen der Berechnungen mit maximal 5 000 Jahren zu gering ist. Abbildung 4.12 in EU 321 zeigt, dass die Gasfreisetzung aus dem Endlager bis 1 000 Jahre mit nahezu gleichbleibender Rate erfolgt. Sowohl die andauernde Gasproduktion, als auch ein Vergleich der Abbildungen 4.7 und 4.8, die eine sukzessive Ausbreitung des teilgesättigten Bereichs über dem Grubengebäude zeigen, legen nahe, dass die Gasfreisetzung aus dem Endlager bis zum zeitlichen Ende der Gasbildung nach 5 000 Jahren (und eventuell auch darüber hinaus) immer noch signifikant ist.

Studien zu anderen Endlagern zeigen, dass sich auch radioaktive Gase in der Gasphase befinden, die gemeinsam mit den gebildeten nicht-radioaktiven Gasen transportiert und aus dem Grubengebäude freigesetzt werden können. Es ist zu erwarten, dass dabei nur C-14 eine potenziell dosisrelevante Rolle spielt (Niemeyer & Rübel 2012), das in der Form von CO₂ oder CH₄ vorliegen kann.

In den Studien EU 321 und GS 26 wurden der Transport und die Freisetzung von Gasen in bzw. aus dem Grubengebäude betrachtet. Es fehlt die Betrachtung der Freisetzung gasförmiger Radionuklide. Eine Untersuchung der möglichen Konsequenzen der Freisetzung radioaktiver Gase aus dem Endlager Konrad liegt nicht vor. Zusätzliche Untersuchungen werden daher als erforderlich erachtet. Dieses Delta betrifft in gleicher Weise auch den Transport im Deckgebirge. Dieser Punkt wird dort behandelt

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Es wird empfohlen Betrachtungen zur Freisetzung von gasförmigen Radionukliden durchzuführen und mögliche Konsequenzen abzuschätzen. Es wird erwartet, dass sich die Betrachtungen auf die Freisetzung von C-14 beschränken können (siehe auch Fußnote im Textteil des Berichts auf Seite 71). Erfahrungsgemäß haben andere gasförmige Radionuklide zu geringe Halbwertszeiten oder sind in zu geringen Mengen vorhanden, als dass sie zu potenziellen Konsequenzen führen. Mögliche Schritte für die Betrachtungen sind:

- Bestimmung eines Quellterms zur Erzeugung von radioaktiven Gasen
- Vereinfachende Abschätzungen zur Freisetzung aus dem Grubengebäude radioaktiver Gase und möglicher Konsequenzen unter Berücksichtigung der Verdünnung durch inaktive Gase, Auflösung der Gase im Wasser und dem radioaktiven Zerfall während des Freisetzungszeitraums.

- Sollten sich vereinfachende Abschätzungen als nicht ausreichend erweisen, dann können gegebenenfalls 2-Phasenflussrechnungen ähnlich jenen in EU 321 zur quantitativen Berechnung des Radionuklidtransports in der Gasphase durchgeführt werden. Dieser Punkt wird im Zusammenhang mit dem Transport in der Geosphäre (Nummer 5) weiter diskutiert.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

Niemeyer, M.; Rübel, A.: Endlager Morsleben: Radionuklidfreisetzung auf dem Gaspfad – Synthesebericht. AF 4651/222, AF-Consult Switzerland AG, Baden und GRS-A-3656, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Braunschweig, 2012

Kock, I.; Frieling, G.; Navarro, M. (2016): Zweiphasenfluss in einem salinaren Endlager am Beispiel des ERAM, GRS-444, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Köln.

Penrose, R.; Polzer, W. L.; Essington, E. H.; Nelson, D. M.; Orlandini, K. A. (1990): Mobility of Plutonium and Americium through a Shallow Aquifer in a Semiarid Region. Environ. Sci. Technol., 24, No. 2, 228-234.

Reimus, P. W.; Zavarin, M.; Wang, Y. (2016): Colloid-Facilitated Radionuclide Transport: Current State of Knowledge from a Nuclear Waste Repository Risk Assessment Perspective. Los Alamos National Laboratory, Lawrence Livermore National Laboratory, Sandia National Laboratories, FCRD-UFD-2016-000446, LA-UR-16-26638.

Nummer:

2.3.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Strömung und advektiver Transport gelöster Radionuklide im Grubengebäude

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 321, EU 462

Beschreibung der Aussagen:

Die Durchströmung des Grubengebäudes erfolgt entsprechend der Strömung des regionalen Grundwassers. Hierzu werden die Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung am Standort ausgewertet, aus denen sich ein Volumenstrom durch das Grubengebäude ergibt. Eine Analyse der Unterlagen zur Grundwasserbewegung erfolgt separat.

Auf Grund der geringen Diskretisierung des Grundwassermodells umfasst das Grundwassermodell einen größeren Bereich, als das Streckensystem des Endlagers. Deshalb werden analytische Abschätzungen und einfache numerische Berechnungen durchgeführt, um festzustellen, welcher Teil des Volumenstroms durch die Einlagerungsfelder des Grubengebäudes durchströmt. In der Langzeitsicherheitsanalyse wird letztlich angenommen, dass der gesamte Volumenstrom des Grundwassermodells durch das Streckensystem des Endlagers strömt. Für die Abschätzung des Volumenstroms im Grubengebäude werden die Ergebnisse des Modells SWIFT verwendet. In Kapitel 4.2.2 in EU 076.1 werden Abschätzungen durchgeführt, wonach der tatsächliche Volumenstrom im Grubengebäude nur einen Anteil von etwa 40 – 70 % des gesamten Stroms beträgt.

In EU 321 wurde untersucht, welchen Einfluss Gasbildung, Gasdruck und Gastransport durch 2-Phasen-Prozesse auf die Grundwasserströmung haben. Mit dem durch die Gasbildung aus dem Grubengebäude abgepressten Wasser können Radionuklide aus dem Endlager in die Geosphäre freigesetzt werden. Die abgepresste Wassermenge erreicht nach etwa 160 Jahren den Maximalwert, somit ist der Zeitraum der Beeinflussung gering. Weiterhin ist die Wassermenge geringer als die Werte des Endlagerdurchflusses ohne Gasproduktion aufgrund des großräumigen hydraulischen Gradienten. Durch die Gasproduktion wird die Freisetzung der Radionuklide aus dem Endlager in der flüssigen Phase nicht wesentlich beeinflusst.

Es werden in EU 076.1 Parametervariationen des Volumenstroms bei der Durchströmung des Grubengebäudes durchgeführt und der Einfluss auf die Freisetzung des dosisbestimmenden Radionuklids I-129 untersucht. Der Volumenstrom wird dabei um einen Faktor 20 variiert. Der Einfluss auf die Dosis in der Biosphäre wird dabei nicht untersucht.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die Annahme, dass der gesamte Volumenstrom des Grundwassermodells durch das Streckensystem des Endlagers strömt, führt nach unserer Ansicht einerseits zwar zu einem schnelleren Transport, andererseits bei dem verwendeten Modell auch zu einer stärkeren Verdünnung und somit geringeren Konzentrationen

im Grubengebäude. Da es bei dem verwendeten Modell vor allem auf die transportierte Stoffmenge ankommt, erscheint das Vorgehen gerechtfertigt.

Es bestehen Defizite in der Art des verwendeten Modells für den Transport im Grubengebäude, welches nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Bei dem verwendeten Modell wird nur ein Modellelement (Box) für das gesamte Grubengebäude verwendet. Es wird keine Diskretisierung des Transports im Grubengebäude betrachtet. Innerhalb dieser Box wird in jedem Zeitschritt der Rechnung eine instantane Durchmischung der Schadstoffe in der gesamten Lösung betrachtet. Dieses Vorgehen entspricht einem sogenannten Exponentialmodell. Der resultierende Schadstoffstrom hat zu Beginn ein Maximum und nimmt danach exponentiell ab. Nach Stand der Wissenschaft und Technik würde man den Lösungsfluss und Radionuklidtransport explizit in einem diskretisierten Grubengebäudemodell berechnen. Dies würde man entweder als separates Nahfeldmodell, oder eher direkt als Teil des Grundwassertransportmodells durchführen. Bei der vereinfachten Annahme einer Kolbenströmung (piston flow) im Grubengebäude würde dies dazu führen, dass die Freisetzung aus dem Grubengebäude gleichförmig erfolgt. Der Fluss ist dabei über eine gewisse Zeit höher als im Exponentialmodell, erfolgt aber über einen kürzeren Zeitraum.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert

Neue Entwicklungen betreffend Analysemethoden

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Als Ergebnis der Modellierung in EU 076.1 erfolgt die vollständige Freisetzung des Inventars des dosisbestimmenden Radionuklids I-129 aus dem Grubengebäude bereits nach 5 000 Jahren. Dieser Zeitraum erscheint zum einen konservativ und ist zum anderen kurz im Vergleich mit den Transportzeiten in der Geosphäre. Bei einer Variation der Freisetzungsdauern der Radionuklide aus dem Grubengebäude im Rahmen der bestehenden Modellungewisheiten ist daher kein signifikanter Einfluss auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre zu erwarten.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Einfluss des Deltas auf die Sicherheitsaussage ist nach Expertenmeinung nicht signifikant, keine Überarbeitung notwendig

Literatur:

Nummer:

2.3.2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Löslichkeitsgrenzen

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 113.4, EU 124.2, EU 137.1

Beschreibung der Aussagen:

Es wurden Löslichkeiten für die Aktiniden U, Np, Pu und Am mit formationsspezifischen Wässern experimentell bestimmt. Für die Werte der Löslichkeiten anderer Elemente wurden diese anhand der Sorptionsexperimente abgeleitet und teilweise auch Literaturdaten herangezogen. Die Werte für die Löslichkeitsgrenzen berücksichtigen nicht die im pH-Bereich 10-12 stattfindende Ausfällung schwerlöslicher Hydroxide und sind für diesen pH-Bereich daher konservativ.

Ein Einfluss der Speziation eines Elements auf die Löslichkeit wurde bei Iod berücksichtigt. Für Iod in der Form von Silberiodid wird eine geringere Löslichkeit angenommen als für alle anderen Verbindungen von Iod.

In der Langzeitsicherheitsanalyse wird lediglich für Thorium die Löslichkeitsgrenze erreicht. Insbesondere für Iod als dosisbestimmendes Radionuklid ist die Konzentration im Grubengebäude für beide betrachteten Speziationen immer geringer als seine Löslichkeitsgrenze. Aus diesem Grund haben die in den Rechnungen angenommenen Löslichkeitsgrenzen keinen Einfluss auf das berechnete Ergebnis.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die in der Langzeitsicherheitsanalyse für Konrad verwendete Löslichkeit von Iod in der Form AgI ist höher als der Wert, der von der Nagra für den Einlagerungsbereich zementierter Abfälle im Opalinus Ton festgelegt wurden (Berner 2014).

Insgesamt ist die experimentelle Datengrundlage für die Löslichkeit der Radionuklide als eher schwach zu beurteilen, da direkte experimentelle Untersuchungen nur für vier Elemente vorliegen. In der Literatur sind neuere Daten aus experimentellen Untersuchungen für vergleichbare hydrochemische Bedingungen verfügbar, die für die Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad verwendet werden könnten (z. B. Berner 2014).

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert

Neue Informationen zu standortunabhängigen Daten

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Die in der Langzeitsicherheitsanalyse verwendeten Werte für die Löslichkeit der Radionuklide haben in dem für die Langzeitsicherheitsanalyse verwendeten Modell keinen Einfluss auf das berechnete Ergebnis, da die Elementkonzentrationen in den Rechnungen für alle Radionuklide außer Thorium unterhalb der Löslichkeitsgrenze bleiben. Thorium ist allerdings für die Strahlenexposition in der Biosphäre nicht relevant. Dies bedeutet, dass neuere Erkenntnisse zu den Löslichkeitsgrenzen, die auf höhere Werte hindeuten würden, das Ergebnis der Modellrechnungen nicht beeinflussen würden.

Falls allerdings neuere Daten auf wesentlich geringere Löslichkeitsgrenzen für dosisrelevante Radionuklide hinweisen würden, dann könnte die Verwendung aktualisierter Daten zu einem Abbau der Konservativität führen, falls die Elementkonzentrationen im Grubengebäude die Löslichkeitsgrenzen überschreiten. Dies ist jedoch nicht zu erwarten, da insbesondere bei dem dosisrelevanten Element Iod die Konzentration im Grubengebäude in den Modellrechnungen mehr als eine Größenordnung unterhalb der Löslichkeitsgrenze bleibt.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Einfluss des Deltas auf die Sicherheitsaussage ist nach Expertenmeinung nicht signifikant, keine Überarbeitung notwendig

Literatur:

Nummer:

2.3.3

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Sorption

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 113.4

Beschreibung der Aussagen:

Für die Rückhaltung der Radionuklide wird in der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad eine Gleichgewichtssorption nach der linearen Henry Isotherme betrachtet. Der Proportionalitätsfaktor dieser Isotherme, der Kd-Wert, wurde für die Elemente Actinium, Americium, Blei, Curium, Nickel, Plutonium, Selen und Uran aus Experimenten an standortspezifischen Materialien und Wässern abgeleitet. Dabei wurde die Abhängigkeit vom Volumen/Masse-Verhältnis und der EDTA-Konzentration als Komplexbildner berücksichtigt. Die Herkunft der angenommenen Werte für die Sorption der Elemente C, Tc, Zr, Nb, Cs, Np, Ra und Pa wird nicht erklärt. Für alle anderen Elemente wurde keine Sorption angenommen.

Der Einfluss von Ungewissheiten der Kd-Werte wurde in der Langzeitsicherheitsanalyse nur für das Element Uran im Rahmen einer Parametervariation betrachtet.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

In der Literatur sind neuere Daten aus experimentellen Untersuchungen für vergleichbare hydrochemische Bedingungen verfügbar, die für die Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad herangezogen werden könnten (z. B. Wieland 2014).

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert

Neue Informationen zu vergleichbaren Standorten

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Die experimentelle Datengrundlage für die Sorption der Radionuklide im Grubengebäude ist als ausreichend zu beurteilen, insbesondere, da die Transportdauer im Grubengebäude nur kurz im Vergleich mit der Transportzeit in der Geosphäre ist und dadurch das Ergebnis der langzeitsicherheitsanalytischen Rechnungen insgesamt nur geringfügig beeinflusst.

Falls neuere Daten auf eine stärkere Sorption hinweisen (insbesondere für das dosisbestimmende Radionuklid I-129), dann könnte die Verwendung aktualisierter Daten zu einem Abbau der Konservativität führen.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Einfluss des Deltas auf die Sicherheitsaussage ist nach Expertenmeinung nicht signifikant, keine Überarbeitung notwendig

Literatur:

Wieland, E. (2014): Sorption Data Base for the Cementitious Near Field of L/ILW and ILW Repositories for Provisional Safety Analyses for SGT-E2, Nagra, TR 14-08.

ANHANG D: Bewertungsformulare zum Themenbereich 3 Grundwasserbewegung

Der Themenbereich umfasst 6 Bewertungsformulare auf 3 Ebenen. Die folgende Abbildung zeigt die hierarchische Struktur der Bewertungsformulare. Die einzelnen Bewertungsformulare werden auf den folgenden Seiten aufgeführt.

Anmerkung: In der Langzeitsicherheitsanalyse (EU 76.1) wird bezüglich möglicher Pfade der Grundwasserbewegung von Unterkreideszenario (bzw. Szenario Ia) und Oxfordszenario (bzw. Szenario Ib) gesprochen. Unter Szenarien wird heute eine abgeleitete zukünftige Entwicklung des Endlagersystems verstanden (siehe auch Kapitel 6.1.1). Zur Vermeidung von Missverständnissen werden daher im Folgenden abweichend von EU 76.1 die Begriffe Unterkreidepfad und Oxfordpfad verwendet.

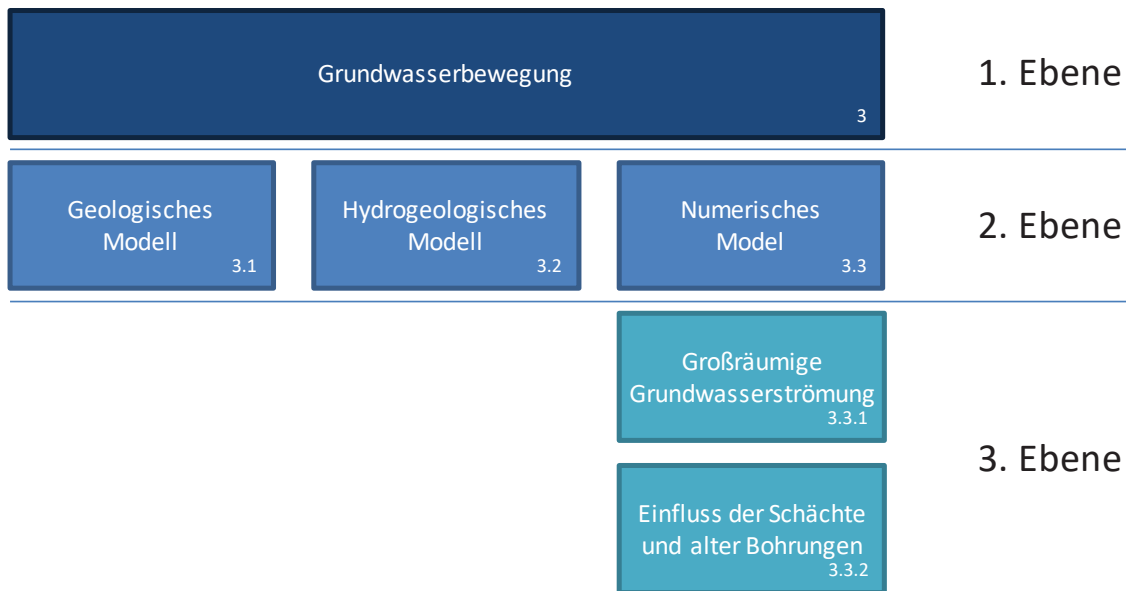


Abb. D.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Grundwasserbewegung

Nummer:

3

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 3

Titel:Grundwasserbewegung

Ursprungsdokument(e):Hauptdokument: P 2

Beschreibung der Aussagen:

Die Modellierung der großräumigen Grundwasserbewegung für einen Endlagerstandort ist Bestandteil der Analyse zur Langzeitsicherheit eines Endlagers. Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung ermöglichen das Auffinden potenzieller Ausbreitungswege von Radionukliden vom Endlager bis in die Biosphäre.

Die Zusammenstellung der Grundlagen bildet das geologische (Nummer 3.1) und das hydrogeologische Modell (Nummer 3.2). Darin werden die geologische und die hydrogeologische Situation beschrieben und die hydraulischen Kenndaten der Gesteine angegeben, die zur Berechnung der tiefen Grundwasserbewegung benötigt werden. Das hydrogeologische Modell ist die Basis für numerische Modelle (Nummer 3.3), mit denen sich Strömungspfade und Grundwasserlaufzeiten berechnen lassen.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
 - ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude
-

Bewertung der Gültigkeit der Information:Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒Weitere Ebenen werden betrachtet

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

3.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:Geologisches Modell

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 2

Unterstützende Dokumente: EU 232, GS 1

Beschreibung der Aussagen:

Durch die geowissenschaftlichen Untersuchungen und anschließend durchgeführte Erkundungsarbeiten wurden die notwendigen Kenntnisse über die Geologie für die sicherheitstechnische Bewertung gewonnen. Diese sind:

- Das Auffahren von Strecken bis etwa zum äußeren Rand der voraussichtlichen Einlagerungsfelder,
- das Abteufen der Bohrung Konrad 101 zur Untersuchung von Deckgebirge und Liegendem der Endlagerformation und
- reflexionsseismische Untersuchungen zur Erlangung weiterer Kenntnisse über die Geologie im Bereich der Schachanlage und ihrer Umgebung.

Insgesamt werden 15 stratigraphische Schichten im Modellgebiet detailliert beschrieben, die teilweise weiter untergliedert werden. Die lückenlose Verbreitung der Barrierschichten im Hangenden und Liegenden der Endlagerformation konnte durch die seismischen Messungen in Kombination mit revidierten Bohrlochprofilen alter Explorationsbohrungen (EU 232) über die Grenzen des Bearbeitungsgebietes hinaus nachgewiesen werden.

Die strukturgeologische Beschreibung umfasst eine größere Anzahl von Störungen, unter denen die Folgenden hervorzuheben sind:

- die Immendorfer Störung, der Konrad-Graben mit dem Sauinger und dem Bleckenstedter Sprung, die Überschiebungszone von Meine, der Salzgitter Höhenzug, sowie die
- Flanken der Salzstöcke, wie u.a. Flachstockheim, Thiede, Kette Broistedt, Vechelde und Wendeburg.

Das Gutachten des NLfB zur geologischen Situation berücksichtigt zusätzliche Daten und bestätigt die Angaben des Antragsstellers, insbesondere jene zu den Schichten des Oxford, Kimmeridge, Wealden bis Apt und des Alb. Geringfügige Ergänzungen werden zu den Informationen zur Oberkreide hinzugefügt, ohne die Angaben des Antragsstellers in Frage zu stellen.

Nach Aussage der BGE gibt es gegenüber den im Planfeststellungsverfahren Konrad zu Grunde gelegten Informationen keine wesentlichen neuen Erkenntnisse zur Geologie im Untersuchungsgebiet und die dem Planfeststellungsverfahren zu Grunde liegenden geologischen Karten und Schnitte haben weiterhin Gültigkeit.

Entsprechend der geologischen Langzeitprognose ist am Standort in Zukunft eine Eisüberdeckung von mehreren hundert Metern denkbar. Dadurch wird eine Beeinflussung der Oberkreide für möglich gehalten, die Beeinflussung der Unterkreide und tiefer liegenden Schichten wird aber als nicht wesentlich bewertet. Subglaziale Rinnen werden für das Festgestein ausgeschlossen und für Lockergesteine wird eine Grenze für die maximale Tiefe der Rinnen von 200 m angegeben.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens wurden diese Informationen mit dem NLfB als Behörde mit eigenen Informationen und Sachverstand geprüft und bestätigt. Der Detaillierungsgrad der Informationen im Untersuchungsgebiet erscheint ausreichend für die getroffenen Schlussfolgerungen bezüglich des geologischen Modells. Da keine neuen Informationen bezüglich der Geologie vorliegen, wurde eine neue eigene Prüfung nicht vorgenommen.

Die bei der Erkundung angewendeten Methoden entsprechen heute noch dem Stand von Wissenschaft und Technik. Es gibt mittlerweile weitere Untersuchungsmethoden, die bei einer heutigen Standorterkundung zusätzlich als Ergänzung eingesetzt würden, dies sind insbesondere weiterentwickelte seismische Mess- und Auswertemethoden (3D-Seismik). Die zur Untersuchung des Standortes eingesetzte 2D-Seismik ist aber immer noch Stand von Wissenschaft und Technik, wird weiterhin allgemein verbreitet eingesetzt und ist geeignet dazu, die benötigten Informationen zu erheben. Aus diesem Grund werden keine zusätzlichen Untersuchungen mit neuen Messmethoden als notwendig angesehen. Zusätzliche Untersuchungen wären prinzipiell geeignet Konservativitäten abzubauen, da sie die Ungewissheiten verringern würden, die mit konservativen Parameterwerten für die Durchlässigkeit der geologischen Schichten abgedeckt wurden.

Die Erkenntnisse zur Hydrogeologie (siehe Nummer 3.2) zur Trennung der Grundwasserleiter unterstützen die Aussage über eine flächig vorliegende Unterkreide, die als mächtige, gering durchlässige Gesteinsformation einen wichtigen Anteil zum Schutz der Biosphäre vor den aus dem Endlager frei gesetzten Radionukliden beiträgt.

Neuere geowissenschaftliche Langzeitprognosen, die auch den Standort Konrad miteinschließen (Mrugalla 2014) unterstützen die Aussage, dass Veränderungen der tiefliegenden geologischen Schichten durch kaltzeitliche Prozesse, insbesondere eine schädigende Beeinflussung der Unterkreide, nicht zu erwarten sind. Etwas differenzierter als im Plan wird in Mrugalla (2014) der Einfluss kaltzeitlicher Prozesse auf die quartären geologischen Schichten, insbesondere auf die Topologie des Gebiets betrachtet. Diese kann auch einen Einfluss auf die Grundwasserströmung haben. Dieser Punkt wird bei der Analyse des hydrogeologischen Modells (siehe Nummer 3.2) diskutiert.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Mrugalla, S. (2014): Methodik und Anwendungsbezug eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes für ein HAW-Endlager im Tongestein; Geowissenschaftliche Langzeitprognose für Norddeutschland – ohne Endlagereinfluss. Ergebnisbericht, Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe Hannover.

Nummer:

3.2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:Hydrogeologisches Modell

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 2

Unterstützende Dokumente: EU 200, EU 076.1, EU 210

Beschreibung der Aussagen:

Im Standortgebiet besteht ein mehrgliedriger hydrogeologischer Stockwerksbau. Der oberflächennahe Grundwasserleiter ist durch die unterlagernden Tonsteine der Unterkreide von den tieferen Grundwasserleitern getrennt. Der Einlagerungshorizont ist im Hangenden von den Tonsteinen der Unterkreide und im Liegenden von den Ton- und Mergelsteinen des Dogger und Lias eingeschlossen. Der Versetzungsbetrag der vorhandenen Störungen ist zu klein, um den Korallenoolith oder den Cornbrash in Kontakt mit wasser-durchlässigen Gesteinen der anderen Grundwasserleiter zu bringen. Die Durchlässigkeit der Störungszonen erreicht an keiner aufgeschlossenen Stelle diejenige eines Wasserleiters.

Das Modellgebiet hat eine nordwärts leicht abfallende Gelände- und Grundwasseroberfläche, wodurch der regionale Grundwasserstrom nach Norden hin zur Allerniederung gerichtet ist. Im Süden wirkt der Salzgitterhöhenzug als Wasserscheide, im Norden die Allerniederung als Hauptabflussgebiet und im Osten und Westen wird das Modellgebiet durch Salzstöcke als Grundwasserbarrieren begrenzt, wodurch sich das Modellgebiet in Bezug auf die Grundwasserströmung gut abgrenzen lässt.

Für die mesozoische Schichtenfolge liegen Durchlässigkeitsbestimmungen aus der Grube Konrad, der Bohrung Konrad 101 und aus Tiefbohrungen vor. Die Werte der Durchlässigkeit der Gesteine sind gemeinsam mit den zu erwartenden Bandbreiten in den Unterlagen dargestellt. Bei den Bestimmungen handelt es sich sowohl um Laboruntersuchungen an Bohrkernen und Gesteinsproben wie auch um hydraulische in situ-Tests.

Im Süden beißen die Grundwasserleiter am durch Salzaufstieg entstandenen Salzgitterhöhenzug aus, wodurch eine Infiltration von Grundwasser in die Schichten des Hilssandstein, Keuper und Muschelkalk erfolgt. Die Schicht des Oxford, in dem sich das Endlager befindet, streicht im Norden in der Gegend von Calberlah aus. Die Potenzialdifferenz zwischen Süd und Nord beträgt im Modellgebiet etwa 100 bis 150 m.

Die Ton- und Mergelsteine der Unterkreide, des Mittleren und Unteren Jura und des Keuper zeigen generell sehr geringe Durchlässigkeiten, die zwischen $k_f = 10^{-10}$ m/s und 10^{-13} m/s liegen. Die Trennung der oberen und unteren Grundwasserleiter durch die mächtigen Tonschichten der Unterkreide spiegelt sich auch am Verlauf des Salzgehalts mit der Tiefe wider. Die Salzgehalte der oberen Grundwasserleiter sind meist kleiner als 2 g/l. Der Salzgehalt der tiefen Grundwasserleiter des Jura und Oberen Muschelkalk ist weitaus höher und reicht nahezu bis zur Sättigung an NaCl. Es besteht im Bereich der Grube eine näherungsweise horizontale, formationsübergreifende Salinitätsschichtung, durch welche der Salzgehalt der Wässer – unabhängig von lithologischer Ausbildung und stratigraphischer Position des Wasserleiters – allein von der Tiefenlage des Entnahmeortes bestimmt wird. Der Salzgehalt steigt von 180 g/l in 800 m Tiefe linear bis auf 220 g/l in 1 300 m Tiefe an.

Isotopenuntersuchungen an tiefen Grundwässern (EU 200) zeigen hohe Gehalte an radiogenem Helium und signifikante Abweichungen von der üblichen isotopischen Zusammensetzung meteorischer Wässer, was auf Grundwasserverweilzeiten in der Größenordnung von Millionen Jahren hinweist.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
 - ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude
-

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Das Modellgebiet des hydrogeologischen Modells ist auf Grund der natürlichen Gegebenheiten räumlich gut begrenzt. Durch die durchgeführten Untersuchungen ist die aktuelle hydrogeologische Situation ausreichend gut charakterisiert. Die hydrogeologischen Modellparameter, insbesondere die Porosität und die Permeabilität der Gesteine sind ausreichend gut bekannt. Die Trennung der Grundwasserleiter durch die Tonsteine der Unterkreide wird durch die Verteilung der Salinität und die hohen Grundwasseralter bestätigt. Beide Befunde lassen auf eine langsame Grundwasserströmung in den tiefen Grundwasserleitern schließen. Der langsame Transport natürlicher Inhaltsstoffe des Grundwassers ist im Sinne eines natürlichen Analogons auch als unterstützendes Argument für einen langsamen Transport der Radionuklide zu sehen. Die aktuellen In- und Exfiltrationsgebiete des Grundwassers, sowie die grundsätzliche Richtung der Grundwasserströmung (d. h. das Potentialgefälle) sind durch die geologischen Gegebenheiten und die Topographie gut definiert. Insgesamt ist das hydrogeologische Modell für die heutige Situation damit ausreichend gut begründet.

Die zukünftige Entwicklung der hydrogeologischen Situation wird in der geologischen Langzeitprognose (Kapitel 3.1.10.6 in P 2) diskutiert. Dabei werden keine wesentlichen Auswirkungen auf die zukünftige hydrogeologische Situation identifiziert. Im Hinblick auf den langen Nachweiszeitraum ist diese Bewertung allerdings – vor allem in Bezug auf die zukünftige Auswirkung von Eiszeiten – nach Stand von Wissenschaft und Technik differenzierter zu sehen. Nach Mrugalla (2014, die Seitenzahlen im Folgenden beziehen sich auf dieses Zitat) ist für den Standort Konrad mit einer Gletscherüberfahung frühestens ab der übernächsten Kaltzeit (Seite 94), d. h. nach 150 000 Jahren, zu rechnen. Bis dahin ist keine relevante Auswirkung auf die hydrogeologische Situation zu erwarten: *„Bis zu einer erneuten Überfahung durch einen Inlandgletscher kann daher davon ausgegangen werden, dass die Gliederung von Höhen- und Tallagen sowie der oberflächliche Wasserabfluss in Norddeutschland in fast unveränderter Weise bestehen bleiben. Auch die Oberflächenwasserscheiden bleiben mit ihren heutigen Lagen im Wesentlichen erhalten.“* (Seite 87).

Mit der vollständigen Überfahung des Standorts durch einen Gletscher kann sich die hydrogeologische Situation allerdings signifikant verändern. Hervorzuheben sind zwei Prozesse:

- 1.) Eine langfristig wirkende Umgestaltung der Topographie und eine damit verbundene Änderung der hydraulischen Potenziale, die die Grundwasserströmung antreiben:

(Seite 95 f.): *„Eine vollständige Gletscherüberdeckung wirkt sich auch durch Glazialerosion in Form von Exaration und Detersion umgestaltend auf oberflächennahe Schichten der Geosphäre aus. [...] Die Umgestaltung des oberflächennahen Nebengebirges sowohl durch Störungen als auch durch die Glazialerosion bewirkt schließlich auch Änderungen in den hydrogeologischen Verhältnissen in diesen Bereichen [...]. Aufgrund der Tatsache, dass der Gletscher eine hohe Sedimentfracht beinhaltet, wirkt diese Umgestaltung auch über die Kaltzeit hinaus. Mit dem Rückzug des Gletschers kommen diese Sedimente zur Ablagerung und verändern dadurch die Zusammensetzung und Mächtigkeit des Lockergesteins in den betroffenen Teilen der betrachteten Fläche. Im Zusammenhang mit der Veränderung der Lockersedimente erfolgt auch ein intensiver Eingriff in die Geomorphologie. [...] Im Anschluss an die vollständige Inlandvereisung werden sich im Vergleich zur heutigen Situation auch*

innerhalb der betrachteten Fläche geänderte Wasserscheiden und Grundwasserneubildungsgebiete ausgebildet haben.“

(Seite 117): *„Das Ergebnis des Zusammenwirkens aller Prozesse wird eine erheblich umgestaltete Topographie sein, bei der die Lage von Tälern und Erhebungen der heutigen nicht mehr entspricht [...]“* und *„Welche genauen Höhenlagen die Topographie an einer bestimmten Stelle innerhalb der betrachteten Fläche im Betrachtungszeitraum haben wird, ist aufgrund der Ungewissheiten nicht prognostizierbar.“*

- 2.) Eine temporäre Änderung der Darcy-Geschwindigkeit des Grundwassers und des Grundwasserchemismus:

(S 165 f.): *„Unter kaltzeitlichen Bedingungen kann die Grundwasserströmung z. B. längere Zeit stagnieren und abschmelzende Gletscher am Ende einer Kaltzeit können zu einem erheblichen Eintrag von Süßwässern in die Aquifere führen.“*

(S. 151): *„In Zukunft kann auch weiterhin davon ausgegangen werden, dass der im gesamten nord-deutschen Raum verbreitete Anstieg der TDS-Werte mit zunehmender Tiefe bestehen bleibt, da die eingreifenden Prozesse mit zunehmender Tiefe weniger oder gar nicht mehr wirken. Aber auch nach tiefgreifenden Änderungen mit erhöhten Süßwassereinträgen, z. B. durch große Schmelzwassermengen am Ende einer Kaltzeit, wird sich dieser u. a. dichtebedingte Gleichgewichtszustand wieder einstellen.“*

Mit einer zukünftigen Überföhrung des Standorts nach etwa 150 000 Jahren durch einen Gletscher, sind somit signifikante Veränderungen des hydrogeologischen Systems zu erwarten. Dies betrifft sowohl die vorliegenden hydraulischen Potenziale, als auch die Hydrochemie. In der Langzeitsicherheitsanalyse (EU 076.1) werden demgegenüber für den gesamten Nachweiszeitraum konstante Randbedingungen angesetzt. Die Ungewissheiten bezüglich der zukünftigen Entwicklung des hydrogeologischen Systems werden weder in der geologischen Langzeitprognose, noch in der Langzeitsicherheitsanalyse ausreichend diskutiert, noch wird beschrieben, wie mit diesen Ungewissheiten umgegangen wird.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Die Ungewissheiten bezüglich der zukünftigen Entwicklung des hydrogeologischen Systems werden weder in der geologischen Langzeitprognose, noch in der Langzeitsicherheitsanalyse ausreichend diskutiert, noch wird beschrieben, wie mit diesen Ungewissheiten umgegangen wird. Das festgestellte Delta und die Empfehlung zum Umgang mit diesem Delta beziehen sich primär auf das hydrogeologische Modell. Die unter Nummer 3.3.1 diskutierten numerischen Modelle zur Berechnung der Grundwasserströmung sind allerdings direkt abhängig von dem hydrogeologischen Modell. Aus diesem Grund gehen in der folgenden Diskussion auch Punkte zur Umsetzung in den numerischen Modellen zur Berechnung der Grundwasserbewegung in die Bewertung und Empfehlung mit ein.

Bei der Bewertung der Gültigkeit der Informationen wurden zwei Deltas identifiziert, die im Folgenden getrennt bewertet werden:

- 1.) Eine langfristig wirkende Umgestaltung der Topographie ändert die hydraulischen Potenziale, die die Grundwasserströmung antreiben:

Im Süden wirkt der Salzgitterhöhenzug als Infiltrationsgebiet, im Norden die Allerniederung als Hauptabflussgebiet. Um für die Sicherheitsaussage signifikant zu sein, müsste eine Veränderung der Topographie den Höhenunterschied dieser beiden Bezugspunkte wesentlich ändern. Dabei wirkt

sich eine Verringerung des Höhenunterschieds in der Zukunft positiv auf die Sicherheitsaussage aus, weil sich dadurch der Gradient und damit letztendlich auch die Grundwasserbewegung verringern würde. Bezüglich der Sicherheitsaussage ist also nur eine Vergrößerung des Höhenunterschieds maßgeblich.

Eine wesentliche Umgestaltung des Salzgitterhöhenzugs durch eine zukünftige Eiszeit ist nur in geringem Umfang zu erwarten. Der Salzgitterhöhenzug ist durch den Salzaufstieg entstanden und besteht zu großen Teilen aus Festgesteinen, die nicht in wesentlichem Umfang erodiert werden, was ohnehin zu einer Verringerung der Potenzialdifferenz führen würde. Es ist ebenfalls nicht zu erwarten, dass signifikante Mengen neuen Materials auf dem Höhenzug abgelagert werden.

In der Niederung ist prinzipiell denkbar, dass durch die Erosion der quartären Schichten, eine Verringerung der Mächtigkeit der Schichten erfolgen kann. Im Weiteren ist zusätzlich denkbar, dass im nördlichen Teil des hydrogeologischen Modells, dort wo die Unterkreidetone nahe der Oberfläche vorliegen, die Bildung einer Erosionsrinne die Unterkreidetone so weit verändert, dass der Übergang des Oxfords in die quartären Schichten bereits etwas früher stattfindet, was den Transportweg verkürzt.

Bezüglich der Abtragung quartärer Schichten und der dadurch bedingten Tieferlegung des Gebiets ist festzuhalten, dass die eiszeitliche Erosion immer auch mit der Ablagerung neuer Sedimente zusammengeht (siehe auch oben aufgeführtes wörtliches Zitat aus Mrugalla 2014) und daher eine großflächige Tieferlegung der Niederung nur im geringem Umfang erwarten ist. Weiterhin sind die quartären Schichten nur gering mächtig. Der Einfluss auf die Potenzialdifferenz wird daher kaum einen Bereich von 10 bis 20 Prozent überschreiten. Im numerischen Modell werden konservative Annahmen zur Grundwasserströmung derart getroffen, dass die Grundwasserströmung gegenüber dem heutigen Zustand überschätzt wird. Dies geschieht insbesondere durch die Vernachlässigung der Dichteunterschiede auf Grund der hoch salinaren Salzlösungen in den tiefen Aquiferen, die bei Berücksichtigung in den Modellen zu einer wesentlichen Verringerung der Grundwasserfließgeschwindigkeit führen. Aus diesem Grund sind nach unserer Ansicht die Ungewissheiten bezüglich der hydraulischen Potenziale durch die konservativen Annahmen abgedeckt.

Bezüglich einer möglichen Erosion der Unterkreidetone durch eine eiszeitliche Rinnenbildung ist anzumerken, dass diese nur im nördlichen Teil des Modellgebiets möglich erscheint, weil ansonsten die Unterkreidetone zu tief liegen und zu mächtig sind, als dass sie von einer Rinne signifikant beeinflusst werden könnten. Ein Großteil der Modellrechnungen zeigt, dass die tiefen Grundwässer aus dem Oxford ohnehin etwas südlicher in das oberflächennahe Grundwasser eintreten, als in dem Bereich wo der Oxford mit dem Quartär im Kontakt steht (z. B. EU 210) und somit die trennenden Schichten bereits dort durchquert. Dies wird durch den erhöhten hydrostatischen Druck im Oxford gegenüber dem flacheren Aquifer und vorliegenden Störungen erklärt. Dieser frühere Übertritt aus dem Oxford in die oberflächennahen Grundwasserschichten hat allerdings keine signifikanten Auswirkungen auf die Grundwasserfließzeiten im Modell. Selbiges ist somit auch nicht bei einer zukünftigen Rinnenbildung in diesem Bereich zu erwarten.

2.) Eine temporäre Änderung der Grundwasserfließgeschwindigkeiten und des Grundwasserchemismus während Kaltzeiten mit Gletscherbildung:

Die Änderung der Grundwasserzusammensetzung in den tiefen Aquiferen ist in jedem Fall nur temporär (siehe auch oben aufgeführtes wörtliches Zitat aus Mrugalla 2014). Auf Grund der Vielzahl von Salzstrukturen an den Rändern und im Liegenden des hydrogeologischen Modells ist in jedem Fall damit zu rechnen, dass Süßwasser, das eventuell in die tiefen Aquifere eindringt, mit der Zeit wieder Salz aufnimmt, bis zu einer Konzentration, die der heutigen Situation ähnlich ist. In den numerischen Modellrechnungen wird bis auf einen Fall ausschließlich Süßwasser betrachtet (siehe Nummer 3.3.1). Dies gilt insbesondere für alle Transportrechnungen, mit denen die Ausbreitung

von Radionukliden betrachtet wird. Damit ist eine temporäre Verringerung der Salzkonzentration durch die Annahmen in der Langzeitsicherheitsanalyse abgedeckt und hat keine Auswirkung auf die Ergebnisse der durchgeführten Transportrechnungen.

Auf Grund der angegebenen konservativen Umsetzung des hydrogeologischen Modells im numerischen Modell der Transportrechnungen zur Bewertung der Ausbreitung von Radionukliden aus dem Endlager bis in die Biosphäre, ist davon auszugehen, dass die diskutierten Ungewissheiten in der zukünftigen Entwicklung des hydrogeologischen Modells durch den Einfluss zukünftiger Kaltzeiten vom derzeitigen numerischen Rechenmodell der Langzeitsicherheitsanalyse abgedeckt werden. Ein Einfluss des identifizierten Deltas auf die Sicherheitsaussage ist daher nicht vorhanden und es werden keine weiteren Untersuchungen empfohlen.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Einfluss des Deltas auf die Sicherheitsaussage ist nach Expertenmeinung nicht signifikant, keine Überarbeitung notwendig

Literatur:

Mrugalla, S. (2014): Methodik und Anwendungsbezug eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes für ein HAW-Endlager im Tongestein; Geowissenschaftliche Langzeitprognose für Norddeutschland – ohne Endlagereinfluss. Ergebnisbericht, Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe Hannover.

Nummer:

3.3

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 2

Titel:Numerisches Modell

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 2

Unterstützende Dokumente: EU 076.1

Beschreibung der Aussagen:

Der Nachweis der Langzeitsicherheit des Endlagers Konrad wird mit Hilfe geohydraulischer Modellrechnungen geführt. Dabei wird das hydrogeologische Modell in ein numerisches Modell umgesetzt, das in seiner Schichtenfolge das hydrogeologische Modell widerspiegelt. Dabei werden u. U. Vereinfachungen bezüglich der Anzahl der betrachteten Schichten vorgenommen.

Die hydraulischen Kenndaten der Sedimentgesteine gleicher stratigraphischer Einheiten sind grundsätzlich nicht räumlich konstant. Je nach regionalen oder lokalen Unterschieden der Ablagerungsbedingungen der Gesteine bestehen regionale bzw. lokale Variationen. Diagenetische Einflüsse verstärken diese Heterogenität zusätzlich. Einen Extremfall stellen dabei klüftige oder verkarstete Wasserleiter dar. Hier existieren Zonen hoher Wasserwegsamkeit neben geringdurchlässigen Bereichen. Allen Formationen werden Parameter-Bandbreiten so zugewiesen, dass entsprechend geologischer Erfahrung die großräumig wirksamen mittleren Durchlässigkeiten und Porositäten damit abgedeckt werden. Die Entscheidung darüber, welche Durchlässigkeiten und Porositäten zur Berechnung der Strömungspfade und Grundwasserlaufzeiten aus dem Bereich realistischer Werte in das hydrogeologische Modell eingehen sollen, wird wie folgt getroffen: Zeigt sich bei Sensitivitätsanalysen eine empfindliche Abhängigkeit der Laufzeit vom betrachteten Parameter, geht konservativerweise derjenige Wert als endgültiger Modellwert in die Simulationsrechnung ein, der zu kleinen Laufzeiten vom Einlagerungsort bis zur Biosphäre führt. Bei weniger sensibler Abhängigkeit werden die Werte angenommen, die nach geologischer Erfahrung wahrscheinlich sind.

An zahlreichen Stellen im Modellgebiet werden die Schichten von Störungen verworfen. Im hydrogeologischen Modell wurden zunächst nur solche Verwerfungen als hydraulisch wirksam berücksichtigt, durch die verschiedene Grundwasserleiter miteinander in Berührung kommen, z. B. der Obere Muschelkalk und der Rhätsandstein. Im numerischen Modell werden zwei unterschiedliche Vorgehensweisen gewählt:

- Schichtenmodell: Bei einem Verwurf eines Wasserleiters gegen undurchlässige Ton- und Mergelsteine wurde keine Störung im Modell berücksichtigt. Die nach hydrogeologischer Erfahrung realistischen Parameter für ganze Schichteinheiten werden in konservativer Weise so abgeändert, dass sie eventuell lokal vorhandene Faziesunterschiede und tektonische Strukturen berücksichtigen.
- Störzonenmodell: Zonen erhöhter Durchlässigkeit an wichtigen tektonischen Störungen, an Salzstockrändern sowie in einzelnen Horizonten werden explizit im Modell berücksichtigt. Es werden im Störzonenmodell realitätsnähere Werte für die großräumige Gebirgsdurchlässigkeit als im Schichtenmodell angesetzt, die dann lokal im Bereich von Störungszonen verändert werden.

Insgesamt wurden von dem Antragsteller und dem Gutachter fünf unterschiedliche Rechenprogramme für numerische Modellrechnungen eingesetzt. Bis auf die Modellrechnungen der BGR mit dem Programm SUTRA verwenden alle Modellrechnungen 3D-Modelle und betrachten nur Süßwasser. In dem Modell mit SUTRA wird hingegen ein 2D-Modell verwendet und die Dichte des hochsalinen Grundwassers berücksichtigt.

Es wurden Modellrechnungen mit zwei unterschiedlichen Zielsetzungen durchgeführt. Dies sind zum einen Modellrechnungen, die die großräumige Grundwasserströmung in den natürlichen Aquifersystemen untersuchen. Dies stellt den Großteil der durchgeführten Rechnungen dar. Zusätzlich wurden Modellrechnungen durchgeführt, um den potenziellen Einfluss der Schächte und alter Bohrungen auf die Grundwasserströmung zu quantifizieren. Die Modellrechnungen mit diesen beiden unterschiedlichen Zielsetzungen werden auf der nächsten Ebene getrennt betrachtet.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Der Stand von Wissenschaft und Technik der Grundwassermodellierung hat sich seit der Zeit des Planfeststellungsverfahrens in hohem Maße weiterentwickelt. Die heute verfügbaren Rechenprogramme zur Berechnung der Grundwasserströmung – und auch des dadurch verursachten Radionuklidtransports – sind um ein vielfaches leistungstärker, so dass sowohl eine Berücksichtigung der Dichte der Lösung, als auch wesentlich feinere Modellgitter und somit sehr viel detaillierter aufgelöste geologische Strukturen Stand von Wissenschaft und Technik sind.

Bezüglich der Umsetzung des hydrogeologischen Modells in ein numerisches Modell erscheinen die beiden im Rahmen des Plans angewandten alternativen Arten, einerseits über das Schichtenmodell und andererseits über das Störzonenmodell, nach Stand von Wissenschaft und Technik ausreichend.

Die große Zahl der im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens von Antragsteller und Gutachter eingesetzten Rechenprogramme mit unterschiedlicher Numerik und deutlich unterschiedlichen Modellen hinsichtlich der Gitterstruktur und der betrachteten geometrischen Komplexität stärkt das Vertrauen in die berechneten Ergebnisse – auch wenn die Komplexität der betrachteten Geometrie in allen Fällen deutlich unter jener liegt, die heute in der Modellierung der Grundwasserströmung üblich ist.

Die Vernachlässigung der Dichte in den durchgeführten Modellrechnungen im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens ist in jedem Fall sicherheitsgerichtet, da sie zu größeren Grundwasserfließgeschwindigkeiten führt.

Obwohl die Modellierung der Grundwasserbewegung nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht, ist nicht zu erwarten, dass sich bei einer Modellierung nach dem Stand von Wissenschaft und Technik signifikant größere errechnete Grundwassergeschwindigkeiten und ein dadurch bedingter schneller Radionuklidtransport ergäben. Vielmehr ist damit zu rechnen, dass der Einsatz modernerer Rechenprogramme, mit unter Anderem der Berücksichtigung der Dichte, zu einer langsameren Grundwasserströmung im Modell führen würde. Damit liegt für die festgestellte Abweichung vom Stand von Wissenschaft und Technik kein sicherheitsrelevantes Delta vor und es werden auch keine Untersuchungen zum Abbau dieses Deltas empfohlen. Dennoch kann die Durchführung von aktualisierten Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung auf Grund des wesentlichen Fortschritts in diesem Gebiet dazu beitragen, bestehende Konservativitäten abzubauen, ein realistischeres und detaillierteres Bild zur Grundwasserbewegung zu erhalten und somit letztendlich ein besseres Systemverständnis zu erlangen.

Weitere Details werden zusätzlich in der nächsten Ebene diskutiert.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Weitere Ebenen werden betrachtet

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

3.3.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:Modellrechnungen zur Untersuchung der großräumigen Grundwasserströmung

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 210, EU 223, GS 20, GS 21, GS 38, GS 27, GS 28, EU 365

Beschreibung der Aussagen:

Der Nachweis der Langzeitsicherheit des Endlagers Konrad wird mit Hilfe geohydraulischer Modellrechnungen geführt. In den Modellrechnungen zur Untersuchung der großräumigen Grundwasserströmung wird die Durchörterung der geologischen Schichten im Hangenden des Endlagers durch die Schächte und Bohrungen nicht berücksichtigt und die Durchlässigkeit dieser Schichten entspricht den natürlichen Gegebenheiten (siehe dazu auch Nummer 3.3.2).

In den Modellrechnungen für den Langzeitsicherheitsnachweis mit SWIFT (EU 076.1) wird ebenso das Grubengebäude nicht berücksichtigt. Dieses Modell bildet somit die natürliche Grundwasserströmung ohne Einfluss des Endlagers ab. In anderen Rechnungen ist der Bereich des Grubengebäudes im Modell durch eine erhöhte Durchlässigkeit gekennzeichnet (z. B. EU 210).

Insgesamt wurden im Auftrag von Antragsteller und Gutachter fünf verschiedene Rechenprogramme zur Berechnung der Grundwasserströmung eingesetzt. Dies sind die Programme

- SWIFT (EU 076.1)
- FEM 301 (EU 210 und EU 223)
- CFEST (GS 20, GS 38 und GS21)
- NAMMU (GS 27 und GS28)
- SUTRA (EU 365)

Bis auf das letztgenannte Rechenprogramm haben alle anderen Programme folgende Eigenschaften:

- Gültigkeit des Darcy-Gesetzes,
- 3D-Modell,
- zeitlich unveränderliche Randbedingungen,
- wassergesättigte Formation und
- Nichtberücksichtigung von Dichteunterschieden (Süßwasser).

Abweichend davon verwendet das Programm SUTRA ein zweidimensionales Modell unter Berücksichtigung der Salinität des Wassers (Dichteströmung). Im Folgenden werden die verschiedenen Rechenprogramme und die damit durchgeführten Rechnungen kurz stichpunktartig charakterisiert. Die genannten Informationen wurden aus den oben genannten Unterlagen zusammengestellt. Auf Grund der Bedeutung der Rechnungen mit SWIFT für den Langzeitsicherheitsnachweis wird auf diese dabei etwas detaillierter eingegangen als auf jene mit den anderen Programmen.

SWIFT

- Das Modell hat 10 350 Elemente und verwendet ein orthogonales Gitter

- Das Modell weist einen Knick im Modellgitter auf, wodurch die errechneten Grundwassergeschwindigkeiten verfälscht wurden. Laut EU 076.1 ist dieser Effekt vernachlässigbar.
- Es wird das Schichtenmodell verwendet (siehe Nummer 3.3)
- Wasserleiter werden durch die grobe Diskretisierung gegenüber Geringwasserleitern überrepräsentiert
- Es werden 14 geologische Einheiten mit unterschiedlichen Parametern betrachtet
- Die verwendeten Randbedingungen sind:
 - o Die Modellbasis ist wegen der Mergel- und Salzgesteine des Mittleren Muschelkalkes geschlossen
 - o Die westlichen und östlichen Ränder sind wegen Süd-Nord-streichender Salzstrukturen geschlossen. Dort, wo die Salzstrukturen unterbrochen sind, stellen tektonische Verstellungen oder Transgressionshorizonte natürliche Grenzen dar. Ausnahme ist ein kleiner Teil des westlichen Rands an dessen am nördlichen Ende, durch den ein Abstrom über eine Druckrandbedingung möglich ist. Die Druckrandbedingung ergibt sich aus der mittleren Grundwasserstandshöhe in diesem Gebiet.
 - o Der Rand im Süden ist wegen der Wasserscheide des Salzgitter Höhenzuges (Infiltrationsgebiet) und jener im Norden wegen der regionalen Vorflut aller betrachteten Grundwasserleiter und insbesondere des Einlagerungshorizonts Korallenoolith, der im Kontakt mit dem obersten Grundwasserleiter steht, geschlossen.
 - o An der Oberfläche wird eine Druckrandbedingung entsprechend der Grundwasserspiegelhöhen angenommen
- Es wurden 7 Varianten betrachtet, von denen letztendlich zwei Varianten, die sich bezüglich der Parametrisierung der Durchlässigkeit der Unterkreidetone unterscheiden, für die weiteren Betrachtungen zum Radionuklidtransport ausgewählt wurden. Die zwei sind:
 - o V1 (Unterkreidepfad): Die Unterkreide hat eine Durchlässigkeit von 10^{-10} m/s. Bei Variante 1 verlaufen die Fließwege zunächst unterschiedlich lange nahezu horizontal im Oxford und Kimmeridge nach Norden. Danach findet ein vertikaler Aufstieg durch die Unterkreidetone statt. In den Plänerkalken bewegen sich die betrachteten Wasserpartikel noch etwas weiter nach Norden. Die Stromlinien enden in der obersten Schicht des Modells.
 - o V2 (Oxfordpfad): Die Unterkreide hat eine Durchlässigkeit von 10^{-12} m/s. Bei Variante 2 bewegt sich das Wasser aus dem Lagerbereich vorwiegend im Oxford. Eine Wasserbewegung aus dem Lagerbereich in die Unterkreidetone findet kaum statt. Es ergeben sich ähnliche Laufzeiten wie in Variante 1, aber die dabei zurückgelegten Wege sind länger.

FEM 301

- Das Modell hat 21 040 Knoten und 6 056 Elemente
- Es wird sowohl das Schichtenmodell, als auch das Störzonenmodell verwendet
- Die Randbedingungen, der geologische Aufbau und die Parametrisierung der Gesteine entsprechen für das Schichtenmodell jenen beim SWIFT-Modell. Beim Störzonenmodell werden zusätzliche Annahmen zu den Störzonen getroffen.
- Es wurden 13 Varianten mit der Bezeichnung R1 bis R13 betrachtet. Die Varianten R2 und R3 entsprechen den Varianten V1 und V2 des Modells mit SWIFT.
- In dem Störzonenmodell ist ein ausgeprägter Strömungspfad im Oxford nicht vorhanden, weil an den Störungen ein früherer Übertritt in flacher liegende Schichten erfolgt.

CFEST

- Das Modell hat 1 080 Knoten und 889 Elemente
- Es wird sowohl das Schichtenmodell, als auch das Störzonenmodell verwendet
- Die Randbedingungen, der geologische Aufbau und die Parametrisierung der Gesteine entsprechen für das Schichtenmodell (V1 und V2) jenen beim SWIFT-Modell.

- Im Störzonenmodell werden neun Störzonen explizit berücksichtigt. Die niedrige Permeabilität im Alb von 10^{-12} m/s und in der Unterkreide von 10^{-11} m/s führen dazu, dass das Modell eher dem Oxfordpfad des SWIFT-Modells mit zusätzlicher Berücksichtigung von Störzonen entspricht.

NAMMU

- Das Modell verwendet im Basisfall das Störzonenmodell und in Varianten auch ein sogenanntes stratigraphisches Modell, das im Prinzip dem Schichtmodell entspricht
- Der Modellaufbau und die Parametrisierung unterscheiden sich von dem hydrogeologischen Modell das den Rechnungen mit SWIFT zu Grunde liegt. Es werden zwei zusätzliche Aquifere und insgesamt 7 zusätzliche Modelleinheiten betrachtet. Bei der Parametrisierung wird auf einen Datensatz des NLFb zurückgegriffen, der sich von jenem im Plan unterscheidet.

SUTRA

- Mit SUTRA wurde der Einfluss der Dichteströmung untersucht. Dieses Programm betrachtet einen 2D-Schnitt auf einem rechtwinkligen Modellgitter.
- Es wurden keine Fließlinien und Fließzeiten bestimmt
- Die Darcy-Geschwindigkeit des Grundwassers im Oxford ist im Ergebnis bei Berücksichtigung der Dichte etwa einen Faktor 10 geringer als bei Vernachlässigung der Dichte (Süßwasser). Im Maximum treten Unterschiede von einem Faktor 100 auf.

Die Ergebnisse der unterschiedlichen Rechnungen bezüglich der Länge der Strömungspfade und der Grundwassertransportdauer auf diesen Strömungspfaden werden in der nachfolgenden Tabelle zusammengestellt. Fehlende Werte sind dabei dadurch bedingt, dass in den Unterlagen nicht ausreichend Informationen angegeben sind, um mittlere Werte zu berechnen.

Modell	Mittlere (bzw. minimale) Länge [km]	Mittlere Dauer [10 ⁶ a]	Minimale Dauer [10 ⁶ a]
SWIFT (EU 076.1, Tabelle 5-7)			
V1	(4,9)	-	0,43
V2	(37,0)	-	0,30
FEM 301 (EU 210 Band 2, Tabellen 4-6 bis 4-8)			
R01	23,3	54,8	1,30
R02 $\triangleq$ V1	8,8	1,2	0,33
R03 $\triangleq$ V2	26,7	35,0	6,30
CFEST (GS 20, Tabellen 2 und 3; GS 21, Tabelle 5)			
V1	-	0,5	0,32
V2	-	32,3	15,10
Störzonenmodell	30,5	31,3	11,30
NAMMU (GS 28, Tabellen 7 und 8)			
Basismodell	28,0	2,5	0,85
Variante	26,7	1,9	1,16

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die große Zahl der im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens von Antragsteller und Gutachter eingesetzten Rechenprogramme mit unterschiedlicher Numerik und deutlich unterschiedlichen Modellen hinsichtlich der Gitterstruktur und der betrachteten geometrischen Komplexität stärkt das Vertrauen in die Wissensbasis und die berechneten Ergebnisse. Die Vernachlässigung der Dichte in den durchgeführten Modellrechnungen im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens ist in jedem Fall sicherheitsgerichtet, da sie zu größeren Darcy-Geschwindigkeiten des Grundwassers führt.

Falls in den Rechnungen gleiche Annahmen zu den Modellparametern getroffen werden, dann sind prinzipiell die errechneten Strömungspfade bei allen Programmen ähnlich, wobei im Detail durchaus deutliche Unterschiede festgestellt wurden. Diese sind vermutlich größtenteils auf die Geometrie der Gitter und die damit abgebildete Geologie und auf die Numerik zurückzuführen. Soweit sich das anhand der in den vorliegenden Unterlagen dargestellten Abbildungen und deren Beschreibungen nachvollziehen lässt, zeigen die Rechenergebnisse von SWIFT, FEM 301 und CFEST vergleichbare hydrostatische Druckverteilungen im Endlagerhorizont.

Es ergibt sich je nach Durchlässigkeit der Unterkreidetone entweder eine Durchströmung der Unterkreidetone (V1) oder eine Strömung entlang des Oxford (V2). Bei den Rechnungen, die das Störzonenmodell verwenden ergeben sich Resultate, die eher dem Oxfordpfad des Schichtenmodells entsprechen. Dabei ist zu sehen, dass sich mit jenen Rechenprogrammen, die zusätzlich zu dem im Rahmen der Langzeitsicherheitsanalyse eingesetzten Programm SWIFT verwendet wurden, ähnliche oder größere Fließzeiten ergeben als mit SWIFT. Damit erscheinen die auf Basis der SWIFT-Rechnungen durchgeführten Transportrechnungen für die Radionuklide bezüglich der Grundwassergeschwindigkeit abdeckend.

Die Grundwassermodellrechnungen liefern eine ausreichende Basis für die Festlegung von Strömungspfaden für die vereinfachten, eindimensionalen langzeitsicherheitsanalytischen Rechnungen zum Radionuklidtransport.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

3.3.2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:Modellrechnungen zum Einfluss der Schächte und alter Bohrungen

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: GS 30

Unterstützende Dokumente: EU 309, EU 455, EU 463, GS 31, EU 438

Beschreibung der Aussagen:

Die gering durchlässigen Schichten im Hangenden der Endlagerformation, zu denen vor allem die Unterkreide zählt, wurden durch die beiden Schächte des Grubengebäudes und eine größere Anzahl Tiefbohrungen durchörtert. Durch gesonderte Modellrechnungen wurde untersucht, ob diese als potentielle Freisetzungswege für Radionuklide aus dem Endlager zur Biosphäre angesehen werden können, wenn die Funktionsfähigkeit der Abdichtungen nicht gewährleistet werden kann. Diese Untersuchungen wurden sowohl mit dem Programm FEM 301 für den Antragsteller, als auch mit dem Programm NAMMU für den Gutachter durchgeführt.

Für die Rechnungen mit FEM 301 (EU 455) wurde der Rechenfall R01 (siehe Nummer 3.3.1) zu Grunde gelegt und neben der Einführung der Bohrungen und Schächte aus numerischen und modelltechnischen Gründen verschiedene zusätzliche Anpassungen vorgenommen. Dies betrifft vor allem die Verringerung von Durchlässigkeitswerten der Unterkreide und des Albs in mehreren Bereichen des Modells, wie der Störungen im Bereich des Konrad-Grabens und der Störungszone entlang des Salzstockrands. Die Berücksichtigung der genauen Lage der Bohrungen war auf Grund von Anforderungen des Modellgitters nicht immer möglich. Weiterhin wurden nicht alle alten Bohrungen betrachtet. Es wurde im Rahmen dieser Untersuchungen sowohl eine Modellierung der Grundwasserströmung, als auch des Transports repräsentativer Radionuklide durchgeführt. Als Ergebnis wird festgestellt, dass die Bohrungen und der Schacht keinen oder nur einen untergeordneten Einfluss auf die hydraulischen Potentiale und auf die Wasserflüsse durch das Endlager und die einzelnen Schichten haben.

Die Rechnungen mit NAMMU (GS 30) wurden auf Basis des Referenzfalls aus GS 28 durchgeführt. Das für dieses Modell erstellte Gitter war allerdings für die Darstellung der alten Bohrungen zu grob. Da eine entsprechende Gitterverfeinerung dieses Modells den Speicherplatzbedarf sowie die für die Simulationsrechnungen benötigte Rechenzeit erheblich vergrößert hätte, wurde mit einem Modellausschnitt gearbeitet. Dieser Ausschnitt wurde dabei so gewählt, dass kein Einfluss auf die Ergebnisse im Vergleich zum Gesamtmodell vorlag. Schließlich wurden dem verfeinerten Modell eindimensionale Elemente hinzugefügt, welche die alten Bohrungen repräsentieren. Insgesamt wurden alle 25 als relevant bezeichneten alten Bohrungen sowie die beiden Schächte modelliert. Die Position der Bohrungen musste dabei leicht an das Modellgitter angepasst werden. Der Vergleich der mit NAMMU ermittelten Potentialverteilungen für die Simulationen des in seiner Ausdehnung reduzierten Referenzmodells sowie desjenigen mit der Berücksichtigung der alten Bohrungen und Schächte zeigt für alle vom NLFb angegebenen Parametersätze keine wesentliche Veränderung des Strömungsfeldes. Um zu überprüfen, bei welchen Durchlässigkeiten ein Einfluss der Schächte zu erwarten ist, wurde für eine Parametervariation die unrealistisch pessimistische Annahme gemacht, dass die gesamte Schachtverfüllung ausschließlich aus der höher durchlässigen Stützsäule besteht, die nur im Bereich des Kimmeridge, Oxford und Dogger eingebracht werden soll. Dadurch wurde für die Analyse die Transmissivität der Schachtverfüllung ohne Bezug zur Realität um 5 Größenordnungen erhöht. Erst bei derart unrealistischen Werten zeigen sich Einflüsse auf das Potentialfeld. Da sich keine spezifischen relevanten

Ausbreitungspfade längs der alten Bohrungen ergeben haben, erachten die Gutachter die Durchführung von Ausbreitungsrechnungen nicht für notwendig.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Bei den Rechnungen mit FEM 301 wurden bei den Untersuchungen zum Einfluss der Schächte und der alten Bohrungen wesentliche Modellparameter und Randbedingungen gegenüber den Rechnungen ohne die Schächte und den alten Bohrungen angepasst. Dies betrifft insbesondere die Durchlässigkeiten der gering durchlässigen Tone im Hangenden, die bis zu um einen Faktor 100 reduziert wurden. Dadurch sind die Ergebnisse dieser Untersuchungen nur mit Einschränkungen mit den Rechnungen zur Grundwasserbewegung im ungestörten hydrogeologischen Modell vergleichbar.

Bei den Rechnungen mit NAMMU wurde ein einheitlicher Datensatz für alle durchgeführten Rechnungen verwendet, so dass diese Untersuchungen besser geeignet sind, die Auswirkungen der Schächte und der alten Bohrungen auf die Grundwasserströmung zu untersuchen. Diese Untersuchungen weisen für die Referenzwerte der Durchlässigkeiten keinen zu berücksichtigenden Einfluss der Schächte und der alten Bohrungen auf die Grundwasserströmung aus. Die Aussage ist damit ausreichend belegt.

In beiden Untersuchungen wurden zeitlich konstante Randbedingungen und Parameter verwendet und eine stationäre Grundwasserströmung berechnet. Demgegenüber ist es allerdings zu erwarten, dass über den langen Nachweiszeitraum die geotechnischen Abdichtungen auf Grund von zukünftigen Änderungen der Hydrochemie und oder mechanischen Belastungen Alterationsprozesse erfahren und dass sich diese Prozesse eventuell auch auf deren Durchlässigkeit auswirken können. Bis zu der nächsten Kaltzeit mit einer Eisbedeckung am Standort ist mit keinen entsprechenden relevanten Einwirkungen zu rechnen. Die nächste Kaltzeit mit Eisüberdeckung am Standort ist in 150 000 Jahren zu erwarten (siehe auch Nummer 3.2).

In GS 30 wurde eine Parametervariation der Durchlässigkeit der Schachtverfüllung für den Schacht 1 durchgeführt. Dabei wurde ein deutlicher Einfluss auf die Druckverteilung in der Umgebung des Schachts festgestellt (Bild 5 in GS 31). Konsequenzen auf den Schadstofftransport wurden für diese Parametervariation nicht bestimmt. Die angenommene hydraulische Durchlässigkeit in der durchgeführten Variationsrechnung ist unrealistisch hoch und eine zukünftige Auswirkung ist daher eher in deutlich geringerem Maße zu erwarten.

Der quantitative Umfang einer möglichen Veränderung der hydraulischen Eigenschaften der Abdichtungen in den Schächten bzw. der alten Bohrlöcher wurde in den Unterlagen nicht abgeleitet. Nach Stand von Wissenschaft und Technik ist eine Prognose der möglichen zukünftigen Änderungen der Eigenschaften der Abdichtung des Schachts notwendig. Diese aus der zukünftigen Entwicklung der Schacht- und Bohrlochabdichtungen resultierende Ungewissheit bezüglich deren Durchlässigkeit ist in den Untersuchungen zur Langzeitsicherheit ausreichend zu diskutieren und würdigen.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Nach Stand von Wissenschaft und Technik ist die Ungewissheit bezüglich der zukünftigen Entwicklung der Schachtabdichtung – und der Abdichtungen alter Bohrlöcher – zu diskutieren und die Auswirkungen in der

Langzeitsicherheitsanalyse zu bewerten. In den Untersuchungen zum Einfluss des Schachts und alter Bohrungen wurden realistische Werte für die integrale Durchlässigkeit der Abdichtungen angesetzt und eine zukünftige Entwicklung nicht berücksichtigt. In GS 20 wurde eine Parametervariation mit einem unrealistisch hohen Wert für die Durchlässigkeit der Schachtabdichtung durchgeführt, die auch deutliche Auswirkungen auf die hydrostatische Druckverteilung zeigt, die Auswirkungen dieser Abweichung vom Referenzwert wurden allerdings im Planfeststellungsverfahren nicht bewertet.

Im Folgenden wird die zukünftige Entwicklung der Permeabilität des Schachtverschlusses qualitativ bewertet. Dieser Bewertung liegt folgender Gedanke zu Grunde: Die in den Rechnungen einfließende integrale (querschnittsgemittelte) Permeabilität der Schächte und Bohrungen setzt sich aus zwei Anteilen zusammen; zum einen der Permeabilität des geotechnischen Verschlussbauwerks und zum anderen der Permeabilität der Auflockerungszone (ALZ), die im umliegenden Gestein vorliegt. Während die Permeabilität des Verschlussbauwerks durch zukünftige Einwirkungen beeinträchtigt werden kann, ist demgegenüber für die Auflockerungszone anzunehmen, dass diese sich mit der Zeit verschließt und sich deren Permeabilität verringert. Diese beiden gegenläufigen Veränderungen werden miteinander verglichen.

Die Diskussion wird im Folgenden am Beispiel des Schachts durchgeführt, da dieser den größten Querschnitt und somit auch die höchste Transmissivität der zu betrachtenden, mit geotechnischen Maßnahmen abgedichteten, potenziellen Wegsamkeiten besitzt. Damit sind auch die zu erwartenden Auswirkungen auf die Grundwasserströmung und den Transport durch den Schacht am Größten.

Die integrale Transmissivität des Schacht Konrad 1, die durch den Schachtverschluss und die Auflockerungszone bedingt wird, beträgt nach Untersuchungen und Abschätzungen in EU 438 je nach Mächtigkeit der ALZ $2,0 \cdot 10^{-7} \text{ m}^3/\text{s}$ bis $2,2 \cdot 10^{-6} \text{ m}^3/\text{s}$, bei einer Mächtigkeit der ALZ von 4,5 bzw. 10 Metern (Abbildung D-7.5). Der höhere der beiden Werte wurde in den Rechnungen zu Grunde gelegt. Die Transmissivität des geotechnischen Abdichtbauwerks dagegen liegt mit $0,8 \cdot 10^{-8} \text{ m}^3/\text{s}$ mindestens einen Faktor 200 unterhalb jener der ALZ. Daraus ergibt sich, wie auch in EU 438 festgestellt wird, dass die integrale Transmissivität des Schachtes hauptsächlich durch ALZ bestimmt wird.

Für die ALZ kann nach Stand von Wissenschaft und Technik davon ausgegangen werden, dass sich deren Durchlässigkeit durch die für Tongesteine übliche Selbstheilung (siehe z. B. Review in NEA 2010) mit der Zeit verringert, nachdem sich der Gebirgsdruck auf die ALZ wieder aufgebaut hat. Experimentelle Untersuchungen zeigen z.B. einen Rückgang der Permeabilität in der ALZ von Werten größer als 10^{-14} m^2 auf Werte geringer als 10^{-18} m^2 (siehe Abbildung 2.20 in Zhang et al 2008). Es wird darauf hingewiesen, dass diese Selbstheilungsvorgänge unter realen Bedingungen sehr viel länger dauern, als dies in den Laborexperimenten der Fall ist. Der Zeitraum bis zu zukünftigen Einwirkungen in Folge einer Kaltzeit ist aber in jedem Fall genügend lang, so dass die Permeabilität der ALZ auf Werte des ungestörten Tonsteins und somit die integrale Transmissivität des Schachtes auf den Wert der Transmissivität des geotechnischen Verschlussbauwerks zurückgehen sollte.

Aus den vorliegenden geologischen Gegebenheiten lässt sich schließen, dass die Einwirkung der zukünftigen Kaltzeit auf die Tonsteine der Unterkreide selbst nicht relevant sein sollte (siehe auch Nummer 3.2). Es sind also nur Auswirkungen auf das geotechnische Verschlussbauwerk zu betrachten. Es wird hier als unwahrscheinlich angesehen, dass die Durchlässigkeit des geotechnischen Verschlussbauwerks durch diese zukünftigen kaltzeitlichen Einwirkungen um mehr als drei Größenordnungen zunehmen wird. Es ist daher zu erwarten, dass die integrale Transmissivität des Schachts auch in der Zukunft unterhalb jenes Werts bleiben wird, der in den Rechnungen zur Untersuchung der Auswirkungen berücksichtigt wurde. Daher werden weitere Untersuchungen für nicht notwendig betrachtet.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Einfluss des Deltas die Sicherheitsaussage ist nach Expertenmeinung nicht signifikant, keine Überarbeitung notwendig

Literatur:

NEA (2010): Bock, H., Dehandschutter, B., Martin, C. D., Mazurek, M., de Haller, A., Skoczylas, F., Davy, C.: Self-sealing of Fractures in Argillaceous Formations in the Context of Geological Disposal of Radioactive Waste. Review and Synthesis. OECD-NEA Report 6184, Paris.

Zhang, C.-L., Rothfuchs, T., Dittrich, J., Müller, J. (2008): Investigations on Self-Sealing of Indurated Clay. GRS-230, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Braunschweig.

ANHANG E: Bewertungsformulare zum Themenbereich 4 Transport in der Geosphäre

Der Themenbereich umfasst 10 Bewertungsformulare auf 3 Ebenen. Die folgende Abbildung zeigt die hierarchische Struktur der Bewertungsformulare. Die einzelnen Bewertungsformulare werden auf den folgenden Seiten aufgeführt.

Anmerkung: In der Langzeitsicherheitsanalyse (EU 76.1) wird bezüglich möglicher Pfade der Grundwasserbewegung von Unterkreideszenario (bzw. Szenario Ia) und Oxfordszenario (bzw. Szenario Ib) gesprochen. Unter Szenarien wird heute eine abgeleitete zukünftige Entwicklung des Endlagersystems verstanden (siehe auch Kapitel 6.1.1). Zur Vermeidung von Missverständnissen werden daher im Folgenden abweichend von EU 76.1 die Begriffe Unterkreidepfad und Oxfordpfad verwendet.

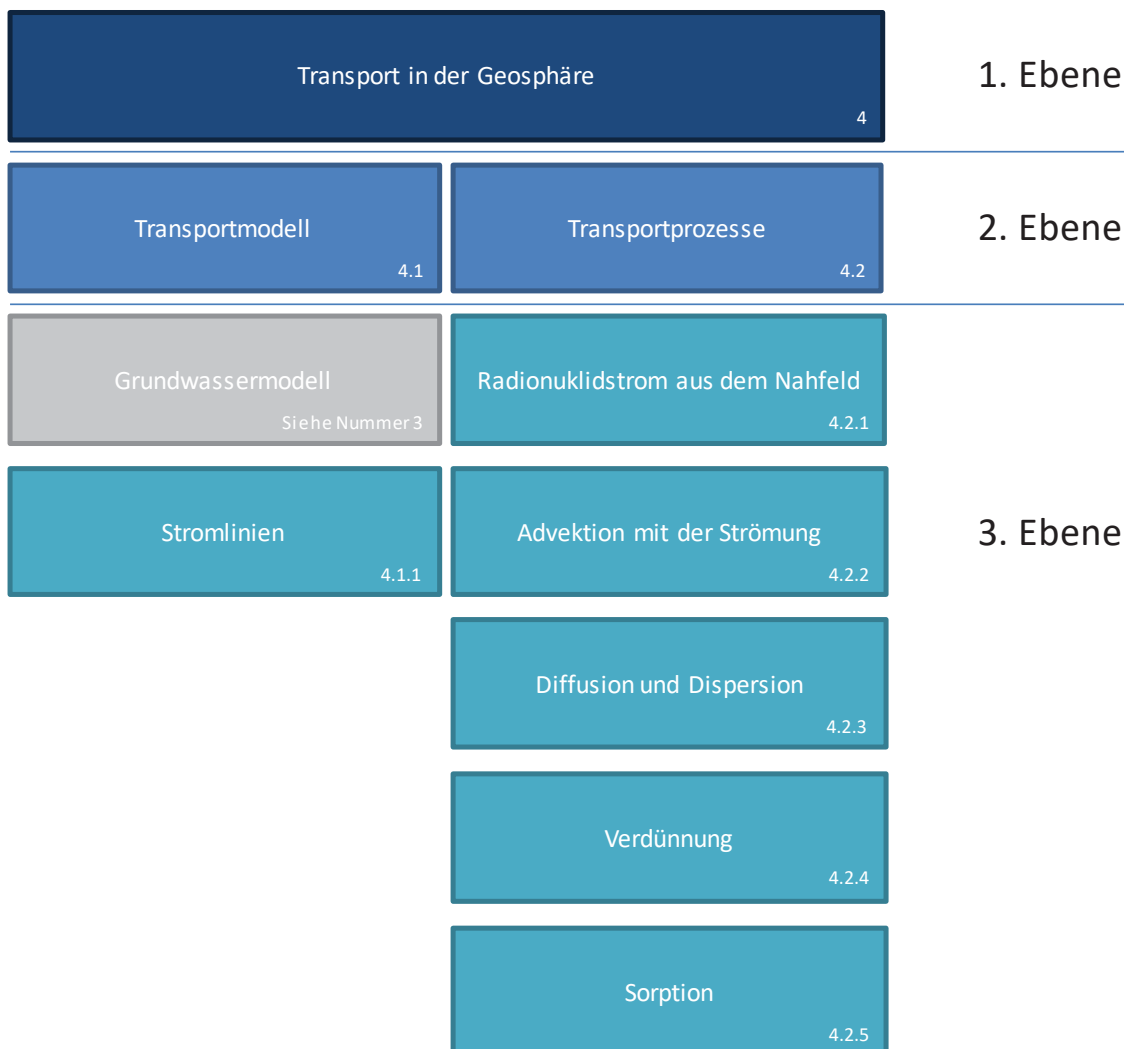


Abb. E.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Transport in der Geosphäre

Nummer:

4

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 2

Titel:

Transport in der Geosphäre

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 1

Unterstützende Dokumente: EU 076.1

Beschreibung der Aussagen:

In der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad erfolgt die Berechnung des Radionuklidtransports in der Geosphäre anhand eindimensionaler Modellrechnungen mit dem Rechenprogramm SWIFT. Der Einstrom von Radionukliden aus dem Grubengebäude in die Geosphäre (siehe 4.2.1) basiert auf den Berechnungen zur Mobilisierung und zum Transport der Radionuklide im Grubengebäude (siehe Nummer 2).

Dazu wurden die in den Modellrechnungen zu Grundwasserbewegung (siehe Nummer 3) ermittelten Stromlinien (siehe 4.1.1) mit den kürzesten Grundwasserlaufzeiten unter Berücksichtigung der durchlaufenen Schichteinheiten modelliert. Zur Berechnung der Transportvorgänge entlang des eindimensionalen Transportpfads wurden gemittelte Darcy-Geschwindigkeiten für die Grundwasserströmung zu Grunde gelegt (siehe 4.2.2). In den Transportrechnungen der Radionuklide wurden Diffusion und Dispersion (siehe 4.2.3) in Strömungsrichtung, sowie eine nuklidspezifische, konzentrationsabhängige Sorption berücksichtigt (siehe 4.2.5). Weiterhin wurde eine Konzentrationsverdünnung aufgrund von Zumischung aufsteigender Grundwässer sowie beim Übertritt in das Quartär ermittelt (siehe 4.2.4).

Ergebnisse der Berechnungen sind die Konzentrations-Zeitverläufe der Radionuklide im Grundwasser des quartären Grundwasserleiters, die die Basis für die Berechnung der Strahlenexposition in der Biosphäre darstellen.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Weitere Ebenen werden betrachtet

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒**Literatur:**

Nummer:

4.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 1

Titel:Transportmodell

Ursprungsdokument(e):Hauptdokument: EU 076.1

Beschreibung der Aussagen:

Basis des Transportmodells der Langzeitsicherheitsanalyse sind die Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung (siehe Nummer 3), aus denen per particle tracking Stromlinien ermittelt werden (siehe 4.1.1). Für die unterschiedlichen Varianten der Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung ergeben sich auch unterschiedliche Ausbreitungspfade. Entscheidend ist dabei vor allem die Durchlässigkeit der Unterkreidetone. Bei einer hohen Durchlässigkeit fließt das Wasser durch die Unterkreidetone vertikal nach oben, während es sich bei einer niedrigen Durchlässigkeit in horizontaler Richtung unterhalb der Unterkreidetone entweder im Oxford oder im Cornbrash bewegt. Dementsprechend werden aus zwei Varianten der Modellrechnungen der Grundwasserbewegung drei verschiedene Fließpfade identifiziert und als drei Ausbreitungsszenarien untersucht, die von Ia bis Ic nummeriert werden:

- Ia: Unterkreidepfad (aus Variante 1 der Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung mit hoher Durchlässigkeit der Unterkreide),
- Ib: Oxfordpfad (aus Variante 2 der Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung mit geringer Durchlässigkeit der Unterkreide) und
- Ic: Cornbrashpfad (aus Variante 2 der Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung mit geringer Durchlässigkeit der Unterkreide).

Für jedes der drei Szenarien werden jeweils die drei schnellsten per particle tracking ermittelten Fließpfade herangezogen und daraus das Mittel der Länge der Fließpfade für jede geologische Einheit gebildet. Entlang des Modellfließpfades wird dadurch ein 1D-Modell erstellt, das in den Weglängen und der Geologie den durchströmten Schichten entspricht. Die Querschnittsfläche des Modells wird aus dem Volumenstrom des Wassers und der mittleren Strömungsgeschwindigkeit entsprechend der Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung ermittelt.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
 - ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude
-

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Das in der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad verwendete Vorgehen, aus dem Modell zur Grundwasserbewegung per particle tracking bevorzugte Fließwege zu identifizieren und entlang dieser Fließwege ein 1D-Modell zur Berechnung des Radionuklidtransports zu erstellen ist Stand von Wissenschaft und Technik.

Details zur Vorgehensweise werden bei der Bestimmung der Stromlinien in der nächsten Ebene diskutiert (siehe 4.1.1).

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Weitere Ebenen werden betrachtet

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

4.1.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Stromlinien

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: GS 14, GS 20, GS 21, GS 38

Beschreibung der Aussagen:

Für jedes der drei Szenarien werden jeweils die drei schnellsten per particle tracking ermittelten Fließpfade (Stromlinien) herangezogen und daraus das Mittel der Länge der Fließpfade für jede geologische Einheit gebildet. Entlang des Modellfließpfades wird dadurch ein 1D-Modell erstellt, das in den Weglängen und der Geologie den durchströmten Schichten entspricht. Die ermittelten Fließpfade umfassen damit die folgenden geologischen Schichten:

- Ia: Unterkreidepfad: mittlere Weglängen in den geologischen Schichten
Oxford: 935 m, Kimmeridge: 150 m, Unterkreide, 405 m und Plänerkalke 2 330 m mit Laufzeiten von 430 000 Jahren bis über 1 Millionen Jahren
- Ib: Oxfordpfad: mittlere Weglängen in den geologischen Schichten
Oxford: 31 720 m und Kimmeridge 1 730 m mit Laufzeiten von 300 000 Jahren bis 1,1 Millionen Jahren
- Ic: Cornbrashpfad: Weglängen in den geologischen Schichten
Doggertone: 96 m, Cornbrash: 28 330 m, Oxford: 3 895 m, Kimmeridge: 1 730 m mit Laufzeit von 1,1 Millionen Jahren.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Das in der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad verwendete Vorgehen, aus dem Modell zur Grundwasserbewegung per particle tracking bevorzugte Fließwege zu identifizieren und entlang dieser Fließwege ein 1D-Modell zur Berechnung des Radionuklidtransports zu erstellen ist Stand von Wissenschaft und Technik.

Die Modellbildung durch Mittelung der Fließlängen von drei unterschiedlichen Fließpfaden ist deshalb möglich, weil sich die Fließpfade in den durchströmten geologischen Einheiten nur geringfügig unterscheiden. Da jeweils die drei Fließpfade mit den kürzesten Partikkelaufzeiten zur Modellbildung herangezogen werden, ist das Vorgehen bezüglich der Fließgeschwindigkeit der Lösung als konservativ zu betrachten.

Es gilt aber zu bedenken, dass der Fließpfad der konservativen (nicht-sorbierenden) Tracking-Partikel mit den kürzesten Fließzeiten nicht unbedingt der Pfad sein muss, der auch die kürzesten Transportzeiten für die sorbierenden Radionuklide aufweist. Grund dafür kann sein, dass die Sorption entlang der verschiedenen Fließpfade auf Grund unterschiedlicher durchströmter geologischer Einheiten ebenfalls eine deutlich

unterschiedliche Rückhaltung der Radionuklide bewirken kann. So kann theoretisch ein schneller und kurzer Strömungspfad sehr lange Transportzeiten aufweisen, falls die Rückhaltung durch Sorption an den durchströmten geologischen Einheiten hoch ist, während ein langer Strömungspfad vergleichsweise kürzere Transportzeiten aufweisen kann, wenn demgegenüber keine Sorption erfolgt.

Für das beim Endlager Konrad angewendete Vorgehen sprechen zwei Gründe: Erstens sind die ermittelten Strömungspfade innerhalb einer Variante sehr ähnlich und zweitens wird für das dosisbestimmende Radionuklid I-129 in den tiefliegenden geologischen Einheiten keine, bzw. nur eine geringe Sorption angenommen, so dass die Laufzeiten der Grundwasserströmung den Transport bestimmen. Für die Szenarien Ib und Ic erscheint das Vorgehen daher ausreichend.

Eine Ausnahme bilden die Plänerkalke, die im Unterkreidepfad (Ia) auf einer relativ langen Strecke durchströmt werden und für die gegenüber den anderen geologischen Schichten vergleichsweise hohe Sorptionswerte für das dosisbestimmende I-129 von bis zu 9 l/kg angenommen werden. Für diesen Ausbreitungspfad mit hoher Durchlässigkeit der Unterkreide könnten Ausbreitungswege mit einer längeren Grundwassertransportzeit, aber einem kürzeren Laufweg in den Plänerkalken bestimmend für den Radionuklidtransport sein. Die in EU 076.1 in den Abbildungen 5-7 und 7-3 dargestellten Stromlinien lassen darauf schließen, dass die Ausbreitungswege sehr ähnlich sind, allerdings ist die Zahl der dargestellten Stromlinien auch sehr gering.

Der Einfluss der Sorption mit einem Sorptionskoeffizienten K_D auf den Transport eines Schadstoffs lässt sich über den reziproken Retardationsfaktor R abschätzen, der das Verhältnis der Abstandsgeschwindigkeit u_{RN} des transportierten Schadstoffs zur jener des Wassers u angibt:

$$R = \frac{u}{u_{RN}} = 1 + \frac{1-n}{n} \rho K_D, \text{ (Formel 5-6 in EU 076.1)}$$

wobei n die Porosität und ρ die Dichte des Gesteins sind. Mit den Angaben in EU 076.1 für $n = 0,15$ (Tabelle 5-9), $\rho = 2\,600 \text{ kg/m}^3$ (Tabelle 7-4) und K_D für I-129 im Cenoman $= 9 \cdot 10^{-3} \text{ m}^3/\text{kg}$ (Tabelle 5-15) ergibt sich ein R im Cenoman von 133,6. Die Transportzeit von I-129 verzögert sich im Cenoman folglich um einen Faktor 134 und im Turon immerhin noch um einen Faktor 30 gegenüber der Strömung des Wassers. Die Transportzeit von I-129 auf dem Fließpfad im Unterkreidepfad wird daher nicht durch die lange Laufzeit des Wassers in den Unterkreidetönen, sondern durch die Transportzeit des I-129 in den Plänerkalken bestimmt, die von der Sorption beeinflusst wird (vergleiche Laufzeiten des Wassers in Tabelle 7-4). Aus diesem Grund ergibt sich auch die späte Ankunftszeit des Maximums für I-129 im oberflächennahen Grundwasser zu 3,7 Millionen Jahren (Tabelle 7-21) gegenüber einer Laufzeit des Wassers auf dem gesamten Fließpfad von nur 380 800 Jahren (Tabelle 7-4).

Sollte es also Fließwege des Grundwassers geben, die eine deutlich längere Laufzeit in anderen Gesteinsschichten, dafür aber eine kürzere Laufzeit in den Plänerkalken haben, die somit in die Mittelung bei der Bestimmung des 1D-Modells nicht mit eingeflossen sind, dann kann eventuell für diese Fließpfade mit einer deutlich früheren Ankunft des Maximums der Konzentration von I-129 im oberflächennahen Aquifer gerechnet werden.

Der tatsächliche Einfluss der Rückhaltung in den durchströmten geologischen Einheiten auf den Transport in einem heterogenen System kann nur dann realistisch bewertet werden, wenn die Berechnung des Transports mit dem selben Modell erfolgt wie die Berechnung der Grundwasserbewegung und dabei eine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wird. Eine Unsicherheitsanalyse mit einer großen Anzahl von Rechnungen für ein 3D-Transportmodell in der Geosphäre ist prinzipiell möglich, aber auf Grund der langen Rechenzeiten auch heute noch nicht Stand von Wissenschaft und Technik. Die Durchführung einer begrenzten Anzahl deterministischer Rechnungen zur Berechnung des Transports in einem 3D-Modell jedoch schon.

Dieser Ansatz wurde für den Gutachter durch das Battelle Institut mit dem Code CFEST verfolgt, wobei zumindest für einzelne Radionuklide der Transport in dem 3D-Modell betrachtet wurde, darunter auch das dosisbestimmende Radionuklid I-129. Eine vergleichende Übersicht der wichtigsten Ergebnisse wird in Tabelle 4-13 in GS 14 dargestellt. Vergleicht man die angegebenen Werte für das Maximum der I-129-Konzentration im oberflächennahen Grundwasser für den Unterkreidepfad, dann ergeben sich demnach in den Modellierungen mit CFEST Werte für die Laufzeit von I-129 von nur 400 000 Jahren, was sehr viel kürzer ist als die 3,7 Millionen Jahre in den Rechnungen der Langzeitsicherheitsanalyse mit SWIFT. Die Diskrepanz in der Laufzeit des Radionuklids I-129 zwischen den Modellrechnungen mit CFEST und jenen mit SWIFT in der Langzeitsicherheitsanalyse gibt einen Hinweis darauf, dass die Wahl der Stromlinien für den Unterkreidepfad in SWIFT tatsächlich zu nicht-konservativen, sondern zu übermäßig großen Ausbreitungsdauern führt.

Eine kürzere Laufzeit des I-129 würde in der Langzeitsicherheitsanalyse durch zwei Effekte auch zu einer höheren Konzentration im oberflächennahen Grundwasser führen; zum einen durch einen geringeren radioaktiven Zerfall und zum anderen durch eine geringere Aufweitung der Schadstoffverteilung. Der radioaktive Zerfall spielt wegen der großen Halbwertszeit von I-129 von 15,7 Millionen Jahren nur eine geringe Rolle und die Erhöhung der Schadstoffkonzentration bei einer Verkürzung der Transportzeit von 3,7 Millionen Jahren beträgt maximal 17 %. Die mögliche Erhöhung der Schadstoffkonzentration durch eine geringere Aufweitung der Schadstoffverteilung kann ohne Modellierung des Transports nicht ausreichend genau abgeschätzt werden.

Letztendlich fehlt in der Langzeitsicherheitsanalyse eine nachvollziehbare Begründung, bzw. ein Nachweis, dass der gewählte Fließpfad in dem 1D-Modell für den Unterkreidepfad tatsächlich zu der maximalen Strahlenexposition in der Biosphäre führt. Sollte ein anderer Fließpfad im Unterkreidepfad zu einer höheren Strahlenexposition in der Biosphäre führen, dann könnte prinzipiell der Unterkreidepfad auch eine höhere Strahlenexposition als der Oxfordpfad ergeben, das bisher die maximale Strahlenexposition für das Endlager Konrad aufweist.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich der Konservativität von Annahmen

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Für den Unterkreidepfad (Ia) ist aus Sicht der Bearbeiter die Konservativität der Wahl des gewählten Fließpfades für die Berechnungen des Radionuklidtransports mit einem 1D-Modell nicht nachgewiesen. Es sollten daher Untersuchungen durchgeführt werden, um entweder die Konservativität der Wahl des Fließpfades zu bestätigen, oder zu zeigen, dass selbst unter ungünstigen Bedingungen weiterhin der Oxfordpfad (Ib) zur maximalen Strahlenexposition für das Endlager Konrad führt und dass die potenziellen Konsequenzen des Unterkreidepfades auch unter anderen Annahmen unterhalb des Bewertungsmaßstabs bleiben. Mögliche alternative Schritte für die Betrachtungen sind:

- Durchführung von Transportrechnungen für das dosisrelevante Radionuklid I-129 mit dem bestehenden 1D-Modell unter Vernachlässigung der Sorption in den Plänerkalken. Mit diesen Rechnungen kann entweder bestätigt werden, dass der Unterkreidepfad auch unter ungünstigen Annahmen zu geringeren Radionuklidkonzentrationen als der Oxfordpfad führt oder zumindest, dass die potenziellen Konsequenzen des Unterkreidepfades auch unter anderen Annahmen unterhalb des Bewertungsmaßstabs bleiben, oder
- Durchführung von Transportrechnungen mit dem 3D-Modell die zeigen, dass das Maximum der Radionuklidkonzentration höher ist, als mit dem bestehenden 1D-Modell berechnet.

Der im zweiten Spiegelstrich alternativ angegebene Schritt für Betrachtungen entspricht im Prinzip den Betrachtungen, die durch den Gutachter in GS 38 und GS 21 mit dem Programm CFEST durchgeführt wurden.

Diese Untersuchungen mit CFEST-können jedoch beide nicht als Vergleichsrechnung für den Unterkreidepfad im Langzeitsicherheitsnachweis herangezogen werden. Der Grund ist zum einen, dass in beiden Untersuchungen der maximale Sorptionskoeffizient des Cenomans für die gesamte Oberkreide angesetzt wird, was unter Umständen zu geringe Konzentrationen im oberflächennahen Aquifer bewirken könnte (siehe auch Delta zu Nummer 4.2.5). Weiterhin sind die Transportrechnungen in GS 21 mit dem Störzonenmodell durchgeführt worden, welchem geringe Durchlässigkeiten für die Unterkreide und den Alb zu Grunde liegen, so dass die Ausbreitungspfade nicht mit jenen im Unterkreidepfad sondern eher mit jenen im Oxfordpfad der Sicherheitsanalyse vergleichbar sind.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

Nummer:

4.2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 5

Titel:Transportprozesse

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU 321, GS 26

Beschreibung der Aussagen:

Für die Berechnung des Transports von Radionukliden in der Geosphäre wurden in EU 076.1 folgende Prozesse berücksichtigt:

- der Einstrom der Radionuklide aus dem Nahfeld, i. e. dem Grubengebäude (4.2.1),
- der Transport der Radionuklide durch die advective Strömung des Grundwassers (4.2.2),
- der Transport der Radionuklide durch Diffusion und Dispersion (4.2.3),
- die Verzögerung des Transports durch Sorption der Radionuklide am Gestein (4.2.5) und
- der Zustrom von Grundwässern in den Fließpfad und somit eine Verdünnung der Radionuklidkonzentrationen (4.2.4).

Diese Transportprozesse werden auf der nächsten Ebene einzeln diskutiert.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
 - ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude
-

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die berücksichtigten Prozesse zum Transport von Radionukliden in gelöster Form werden in den Formularen der nächsten Ebene bewertet. Zwei Prozesse beim Radionuklidtransport in der Geosphäre werden in der Langzeitsicherheitsanalyse zum Endlager Konrad nicht betrachtet. Dies ist erstens der kolloidbeeinflusste Radionuklidtransport in der flüssigen Phase und zweitens der Transport von gasförmigen Radionukliden in der Gasphase.

Im Grundwasser vorhandene kolloidale Partikel, z. B. aus Huminstoffen gebildete Humin-Kolloide, können Schadstoffe anlagern und somit als Träger für Radionuklide fungieren. Sowohl in Laborexperimenten an Grundwasser-Sediment-Systemen als auch bei Beobachtungen in großflächigen Systemen wurde festgestellt, dass die in natürlichen Grundwässern vorkommenden Kolloide den Transport von bestimmten Schadstoffkationen, u. a. von Actiniden, entscheidend beeinflussen können. So wurde z. B. auf dem Gelände der Los Alamos Laboratories in New Mexico eine Migration von Americium und Plutonium über mehrere Kilometer beobachtet, obwohl die in Laborversuchen ermittelten Rückhalteparameter nur eine Migration von wenigen Metern postulierten (Penrose et al 1990). Die Berücksichtigung des durch Kolloide beeinflussten Radionuklidtransport ist als Stand von Wissenschaft und Technik anzusehen (z. B. Reimus et al. 2016). In der Geosphäre wird eine starke Sorption für die Aktiniden angenommen. Der Einfluss von Kolloiden auf den Transport der sorbierenden Radionuklide kann ohne zusätzliche Untersuchungen nicht abgeschätzt werden. Daher werden weitere Untersuchungen empfohlen.

Das Delta zum kolloidbeeinflussten Radionuklidtransport wurde bereits bei der Analyse des Transports im Grubengebäude identifiziert.

Das Delta zum Transport von gasförmigen Radionukliden in der Gasphase wurde bereits bei der Analyse des Transports im Grubengebäude identifiziert. Da eine Freisetzung von Radionukliden in der Gasphase aus dem Grubengebäude in die Geosphäre möglich ist, sind deren Transport in der Geosphäre und potenzielle Konsequenzen zu bewerten.

Es wurden in EU 321 und GS 26 Untersuchungen zur Gasausbreitung im Grubengebäude und in den umgebenden Gesteinsschichten durchgeführt. Ziel dieser Berechnungen war es jedoch nicht, die Ausbreitung gasförmiger Radionuklide, sondern die Auswirkungen der Gasausbreitung auf den Lösungs-transport zu bewerten. Die verwendeten Modelle sind bezüglich der betrachteten Höhe räumlich zu klein und die durchgeführten Modellrechnungen zeitlich zu kurz, als dass sie nachträglich für eine Bewertung der Konsequenzen der Gasausbreitung auf den Radionuklidtransport herangezogen werden können. Dies lässt sich aus dem Vergleich der Abbildungen 4.7 und 4.8 in EU 321 mit den Modellergebnissen für 1 000 und 5 000 Jahre ablesen. Diese zeigen, dass die Gasausbreitung in dem das Endlager umgebenden Gestein bis 5 000 Jahre fortschreitet. Ergebnisse für spätere Zeiten sind nicht dargestellt. Die Entsättigung des Porenraums im Kimmeridge nimmt von 1 000 auf 5 000 Jahre noch deutlich zu, und die Sättigung im Porenraum des Kimmeridge nimmt an der Oberkante des Modells nach 5 000 Jahren in einem größeren Bereich auf unter 90 % ab, was einen wesentlichen Effekt darstellt. Aus der Asymmetrie der Ausbreitungsfahne ist der fortschreitende Einfluss der advektiven Strömung in horizontaler Richtung zu erkennen. Die Gasausbreitung befindet sich folglich zum Zeitpunkt des Modellendes noch nicht im Gleichgewicht.

Die Wahl der Randbedingung eines undurchlässigen Rands an der Oberkante des Modells wird in EU 321 zwar begründet „*Als obere und untere Modellgrenzen werden die Schichtgrenzen zu den sehr undurchlässigen Schichten im Hangenden (Basis Unterkreide) und im Liegenden (Obergrenze Dogger) gewählt. Dies erlaubt, diese Grenzen als undurchlässig anzunehmen.*“ (Seite 12), aber auch gleichzeitig in Frage gestellt „*In Wirklichkeit ist die Grenze zur Unterkreide nicht undurchlässig.*“ (Seite 19). Die Gasbewegung erfolgt erst vertikal bis zur Oberkante des Modells, bevor es sich danach horizontal ausbreitet „*Das freigesetzte Gas strömt senkrecht nach oben zur oberen Modellgrenze und baut dort eine Gasblase auf, welche sich laufend ausdehnt und Wasser verdrängt.*“ (Seite 25). Dies legt nahe, dass die weitere Ausbreitung der Gase ab dem Moment, an dem das Gas an die Modellgrenze an der Oberkante des Kimmeridge stößt, auf Grund dieses Modells nicht bewertet werden kann. Bezüglich der in EU 321 primär untersuchten Frage zur Verdrängung von Wasser im Oxford ist das Vorgehen aber konservativ.

Zwei mögliche Varianten für die weitere Gasausbreitung sind plausibel: Zum einen, dass das Gas in die Schichten im Hangenden des Kimmeridge eindringt und weiter vertikal aufsteigt, oder dass auf Grund eines hohen Gaseindringdrucks der geringpermeablen Unterkreidetone diese als eine Art Sperrschicht wirken und sich die Gase an der Unterseite der Unterkreidetone in horizontaler Richtung ausbreiten. Entscheidend für den Transportweg sind die Druckverhältnisse an der Oberkante des Kimmeridge mit den Werten für den Gaseindringdruck, dem hydrostatischen Druck des Porenwassers und dem Gasdruck. Während der Gasdruck über die Höhe des Kimmeridge laut der Ergebnisse in EU 321 gegenüber jenem im Grubengebäude nahezu gleich bleibt (Abbildung 4-4) nimmt der hydraulische Druck entsprechend der Höhe der Wassersäule ab, was den Gasaufstieg unterstützt. Eine Bewertung der weiteren Gasausbreitung kann durch die Bearbeiter allein auf der Basis der dargestellten Ergebnisse in den vorliegenden Unterlagen nicht durchgeführt werden.

Falls das Gas nicht in die Unterkreide eindringt, dann ist zu erwarten, dass der Transport radioaktiver Gase entweder in der Gasphase oder nach Wiederauflösung in der flüssigen Phase ähnlich langsam und auf ähnlichem Weg erfolgt wie die Grundwasserströmung im Oxfordpfad und somit C-14 durch den radioaktiven Zerfall entlang des Transportwegs keine Rolle für die Strahlenexposition in der Biosphäre spielen kann. Eine

Auswirkung des C-14 ist nur dann zu erwarten, falls es einen schnellen Transportweg in vertikaler Richtung durch die Unterkreide gibt.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Es wird erstens empfohlen Untersuchungen zum Einfluss von Kolloiden auf den Radionuklidtransport in Lösung durchzuführen. Mögliche Schritte für die weiteren Untersuchungen sind:

- Betrachtungen bezüglich der zu erwartenden Kolloidarten und -konzentrationen im Aquifer und Zusammenstellung der transportrelevanten Parameter.
- Durchführung von Transportrechnungen für die durch die Kolloiden beeinflussten Radionuklide mit dem bestehenden 1D-Modell unter Berücksichtigung des Kolloidtransports.

Zweitens wird empfohlen, Betrachtungen zur Ausbreitung von gasförmigen Radionukliden in der Geosphäre durchzuführen und mögliche Konsequenzen abzuschätzen. Es wird erwartet, dass sich die Betrachtungen auf die Freisetzung von C-14 beschränken können (siehe auch Fußnote im Textteil des Berichts auf Seite 71). Erfahrungsgemäß haben andere gasförmige Radionuklide zu geringe Halbwertszeiten oder sind in zu geringen Mengen vorhanden, als dass sie zu potenziellen Konsequenzen führen.

Eine Ableitung der potenziellen Konsequenzen, die ein mit der Gasfreisetzung möglicherweise verbundener Radionuklidtransport haben könnte, lässt sich aus den beiden Studien EU 321 und GS 26 nicht durchführen, da zum einen der Zeitraum der präsentierten Ergebnisse mit maximal 5 000 Jahren zu kurz und zum anderen der auf das Oxford und das Kimmeridge begrenzte betrachtete Modellbereich zu klein sind. Dies zeigt sich darin, dass die in EU 321 berechnete Gasausbreitung schnell die Modellgrenze erreicht und zum Ende der dargestellten Ergebnisse noch kein stationärer Zustand erreicht wurde (s.o.). Zusätzliche Untersuchungen werden daher als erforderlich erachtet. Mögliche alternative Schritte für die weiteren Betrachtungen zur Gasausbreitung sind:

- Konservative Abschätzung der potenziellen Konsequenzen aus der Ausbreitung von radioaktiven Gasen ohne die Durchführung von numerischen Rechnungen. Dabei können unter Umständen durch die Berücksichtigung der Wiederauflösung und Verdünnung radioaktiver Gase im Porenwasser der umliegenden Gesteinsschichten relevante Konsequenzen der Ausbreitung von radioaktiven Gasen ausgeschlossen werden.
- Durchführung von numerischen Modellrechnungen mit einem 2-Phasen-Transportprogramm ähnlich derer in EU 321 und GS 26, aber unter Berücksichtigung eines größeren Modellgebiets und eines längeren Zeitraums. Dabei sind insbesondere die Schichten im Hangenden des Kimmeridge mit in die Rechnungen mit einzubeziehen.
- In diesem Fall sind für die zusätzlich zu betrachtenden Gesteinsschichten die Modellparameter für den Zweiphasenfluss zu definieren, da diese im Verfahren bisher nicht vorliegen.

Falls relevante Konsequenzen durch konservative Abschätzungen ausgeschlossen werden können, dann sind zusätzliche numerische Untersuchungen nicht notwendig. Unter Umständen ist ein iteratives Vorgehen aus konservativen Abschätzungen und vereinfachten numerischen Modellrechnungen hilfreich.

Die Schritte zur Bewertung der Ausbreitung von radioaktiven Gasen in der Geosphäre sind direkt verknüpft mit dem identifizierten Delta aus Punkt 2.3 zur Abschätzung des Quellterms radioaktiver Gase im Grubengebäude.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

Penrose, R.; Polzer, W. L.; Essington, E. H.; Nelson, D. M.; Orlandini, K. A. (1990): Mobility of Plutonium and Americium through a Shallow Aquifer in a Semiarid Region. *Environ. Sci. Technol.*, 24, No. 2, 228-234.

Reimus, P. W.; Zavarin, M.; Wang, Y. (2016): Colloid-Facilitated Radionuclide Transport: Current State of Knowledge from a Nuclear Waste Repository Risk Assessment Perspective. Los Alamos National Laboratory, Lawrence Livermore National Laboratory, Sandia National Laboratories, FCRD-UFD-2016-000446, LA-UR-16-26638.

Nummer:

4.2.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Radionuklidstrom aus dem Nahfeld

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Beschreibung der Aussagen:

Der Einstrom von Radionukliden aus dem Grubengebäude in die Geosphäre basiert auf den Berechnungen zur Mobilisierung und zum Transport der Radionuklide im Grubengebäude (siehe Nummer 2). Die Freisetzung der Radionuklide aus dem Grubengebäude wird nicht direkt aus den errechneten Freisetzungsverläufen übernommen, sondern vereinfacht dargestellt.

Für I-129 wurden Ausbreitungsrechnungen für den Unterkreidepfad mit einer konstanten Freisetzung über 500 Jahre und über 50 000 Jahre durchgeführt. Es ergab sich in beiden Fällen zum gleichen Zeitpunkt dieselbe maximale Radionuklidkonzentration am Modellende. Daher ist eine genaue Modellierung des Freisetzungsverlaufs der Spaltprodukte nicht erforderlich. In den Modellrechnungen zum Radionuklidtransport in der Geosphäre wird das Inventar in 10 000 Jahren mit einer konstanten Rate freigesetzt.

Die Aktivitätsfreisetzung der Aktiniden und Zerfallsprodukte dauert sehr viel länger als 10 000 Jahre. Deshalb wurde der Quellterm für die Ausbreitungsrechnung genauer modelliert. Die Aktivitätsfreisetzung erfolgt in fünf Zeitabschnitten mit jeweils einer konstanten Rate. Die in jedem der Zeitschritte freigesetzte Menge wird linear interpoliert.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Nach dem Stand von Wissenschaft und Technik sind die durchgeführten Vereinfachungen bei der Berücksichtigung des Radionuklidstroms aus dem Grubengebäude nicht notwendig. Zur Zeit der Durchführung der Langzeitsicherheitsanalyse wurden sie vermutlich getroffen, um den Aufwand bei den Berechnungen zu verringern. Die Variationsrechnung zur Untersuchung der Auswirkung der Freisetzungsdauer auf die Strahlenexposition in der Biosphäre ist schlecht gewählt, weil der Unterkreidepfad für I-129 sehr lange Transportzeiten aufweist. Besser wäre eine Untersuchung für den Oxfordpfad gewesen.

Selbst bei genaueren Betrachtung der Freisetzungsraten der Radionuklide und deren Transport im Grubengebäude ist jedoch kein signifikanter Einfluss auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre zu erwarten, weil die Zeitdauern der Vorgänge im Grubengebäude kurz sind, im Vergleich mit den Transportzeiten in der Geosphäre. Das Vorgehen wird daher als ausreichend und gerechtfertigt bewertet.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

4.2.2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Advektion mit der Strömung

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Beschreibung der Aussagen:

Aus den für die Fließpfade berechneten Laufzeiten und Weglängen ergeben sich für jede betrachtete Schicht mittlere Abstands- und Darcy-Geschwindigkeiten. Zur Ermittlung der Eingangsdaten für das Modell sind dabei Mittelwerte über die Weglängen und Laufzeiten gebildet worden.

Im verwendeten Programm SWIFT können keine unterschiedlichen Darcy-Geschwindigkeiten entlang des Transportwegs berücksichtigt werden. Um dieses Problem zu umgehen, wird in der Langzeitsicherheitsanalyse im Unterkreidepfad der Oxford als Referenz betrachtet und die Darcy-Geschwindigkeit in dieser Schicht korrekt angesetzt. Die abweichenden Geschwindigkeiten in den anderen durchströmten Schichten werden durch einen Faktor entsprechend den Geschwindigkeitsverhältnissen berücksichtigt, mit dem die Retardationsfaktoren multipliziert werden. Die so veränderte Retardation wirkt sich auf die Radionuklid Ausbreitung genauso aus wie unterschiedliche Darcy-Geschwindigkeiten. Im Oxfordpfad wird demgegenüber nicht der Retardationsfaktor, sondern die Porosität im Kimmeridge angepasst, um die unterschiedlichen Darcy-Geschwindigkeiten abzubilden.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

In der Langzeitsicherheitsanalyse werden die unterschiedlichen Darcy-Geschwindigkeiten durch die Veränderung des Retardationsfaktors bzw. der Porosität abgebildet. Das Vorgehen ist den Einschränkungen des eingesetzten Transportprogramms geschuldet und entspricht nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik. Bei der Verwendung eines aktuellen Transportprogramms könnten die Darcy-Geschwindigkeiten in entsprechender Weise in den Rechnungen berücksichtigt werden.

Für die Advektion mit der Strömung ist die in der Langzeitsicherheitsanalyse getroffene Feststellung korrekt, dass die durchgeführten Anpassungen der Parameterwerte für den Retardationsfaktor und die Porosität zu einem gleichen Ergebnis führen, wie bei einer Betrachtung unterschiedlicher Darcy-Geschwindigkeiten. Deshalb wird das Vorgehen an dieser Stelle für die Advektion mit der Strömung als akzeptabel angesehen und kein Delta im Hinblick auf einen Einfluss auf die Sicherheitsaussage identifiziert. Das Vorgehen beeinflusst allerdings auch indirekt andere Transportvorgänge, insbesondere die Diffusion (siehe 4.2.3). Die Konsequenzen daraus werden dort diskutiert.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Aussage ist mit dieser Ebene ausreichend belegt

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

4.2.3

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Diffusion und Dispersion

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: GS 21, GS 38

Beschreibung der Aussagen:

Der Radionuklidtransport entlang der Ausbreitungspfade wird in der Langzeitsicherheitsanalyse unter Berücksichtigung der Diffusion und der longitudinalen Dispersion modelliert. Für die Dispersion wurden im Unterkreidepfad eine Dispersionslänge von 30 m und im Oxfordpfad von 200 m berücksichtigt. Für die Diffusion wurde auf Grund einer fehlenden Datenbasis ein einheitlicher Wert für den Diffusionskoeffizienten von 10^{-11} m/s für alle Gesteine und alle Nuklide verwendet.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die in der Langzeitsicherheitsanalyse berücksichtigten Dispersionslängen sind plausibel. Der verwendete Diffusionskoeffizient ist vergleichsweise gering. Da es sich aber bei dem verwendeten Wert aber offensichtlich um einen effektiven Diffusionskoeffizienten handelt, der sich aus dem Produkt des Diffusionskoeffizienten mit der Porosität der Gesteine ergibt, erscheint der verwendete Wert auf Grund der geringen Porosität der Gesteine (2 % im Oxford) akzeptabel.

Zur Berücksichtigung der variablen Advektion entlang des Transportwegs wurde im Unterkreidepfad der Retardationsfaktor für die Sorption in den unterschiedlichen Gesteinsschichten verändert. Der Retardationsfaktor wirkt sich allerdings nicht nur auf die Advektion, sondern in gleicher Weise auf die Diffusion aus. In Schichten in denen eine höhere Darcy-Geschwindigkeit als im Oxford besteht, wird der Retardationsfaktor verringert, was letztendlich zu einer schnelleren Diffusion führt. Dieser Fall ist als konservativ zu bewerten und bezüglich der Auswirkungen auf die Sicherheitsaussage unkritisch. Im umgekehrten Fall, falls eine geringere Darcy-Geschwindigkeit in einer Schicht als im Oxford besteht, dann wird der Retardationsfaktor erhöht und damit auch die Diffusion in entsprechender Weise verlangsamt. Diese Abweichung ist insbesondere dann problematisch, falls die Advektion so gering ist, dass durch die Diffusion ein wesentlicher Anteil am Radionuklidtransport zu erwarten ist. Dies ist im Unterkreidepfad möglicherweise der Fall.

Wenn das Oxford im Unterkreidepfad als Referenz angenommen wird und folglich in den anderen Schichten der Retardationsfaktor für die Sorption geändert wird, dann ist zu erwarten, dass die Diffusionsgeschwindigkeit in den Unterkreidetonen entsprechend dem Verhältnis der Darcy-Geschwindigkeiten (Tabelle 7-1) um einen Faktor 18 unterschätzt wird. Da weiterhin zu erwarten ist, dass auf Grund der geringen Strömungsgeschwindigkeit des Wassers in den Unterkreidetonen die Diffusion möglicherweise einen relevanten Anteil am Radionuklidtransport hat, dann ist dieses Vorgehen ohne eine quantitative Überprüfung der Auswirkungen nicht angebracht.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert

Delta bezüglich der Konservativität von Annahmen

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Für den Unterkreidepfad wird die Radionuklidausbreitung durch die Diffusion in den Unterkreidetonen unterschätzt. Es ist nicht ohne weitere Betrachtungen abzuschätzen, ob dieses Delta zu einer signifikanten Abweichung der Radionuklidkonzentrationen im oberflächennahen Aquifer und somit der potenziellen Strahlenexposition in der Biosphäre führt. Mögliche alternative Schritte für die weiteren Betrachtungen zum Unterkreidepfad sind:

- Durchführung von Transportrechnungen für das dosisrelevante Radionuklid I-129 mit dem bestehenden 1D-Modell unter Verwendung eines Diffusionskoeffizienten, dessen Wert so gewählt wird, dass in den Unterkreidetonen ein realistischer Wert für den Diffusionskoeffizienten zu Grunde liegt. Für die anderen hydrogeologischen Einheiten würde dies eine Überschätzung der Diffusion zur Folge haben, oder
- Durchführung von Transportrechnungen für das dosisrelevante Radionuklid I-129 mit einem 1D-Modell nach Stand von Wissenschaft und Technik, so dass die Advektion, Diffusion und Retardation in allen hydrogeologischen Einheiten unabhängig voneinander gewählt werden können, oder
- Durchführung von Transportrechnungen mit einem 3D-Modell nach Stand von Wissenschaft und Technik, die zeigen, dass das Maximum der Radionuklidkonzentration niedriger ist, als mit dem bestehenden 1D-Modell berechnet.

Der im dritten Spiegelstrich alternativ angegebene Schritt für Betrachtungen entspricht im Prinzip den Betrachtungen, die durch den Gutachter in GS 38 und GS 21 mit dem Programm CFEST durchgeführt wurden. Dabei gilt hier dasselbe, was schon unter Punkt 4.1.1 beschrieben wurde: Die Untersuchungen mit CFEST können nicht als Vergleichsrechnung für den Unterkreidepfad im Langzeitsicherheitsnachweis herangezogen werden, da in beiden Transportrechnungen der Sorptionskoeffizient in der Oberkreide zu hoch angesetzt wird und zusätzlich die Rechnungen in GS 21 mit dem Störzonenmodell durchgeführt wurden, welchem Parameter zu Grunde liegen, die eher mit jenen für den Oxfordpfad der Sicherheitsanalyse vergleichbar sind.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

Nummer:

4.2.4

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Verdünnung

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 76.1

Unterstützende Dokumente: GS 21, GS 14

Beschreibung der Aussagen:

Die Grundwasserbewegung im oberflächennahen Grundwasser wurde nicht durch Stromlinien verfolgt, weil das zugrundeliegende Grundwassermodell bezüglich des Quartärs zu wenig detailliert und die Grundwasserbewegung so schnell ist, dass die Berechnung des Transports nicht fein genug aufgelöst vorgenommen werden konnte. Zur Berücksichtigung der Vorgänge im Quartär wird ein Verdünnungsfaktor von 10 für die aus den Ausbreitungsrechnungen resultierenden Radionuklidkonzentrationen abgeleitet.

Durch weitere zusätzliche Verdünnungsfaktoren wurde im eindimensionalen Modell der laterale Zu- und Abfluss von Wässern aus anderen Schichten entlang des Transportwegs abgebildet:

- Für den Unterkreidepfad wird keine weitere Verdünnung angenommen.
- Für den Oxfordpfad wird entlang des Fließweges im Oxford eine Verdünnung angenommen, die durch einen Zustrom von Wässern aus dem Liegenden (Dogger) verursacht wird. Dieselbe Wassermenge wird laut den Aussagen auch wieder in die hangenden Schichten (Kimmeridge) abgegeben. Der sich dadurch ergebende Verdünnungsfaktor wird auf Grund einer Mengenbilanz auf einen Wert von 7 festgelegt.
- Für das Cornbrashpfad wird ein zusätzlicher Verdünnungsfaktor von 135 angesetzt, der sich aus der Vermischung des aus dem Grubengebäude austretenden kontaminierten Wassers mit dem Wasser des Cornbrash (Faktor 22,5) und dem Zustrom von Wässern aus dem Liegenden des Cornbrash entlang des Transportwegs (Faktor 6) zusammensetzt.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die Verwendung von Verdünnungsfaktoren bei der Ableitung eines 1D-Transportmodells aus einem 3D-Strömungsmodell ist Stand von Wissenschaft und Technik. Eine direkte Ableitung der Verdünnungsfaktoren war in der Langzeitsicherheitsanalyse auf Grund der geringen Auflösung des Strömungsmodells und eines fehlenden vergleichenden 3D-Transportmodells offensichtlich nicht in allen Fällen möglich, sondern die Verdünnungsfaktoren wurden aus Abschätzungen abgeleitet. Hier ist nach Stand von Wissenschaft und Technik der direkte Vergleich von Ergebnissen aus einem 3D-Transportmodell mit jenen des vereinfachten 1D-Transportmodells angebracht.

Die Werte für die Verdünnung der Radionuklide im oberflächennahen Wasser werden in der Langzeitsicherheitsanalyse detailliert und nachvollziehbar hergeleitet. Das Vorgehen wird daher als ausreichend begründet bewertet.

Für den Unterkreidepfad wird keine weitere Verdünnung angenommen. Dieses Vorgehen ist als konservativ anzusehen.

Die Ableitung der Verdünnungsfaktoren durch den Zustrom aus dem Liegenden in den Szenarien Ib und Ic ist aus den Angaben in EU 076.1 nicht nachvollziehbar. Im Oxfordpfad wird weiterhin angenommen, dass 86 % der Radionuklide entlang des Transportwegs in das Kimmeridge im Hangenden übergehen. Der Verbleib dieser Radionuklide und mögliche Konsequenzen werden in der Langzeitsicherheitsanalyse nicht weiter diskutiert. Dieses Vorgehen ist in den Unterlagen nicht ausreichend gerechtfertigt und müsste prinzipiell durch Variationsrechnungen in den Auswirkungen betrachtet werden.

In GS 21 wurden durch das Battelle Institut für den Gutachter mit dem Code CFEST zumindest für einzelne Radionuklide, wie auch das dosisbestimmende Radionuklid I-129, Transportrechnungen mit einem 3D-Transportmodell durchgeführt. Diese Rechnungen können auf Grund des unterschiedlichen Modells zwar nicht direkt zur Ableitung der Verdünnungsfaktoren in der Langzeitsicherheitsanalyse herangezogen werden, die dabei im Ergebnis berechneten Konzentrationen der Radionuklide im oberflächennahen Grundwasser können jedoch als Hinweis auf die Plausibilität der getroffenen Annahmen dienen. Ein Vergleich der Ergebnisse beider Modellrechnungen für den Oxfordpfad zeigt, dass die errechneten maximalen Konzentrationen für I-129 im oberflächennahen Grundwasser im 3D-Modell um mehr als zwei Größenordnungen niedriger sind als in der Langzeitsicherheitsanalyse. Dies lässt darauf schließen, dass der Verdünnungsfaktor in der Langzeitsicherheitsanalyse im Oxfordpfad eher konservativ angesetzt ist. Für den Cornbrashpfad ist keine direkt vergleichbare Auswertung der Rechnung aus dem 3D-Transportmodell vorhanden. Da aber im 3D-Transportmodell offenbar kein Maximum der Radionuklidkonzentration auf Grund dieses Transportpfads zu beobachten ist, bestätigt dies indirekt die Annahme, dass der Ausbreitungsweg im Cornbrashpfad vernachlässigbar gegenüber jenem in Ib ist.

Auf Grund des Vergleichs der Ergebnisse der Langzeitsicherheitsanalyse mit jenen der durch den Gutachter erstellten Rechnungen mit dem 3D-Transportmodell werden die in der Langzeitsicherheitsanalyse berücksichtigten Verdünnungsfaktoren als ausreichend abgesichert angesehen und es werden keine weiteren Untersuchungen als notwendig bezüglich der Sicherheitsaussage angesehen.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

4.2.5

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Sorption

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 076.1

Unterstützende Dokumente: EU137.1, EU 113.4

Beschreibung der Aussagen:

Für die Rückhaltung der Radionuklide wird in der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad eine Gleichgewichtssorption nach der linearen Henry Isotherme betrachtet. Der Proportionalitätsfaktor dieser Isotherme, der Kd-Wert, wurde in einer großen Anzahl von Experimenten für verschiedene Elemente an standortspezifischen Gesteinen und Wässern mit standortspezifischer Hydrochemie abgeleitet. Dabei wurde eine Abhängigkeit vom Volumen/Masse-Verhältnis (Verdünnung) und von den aus dem Grubengebäude frei gesetzten Komplexbildnern berücksichtigt.

Eingehende standortspezifische Informationen:

Die Sorption im Deckgebirge berücksichtigt die potenzielle Freisetzung von Komplexbildnern aus dem Grubengebäude. Dementsprechend gilt für die Sorption im Deckgebirge die gleiche Anmerkung bezüglich der Komplexbildner, wie für das chemische Milieu im Grubengebäude (siehe Nummer 2.2.5). Durch die zu erwartende Verdünnung der Wässer im Deckgebirge ist die Abhängigkeit im Deckgebirge allerdings weniger ausgeprägt als im Grubengebäude.

- ☒ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die Datenlage der Sorptionskoeffizienten ist von Element zu Element und Gestein zu Gestein deutlich unterschiedlich. Bei der Vielzahl der zu berücksichtigenden Radionuklide und der großen Anzahl von unterschiedlichen Gesteinen im Modellgebiet ist eine umfassende Untersuchung der Sorption aller Radionuklide an allen Gesteinen weder zu erwarten, noch Stand von Wissenschaft und Technik. Eine Übertragung von Daten für die Sorptionsparameter von einem Radionuklid auf ein anderes anhand von Analogien bzw. eine konservative Abschätzung der Daten für die Sorptionsparameter ist üblich.

Die in der Langzeitsicherheitsanalyse verwendeten Sorptionskoeffizienten für die Aktiniden erscheinen realistisch. In Bezug auf die Sicherheitsaussage ist insbesondere die Berücksichtigung der Sorption für das dosisbestimmende Radionuklid I-129 relevant. Es wird im Oxford keine Sorption für I-129 angenommen. Dieses Vorgehen ist bezüglich der berechneten Schadstoffkonzentrationen im oberflächennahen Aquifer für den Oxfordpfad bezüglich der Sorption als konservativ anzusehen.

Im Unterkreidepfad werden vergleichsweise hohe Werte für den Sorptionskoeffizienten an den Gesteinen Cenoman von 0,009 m³/kg und im Turon von 0,002 m³/kg angesetzt. Beide Gesteine gehören zu den Plänerkalken der Oberkreide und werden auf einer Weglänge von 760 m bzw. 1 560 m durchströmt. Die diesen Werten zu Grunde liegenden Daten stammen offensichtlich aus Experimenten an jeweils nur einer repräsentativen Probe (EU 113.4, Tabelle 1). Entsprechend EU 125.8 (Tabelle 7) sind dies die Proben S1 und

S2, für die jeweils Batch-Versuche mit I-131 durchgeführt wurden. Diese Werte wurden ohne einen Sicherheitsabschlag direkt in der Langzeitsicherheitsanalyse übernommen. Die ebenfalls durchgeführten Durchfluss-Säulenversuche, wie auch die Diffusionsversuche weisen nicht so klar auf eine entsprechend hohe Sorption hin. Auch im internationalen Vergleich sind diese Werte als hoch anzusehen. Die „Generic Calcareous Rock Sorption Data Base“ in Bradbury et al. (2010) schlägt für die Sorption von I-129 an Kalkgesteinen einen Wert für den Sorptionskoeffizienten von 0 vor.

Schon eine geringe Sorption kann einen signifikanten Einfluss auf das Ergebnis der Transportrechnungen haben. Die im Cenoman und Turon angenommenen Werte für den Sorptionskoeffizienten sind für die Verzögerung der Transportzeit des I-129 gegenüber der Laufzeit des Grundwassers um einen Faktor von etwa 10 verantwortlich. Dieser Sachverhalt wurde im Prinzip bereits in 4.1.1 festgestellt.

Auf Grund der hohen Relevanz der Werte für das Ergebnis der Transportmodellierung erscheint die Datengrundlage für die Sorptionsparameter als nicht ausreichend belastbar. Insbesondere ist bei einer Bestimmung der Werte an nur einer Probe nicht in jedem Fall von einer Repräsentativität des bestimmten Werts für die Gesteine entlang des langen Transportwegs von 2 320 m in den betreffenden Gesteinen auszugehen. Auf Grund der hohen Relevanz der Sorptionsparameter wäre daher nach Stand von Wissenschaft und Technik eine Analyse der Auswirkung der Ungewissheit des Parameterwerts auf das Rechenergebnis angebracht. Diese wurde in der Langzeitsicherheitsanalyse nicht durchgeführt.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Der Einfluss der Ungewissheit der angenommenen Sorptionsparameter in den Schichten des Cenoman und Turon der Oberkreide auf die potenzielle Strahlenexposition in der Biosphäre sollte für den Unterkreidepfad überprüft werden. Eine Möglichkeit der Überprüfung wäre die Durchführung von deterministischen Rechnungen mit dem 1D-Modell unter Berücksichtigung niedrigerer Werte für die Sorption oder unter völliger Vernachlässigung der Sorption in der Oberkreide. Diese Empfehlung ist nahezu identisch mit dem ersten der beiden genannten alternativen Schritte bei den Empfehlungen zu Punkt 4.1.1.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

Bradbury, M.H.; Baeyens, B.; Thoenen, T.: Sorption Data Bases for Generic Swiss Argillaceous Rock Systems, Nagra NTB 09-03, Wettingen, 2010.

ANHANG F: Bewertungsformulare zum Themenbereich 5 Strahlenexposition

Der Themenbereich umfasst 2 Bewertungsformulare auf 2 Ebenen. Die folgende Abbildung zeigt die hierarchische Struktur der Bewertungsformulare. Die einzelnen Bewertungsformulare werden auf den folgenden Seiten aufgeführt.



Abb. F.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Strahlenexposition

Nummer:

5

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 1

Titel:

Strahlenexposition

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 1

Beschreibung der Aussagen:

Aufbauend auf Ergebnissen von Modellrechnungen zur Grundwasserbewegung, ist durch eindimensionale Rechnungen die Radionuklidausbreitung aus dem Grubengebäude auf den bevorzugten Ausbreitungswegen und die Radionuklidkonzentration im oberflächennahen Grundwasser berechnet worden (siehe Nummern 3 und 4). Einige Radionuklide, die wie I-129 von den Gesteinen wenig zurückgehalten werden, breiten sich etwa mit der Grundwassergeschwindigkeit aus. Den Rechnungen zufolge erreichen sie im Oxfordpfad, für das die höchsten Dosiswerte berechnet werden, nach über 300 000 Jahren das oberflächennahe Grundwasser.

Die potentielle Strahlenexposition der Bevölkerung in der Nachbetriebsphase des Endlagers Konrad wurde aus den Radionuklidkonzentrationen im Grundwasser, die sich aus den Modellrechnungen zur Radionuklidausbreitung ergeben, entsprechend der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 StrlSchV berechnet.

Die Berechnungen zum Radionuklidtransport im Grundwasser werden in der Nummer 4 behandelt und daher in der nächsten Ebene nicht noch einmal betrachtet.

Aus der Berechnungsvorschrift in der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift für die Dosis ergibt sich ein Proportionalitätsfaktor zwischen der Radionuklidkonzentration im Grundwasser und der berechneten effektiven Dosis, welcher Dosiskonversionsfaktor genannt wird. Die Bestimmung des Dosiskonversionsfaktors wird auf der nächsten Ebene betrachtet (siehe Nummer 5.1).

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Weitere Ebenen werden betrachtet

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

5.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Dosiskonversionsfaktoren

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 353 Rev. 1

Unterstützende Dokumente: EU 076.1

Beschreibung der Aussagen:

Die Berechnung der Strahlenexposition in EU 353 erfolgt nach der in der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift (AVV), zu §45 StrlSchV, die eine Fortschreibung der Allgemeinen Berechnungsgrundlage, Richtlinie zu §45 StrlSchV darstellte. In der Langzeitsicherheitsanalyse EU 076.1 wurden die Werte für die Dosis noch nach der Berechnungsgrundlage und einer Vorläufigen Fassung der AVV berechnet. In EU 353 Rev. 1 sind die Dosiswerte nach den Vorgaben der AVV berechnet worden.

Bei der Berechnung nach der AVV wird unterstellt, dass dem exponierten Individuum ausschließlich radioaktiv kontaminiertes Wasser zur Verfügung steht und die gesamte Nahrung unter dessen Verwendung erzeugt wird, wobei die Verzehrgeohnheiten der Nahrung durch das Individuum in der AVV vorgegeben werden. Berücksichtigt werden folgende Expositionspfade:

- 1.) Ingestion von radioaktiv kontaminiertem Trinkwasser,
- 2.) Ingestion von Milch und Fleisch von Tieren, die mit radioaktiv kontaminiertem Wasser getränkt wurden,
- 3.) Ingestion von Pflanzen, die mit radioaktiv kontaminiertem Wasser beregnet wurden,
- 4.) Ingestion von Milch und Fleisch von Tieren, deren Futter mit radioaktiv kontaminiertem Wasser beregnet wurde,
- 5.) Ingestion von Fisch, der aus Gewässern stammt, die mit radioaktiv kontaminiertem Grundwasser gespeist wurden,
- 6.) Externe Exposition durch Aufenthalt auf mit radioaktiv kontaminiertem Wasser beregneten Flächen.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Das Vorgehen bei der Berechnung der Dosiskonversionsfaktoren und die dabei berücksichtigten Expositionspfade entsprechen weiterhin dem Stand von Wissenschaft und Technik.

Seit dem Planfeststellungsbeschluss für das Endlager Konrad wurden allerdings sowohl die Strahlenschutzverordnung, als auch die Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Berechnung der Strahlenexposition überarbeitet und dabei insbesondere die zu Grunde liegenden Verzehrgeohnheiten geändert. Gültig ist derzeit die Allgemeine Verwaltungsvorschrift (AVV), zu §47 StrlSchV (Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus Anlagen oder Einrichtungen) von 2012.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert

Neue Informationen zu standortunabhängigen Daten

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Es wird empfohlen, die Dosisberechnung an die aktuelle Strahlenschutzverordnung und die zugehörige aktuelle Allgemeine Verwaltungsvorschrift (AVV) zu § 47 der Strahlenschutzverordnung anzupassen. Von Pröhl & Gering (2002) wurden Dosiskonversionsfaktoren entsprechend dem damals gültigen Stand der AVV zu §47 StrlSchV errechnet. Das prinzipielle Vorgehen zur Berechnung der Strahlenexposition in Pröhl & Gering entspricht auch heute noch dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die AVV wurde allerdings aktualisiert (BMU 2012), wodurch sich einzelne Details der in die Berechnung in Pröhl & Gering eingehenden Daten geändert haben. Dies betrifft beispielsweise die Verzehrsmengen im Ernährungspfad Muttermilch. Die notwendigen Schritte für die Anpassung der Dosisberechnung für das Endlager Konrad an die derzeit gültige AVV sind demnach:

- Aktualisierung der Unterlage von Pröhl & Gering (2002) entsprechend dem aktuellen Stand der AVV und Berechnung von aktuellen Dosiskonversionsfaktoren und
- Berechnung aktualisierter potenzieller Strahlenexpositionen für das Endlager Konrad aus den Radionuklidkonzentrationen im Grundwasser gemäß EU 353 Rev. 1 und den aktualisierten Dosiskonversionsfaktoren. Insofern sich aus der Berücksichtigung von Deltas, die an anderer Stelle der Analyse festgestellt wurden, andere Radionuklidkonzentrationen im oberflächennahen Grundwasser ergeben, so sind diese zu Grunde zu legen.

Die Auswirkungen einer Aktualisierung der Dosiskonversionsfaktoren auf die berechneten Strahlenexpositionen für das Endlager Konrad lassen sich anhand der in Pröhl & Gering (2002) angegebenen Dosiskonversionsfaktoren abschätzen, da sich die Berechnungsgrundlage seitdem nur geringfügig verändert hat. Mit diesen Dosiskonversionsfaktoren ergeben sich für das Endlager Konrad die in der folgenden Tabelle aufgeführten Änderungen der durch I-129 verursachten maximalen jährlichen potenziellen Strahlenexposition im Zeitraum bis eine Million Jahre für den Pfad einer Freisetzung über das Oxford. Bei den in der Tabelle angegebenen Werten ist zu beachten, dass sich wie oben angegeben, der Berechnungspfad für Kleinkinder in der AVV von 2012 geändert hat. Dadurch sind vermutlich geringere Werte für die Strahlenexposition zu erwarten.

Altersgruppe	Konzentration im Wasser ¹ [Bq/l]	Strahlenexposition ¹ [Sv/a]	Dosiskonversionsfaktor ² [Sv/a / Bq/l]	Strahlenexposition [Sv/a]	Veränderung (Faktor)
Kleinkinder < 1 a	4,2·10 ⁻²	1,1·10 ⁻⁵	8,6·10 ⁻⁴	3,6·10 ⁻⁵	3,2
Erwachsene > 17 a		1,4·10 ⁻⁵	5,6·10 ⁻⁴	2,4·10 ⁻⁵	1,7

¹ EU 353 Rev 1 Tabellen 2-1, 4-3 und 4-4

² Pröhl & Gering (2002) Tabelle A1

Die identifizierten Änderungen durch die Berechnungsgrundlage auf die Strahlenexposition wird als nicht wesentlich im Hinblick auf die grundsätzliche Sicherheitsaussage für das Endlager Konrad angesehen, da die angegebenen Werte für die potenzielle jährliche Strahlenexposition weiterhin deutlich unter dem Bewertungsmaßstab im Planfeststellungsverfahren liegen.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

BMU (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit): Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 47 der Strahlenschutzverordnung (Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus Anlagen oder Einrichtungen) vom 28. August 2012. Veröffentlicht am Mittwoch, 5. September 2012, BAnz AT 05.09.2012 B1.

Pröhl, G.; Gering, F.: Dosiskonversionsfaktoren zur Berechnung der Strahlenexposition in der Nachbetriebsphase von Endlagern nach dem Entwurf der Allgemeinen Verwaltungsvorschriften zu §47 Strahlenschutzverordnung. GSF-Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit, Institut für Strahlenschutz. Neuherberg, 2002.

ANHANG G: Bewertungsformulare zum Themenbereich 6

Kritikalität in der Nachbetriebsphase

Der Themenbereich umfasst 1 Bewertungsformulare auf 3 Ebenen. Die folgende Abbildung zeigt die hierarchische Struktur der Bewertungsformulare. Die einzelnen Bewertungsformulare werden auf den folgenden Seiten aufgeführt.

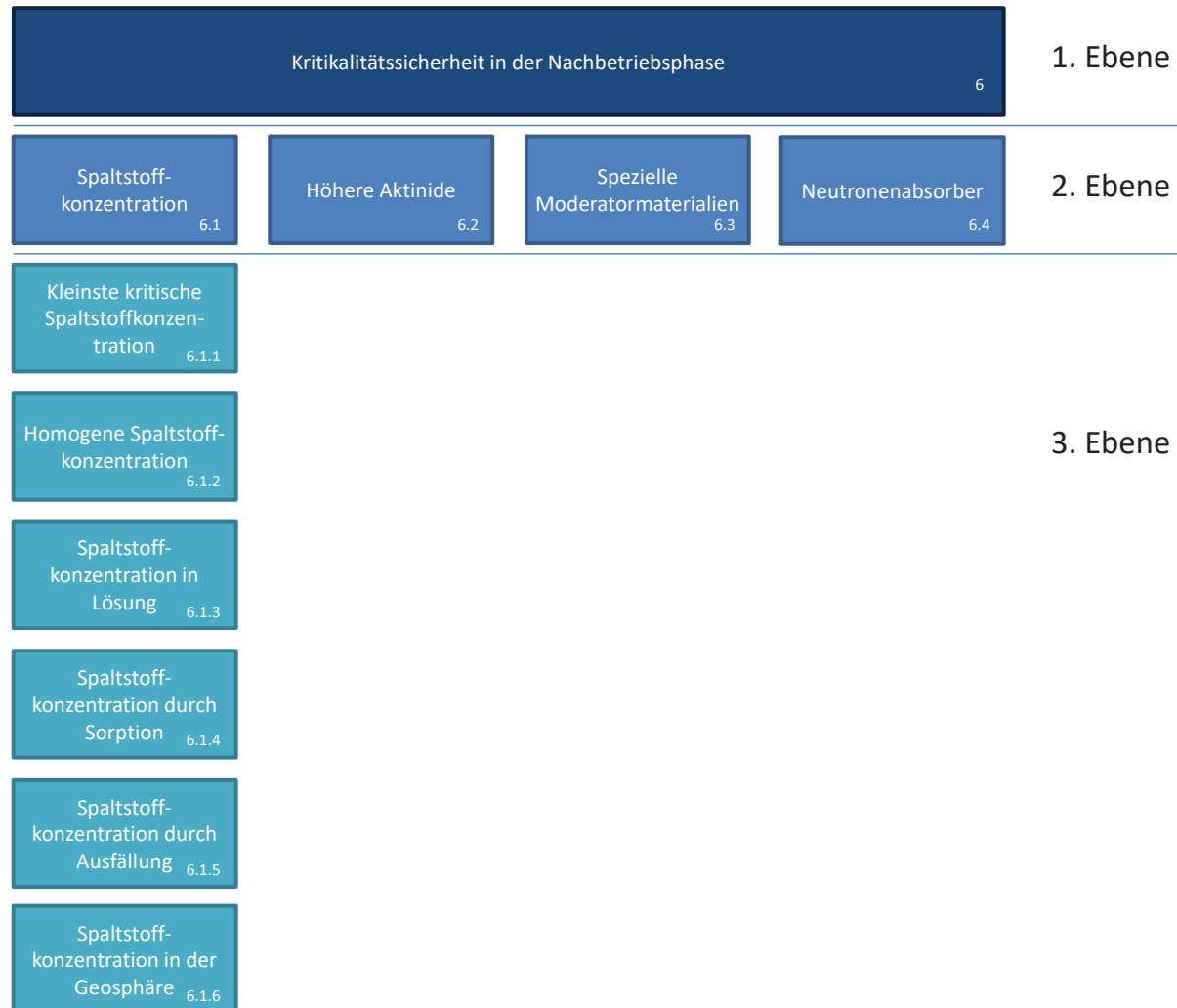


Abb. G.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich Kritikalität in der Nachbetriebsphase

Nummer:

6

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 4

Titel:

Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 1, Kap. B IX. 4.1

Beschreibung der Aussagen:

Restmengen an spaltbaren Stoffen in Abfallgebinden können durch zutretende Tiefenwässer aus dem Abfallprodukt ausgelaugt werden und sich möglicherweise ansammeln. Für den Bereich des Grubengebäudes wird der Kritikalitätssicherheitsnachweis stellvertretend für andere Nuklide an Hand des endzulagernden Inventars von Pu-239 erbracht. Dabei wird unterstellt, dass das gemäß den Endlagerungsbedingungen spezifische Aktivitätsinventar homogen in einer Einlagerungskammer oder im Endlager verteilt ist. Die so ermittelten Nuklidkonzentrationen liegen um Größenordnungen unter den kleinsten Werten kritischer Konzentrationen. Auch bei Sorption des Plutoniums an Zement oder Gestein oder bei Lösung des Plutoniums in der Wassermenge, die im Resthohlraumvolumen zur Verfügung steht, können kritische Plutoniumkonzentrationen im Grubengebäude nicht erreicht werden.

Für die Frage der Kritikalitätssicherheit in der Geosphäre wird die Konzentration von Uran-235 mit seiner langen Halbwertszeit herangezogen. Auch hier können keine kritischen Konzentrationen erreicht werden.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Weitere Ebenen werden betrachtet

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒**Literatur:**

Nummer:

6.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 6

Titel:Spaltstoffkonzentration

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 1, Kap. B IX. 4.1

Unterstützende Dokumente:

Beschreibung der Aussagen:

Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit erfolgt für die Nachbetriebsphase mit Hilfe des Vergleichs der im Grubengebäude maximal möglichen entstehenden Spaltstoffkonzentrationen mit der für eine kritische Anordnung benötigten Konzentration. Hierfür wird der Kritikalitätssicherheitsnachweis stellvertretend für andere Nuklide an Hand von Pu-239 erbracht. Dabei wird unterstellt, dass das gemäß den Endlagerungsbedingungen spezifische Aktivitätsinventar homogen in einer Einlagerungskammer oder im Endlager verteilt ist. Die so ermittelten Nuklidkonzentrationen liegen um Größenordnungen unter der kleinsten kritischen Konzentration. Auch bei Sorption des Plutoniums an Zement oder Gestein oder bei Lösung des Plutoniums in der Wassermenge, die im Resthohlraumvolumen zur Verfügung steht, können kritische Plutoniumkonzentrationen im Grubengebäude nicht erreicht werden.

Auch in der Geosphäre können keine kritischen Konzentrationen erreicht werden.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
 - ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude
-

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit erfolgt wesentlich durch den Vergleich der abgeschätzten kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentration, d. h. derjenigen Spaltstoffkonzentration bzw. partiellen Spaltstoffdichte, welche mindestens zur Bildung einer kritischen Anordnung benötigt wird, mit der im Grubengebäude bzw. in der Geosphäre zu erwartenden Spaltstoffkonzentrationen bzw. partiellen Spaltstoffdichten (im Folgenden unter dem Begriff „Spaltstoffkonzentration“ zusammengefasst). Für die zu erwartenden Spaltstoffkonzentrationen im Grubengebäude werden die Fälle einer rein hypothetischen, im gesamten Grubengebäude homogenen Spaltstoffverteilung sowie die sich anhand der Löslichkeit des Spaltstoffs im Grubenwasser und der Sorption des Spaltstoffs am eingebrachten Material maximal ergebenden Konzentrationen explizit betrachtet. Zu untersuchen wäre in diesem Zusammenhang auch die durch Ausfällung von Spaltmaterial mögliche Spaltstoffkonzentration. Eine entsprechende Abschätzung einer solchen Konzentration wurde allerdings nicht vorgenommen. Stattdessen wird hypothetisch eine „Ansammlung“ des gesamten Spaltstoffs aus einer Stapelreihe unterstellt, daraus maximal zulässige Spaltstoffmassen pro Gebinde abgeleitet, so dass die angesammelte Spaltstoffmasse weniger als die kleinste kritische Masse beträgt, und im Umkehrschluss gefolgert, dass eine solche Ansammlung somit nicht kritisch werden kann. Eine solche Ansammlung kann als Resultat einer Ausfällung betrachtet werden, womit die Ausfällung indirekt berücksichtigt wird.

Generell ist der gewählte Ansatz des Vergleichs von kleinster kritischer Spaltstoffkonzentration mit den maximal zu erwartenden Konzentrationen als Nachweis der Kritikalitätssicherheit geeignet. Die durchgeführten Abschätzungen der zu erwartenden Konzentrationen sind allerdings nicht konservativ, so dass sich aus den zu bewertenden Dokumenten insgesamt kein vollständiger Nachweis der Kritikalitätssicherheit ergibt.

Im Einzelnen wird die Ableitung der kleinsten kritischen Konzentration hier unter Nummer 6.1.1 betrachtet. Das Heranziehen einer rein hypothetischen, im gesamten Grubengebäude homogenen Spaltstoffverteilung wird unter Nummer 6.1.2 bewertet. Die aus Löslichkeit und Sorption abgeschätzten zu erwartenden Konzentrationen werden unter Nummer 6.1.3 bzw. 6.1.4 diskutiert. Die indirekte Berücksichtigung der Ausfällung wird unter Nummer 6.1.5 und die Betrachtungen zur Geosphäre unter Nummer 6.1.6 bewertet.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Weitere Ebenen werden betrachtet

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

6.1.1

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Kleinste kritische Spaltstoffkonzentration

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 072.2

Unterstützende Dokumente: EU 072.3, EU 085.2, EU 160, EU 294

Beschreibung der Aussagen:

Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit erfolgt für die Nachbetriebsphase über konservative Abschätzungen der möglichen entstehenden Spaltstoffkonzentration im Grubengebäude und deren Vergleich mit der für eine kritische Anordnung benötigten Konzentration. Hierfür werden stellvertretend für andere Nuklide kleinste Konzentrationen von Pu-239 berechnet, die zur Bildung einer kritischen Anordnung erforderlich sind.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die Bestimmung der kleinsten kritischen Pu-239-Konzentration, welche zur Bildung einer kritischen Anordnung notwendig ist, erfolgt unter der Annahme eines unendlich ausgedehnten Spaltstoffsystems oder endlicher Systeme in idealisierter Kugelform. Zudem werden u. a. reines Pu-239 in reinem Wasser sowie in verschiedenen Betonsorten oder Erz mit unterschiedlichen Wasseranteilen unterstellt. Im Fall der endlichen Systeme wird zudem eine äußere Betonschicht ohne Spaltstoff angenommen, welche ausreichend dick gewählt wurde, um maximale Neutronenreflexion zu gewährleisten.

Dieses Vorgehen ist konservativ. Reines Pu-239 ist für alle hier realistisch zu erwartenden Uran- oder Plutoniumvektoren abdeckend. Dies gilt insbesondere auch für U-233. Zwar ist Pu-241 neutronenphysikalisch reaktiver als Pu-239, sofern aber keine Isotopentrennung vorgenommen wurde und Pu-241 nicht angereichert wurde oder isotonenrein vorliegt, kompensiert das stets auch vorliegende, thermische Neutronen absorbierende Pu-240 die gegenüber Pu-239 erhöhte Reaktivität des Pu-241. Zudem weist Pu-241 mit 14,35 Jahren eine im Bezug zu Endlagerzeiträumen sehr kleine Halbwertszeit auf, so dass die nach den Endlagerungsbedingungen insgesamt zulässige Masse an Pu-241 von 52,4 kg bereits nach etwa 120 Jahren auf weniger als die kleinste kritische Masse von Pu-241 von etwa 260 g (GRS, Handbuch zur Kritikalität) reduziert sein wird. Dementsprechend ist nicht zu erwarten, dass durch Pu-241 eine kritische Anordnung gebildet werden kann, weshalb Pu-241 aus den weiteren Betrachtungen ausgeschlossen werden kann. Allerdings sind dessen ebenfalls spaltbaren, deutlich langlebigeren Zerfallsprodukte Am-241 und Np-237 zu berücksichtigen (vgl. Nummer 6.2).

Durch die Verwendung reinen Wassers oder Beton mit Wasseranteilen als Moderator wird die in der Realität zusätzlich vorhandene neutronenabsorbierende Wirkung von Abfallbestandteilen, Versatzmaterial, Behälterwandungen, im Grubenwasser enthaltenem Chlor und ähnlichem vernachlässigt. Ferner sind

verschiedene Betonzusammensetzungen überprüft worden. Somit sind alle wesentlichen reaktivitätsbeeinflussenden Faktoren konservativ berücksichtigt.

Zwar können ggf. Variationen in den genauen Beton- oder Erzzusammensetzungen zu etwas niedrigeren kritischen Plutoniumkonzentrationen führen, wesentliche Änderungen sind aber nicht zu erwarten. Insbesondere ist nicht zu erwarten, dass hierdurch die Beurteilung der Kritikalitätssicherheit grundsätzlich in Frage zu stellen ist.

Die vorgelegten Kritikalitätsrechnungen wurden mit dem deterministischen eindimensionalen Transportcode XSDRNPM des SCALE-Codesystems in der damaligen Version mit Wirkungsquerschnitten auf ENDF/B-IV-Basis durchgeführt. Die Verwendung eines deterministischen eindimensionalen Transportcodes für derart einfache Systeme ist auch nach Stand von Wissenschaft und Technik angemessen. Die Wirkungsquerschnittsbibliothek ENDF/B-IV entspricht allerdings nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik. Vergleiche von Berechnungen kritischer Parameter mit ENDF/B-IV und der aktuellen Bibliothek ENDF/B-VII.0 für Uran-Wasser- und Plutonium-Wasser-Systeme zeigen lediglich Unterschiede in der Größenordnung von einigen Prozent (vgl. z.B. GRS, Handbuch zur Kritikalität). Somit sind auch für Berechnungen der kritischen Konzentrationen für die hier betrachteten Systeme mit aktuellen Wirkungsquerschnittsbibliotheken keine grundlegend verschiedenen Resultate zu erwarten. Zudem wurden mit dem verwendeten Code XSDRNPM Validierungsrechnungen vorgenommen, in welchen kritische Experimente mit Plutoniumlösungen nachgerechnet wurden (EU 294). Diese Rechnungen zeigen, dass XSDRNPM die experimentellen Resultate hinreichend genau reproduziert und eher konservative Ergebnisse liefert. Zwar wären nach Stand von Wissenschaft und Technik eine höhere Anzahl nachgerechneter Experimente und eine detailliertere statistische Auswertung anzustreben, aber auch in dem Fall ist keine grundlegend andere Bewertung der Resultate von XSDRNPM oder der generellen Verwendbarkeit von XSDRNPM zu erwarten.

Die durchgeführten Rechnungen zeigen, dass sich die geringste kritische Plutoniumkonzentration für ein infinites homogenes System aus reinem Pu-239 und Beton ohne Wasseranteil ergibt und hier 1,4 g/l beträgt. Für endliche Systeme ergeben sich dagegen deutlich höhere kritische Konzentrationen, welche mit zunächst abnehmenden Volumina ansteigen und bis zu mehreren Größenordnungen größer sein können (vgl. EU 072.2, EU 085.2, EU 160). Somit kann hier der Wert von 1,4 g/l für alle weiteren Betrachtungen – auch für Uran (s. o.) – als konservativ unterstellt werden.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Aussage ist mit dieser Ebene ausreichend belegt

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

GRS, Handbuch zur Kritikalität, GRS-379, ISBN 978-3-944161-60-0, April 2015

Nummer:

6.1.2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Homogene Spaltstoffkonzentration

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 1, Kap. B IX. 4.1

Unterstützende Dokumente: EU 072.2, EU 072.3

Beschreibung der Aussagen:

Zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit wird unterstellt, dass das gemäß den Endlagerungsbedingungen spezifische Aktivitätsinventar homogen in einer Einlagerungskammer oder im Endlager verteilt ist. Die so ermittelten Nuklidkonzentrationen liegen um Größenordnungen unter den kleinsten Werten kritischer Konzentrationen.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Generell kann bereits eine kritische Anordnung entstehen, wenn sich geeignete Bedingungen in einem Volumen von der Größenordnung eines oder einiger m³ ausbilden. Um Aussagen zur Kritikalitätssicherheit über ein Volumen in der Größe der vorgesehenen Einlagerungskammern zu treffen, ist es daher notwendig die aus Kritikalitätssicht ungünstigsten lokalen Gegebenheiten zu identifizieren und zu bewerten. Eine Betrachtung von Werten, die wie hier über das gesamte Einlagerungsvolumen oder einer Einlagerungskammer gemittelt wurden, ist daher nicht aussagekräftig und zur Nachweisführung nicht geeignet.

Konkret ist für die einzulagernden Abfallgebinde davon auszugehen, dass sie eine große Variation an enthaltenden Spaltstoffmassen aufweisen. Ein großer Anteil der Gebinde wird nur sehr geringe Mengen oder keine Spaltstoffe beinhalten und nur ein kleiner Anteil der Gebinde wird größere Spaltstoffmengen nahe ihren Grenzwerten aufweisen. Entsprechend werden die Spaltstoffkonzentrationen der einzelnen Abfallgebinde stark variieren und die Spaltstoffe werden in einer Einlagerungskammer inhomogen verteilt sein. Damit muss davon ausgegangen werden, dass sich bereits durch die Einlagerung lokal Spaltstoffkonzentrationen ergeben können, welche eine über das gesamte Einlagerungsvolumen oder einer Einlagerungskammer gemittelte Konzentration übersteigen. Also ist die Betrachtung einer entsprechend gemittelten Plutoniumkonzentration für die Beurteilung der Kritikalitätssicherheit nicht konservativ. Somit sind die in EU 072.3 berechneten Plutoniumkonzentrationen von $8 \cdot 10^{-4}$ g/l für das Einlagerungsvolumen bzw. $2,1 \cdot 10^{-2}$ g/l für eine Einlagerungskammer rein hypothetischer Natur und nicht geeignet, um Aussagen zur Kritikalitätssicherheit zu treffen.

Dementsprechend sind diese homogenen Konzentrationen hier nicht relevant und daher nicht weiter zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit heranzuziehen. Dagegen folgt die Kritikalitätssicherheit für die sich direkt aus der Einlagerung ergebende Spaltstoffverteilung im Wesentlichen aus dem Nachweis für die Betriebsphase (Betrachtung von Gebindestapeln). Veränderung der Spaltstoffkonzentrationen durch Mobilisierung und Stofftransport werden zusätzlich unter den Nummern 6.1.3. bis 6.1.5 behandelt.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

6.1.3

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Spaltstoffkonzentration in Lösung

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 1, Kap. B IX. 4.1

Unterstützende Dokumente: EU 342, EU 341, EU 076.1

Beschreibung der Aussagen:

Auch bei Lösung des Plutoniums in der Wassermenge, die im Resthohlraumvolumen zur Verfügung steht, können kritische Plutoniumkonzentrationen im Grubengebäude nicht erreicht werden.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Durch Mobilisierung und Stofftransport können sich die ursprünglich durch die Einlagerung vorliegenden Spaltstoffkonzentrationen ändern. Die im Grubenwasser maximal mögliche Spaltstoffkonzentration ist durch die Löslichkeit des Spaltstoffs vorgegeben. Dieser Aspekt wird in EU 342 betrachtet. Dort wird zunächst als Ausgangspunkt eine Gesamtmasse für Pu-239 zu 20 952 kg aus der maximalen Anzahl an Abfallgebünden und der maximal zulässigen Plutoniummasse pro Gebinde abgeschätzt. Dieser Wert ist deutlich höher als die für das Endlager zulässige Gesamtmasse für Pu-239 von $2 \cdot 10^{15}$ Bq (871 kg) und somit konservativ.

Um eine mögliche Plutoniumkonzentration im Grubenwasser abzuschätzen, wird „... ein flüssigkeitserfülltes Modellvolumen von 739 000 m³ unterstellt“ (EU 342) und die zuvor abgeschätzte Plutoniummenge auf dieses Volumen „verschmiert“, woraus eine Plutoniumkonzentration im Wasser von $2,8 \cdot 10^{-2}$ g/l errechnet wird. Das hier unterstellte flüssigkeitserfüllte Modellvolumen ist EU 341 entnommen und umfasst die Resthohlräume im Grubengebäude zu Beginn der Nachbetriebsphase, für welche zu unterstellen ist, dass sie sich mit Grundwasser füllen. Somit wird das Plutonium als homogen in der gesamten Wassermenge im Grubengebäude verteilt unterstellt und auf diese Weise lediglich eine Aussage über eine global gemittelte Konzentration getroffen, aber keine Angabe zu möglichen lokal höheren Konzentrationen gemacht. Somit weist dieser Abschätzung die gleiche Problematik wie die ursprünglich in EU 072.3 abgeschätzten homogenen Spaltstoffkonzentrationen auf (vgl. Nummer 6.1.2). Analog zur Diskussion unter Nummer 6.1.2 ist daher auch dieser Wert nicht geeignet, belastbare Aussagen zur Kritikalitätssicherheit zu treffen. Tatsächlich wird in dieser Abschätzung die vorliegende Löslichkeit von Plutonium an keiner Stelle berücksichtigt (s. u.).

Zudem ist die Löslichkeit eine elementspezifische Eigenschaft, somit ist an dieser Stelle die ausschließliche Betrachtung von Plutonium nicht ausreichend, um daraus auch direkt die Kritikalitätssicherheit für Uran oder andere Spaltstoffe abzuleiten. Ein ggf. vorliegender Nachweis der Kritikalitätssicherheit für Plutonium ist ohne Betrachtung der Löslichkeit von Uran bzw. der ggf. weiteren relevanten Spaltstoffe nicht übertragbar, d. h. ein entsprechender Nachweis für diese Spaltstoffe ist separat zu führen.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Für eine aussagekräftige Abschätzung der möglichen Plutoniumkonzentration im Grubenwasser gibt EU 342 die Vorgehensweise bereits vor, ohne sie allerdings zu nutzen: „Die begrenzte Löslichkeit von Radionukliden bedeutet, dass die Konzentration eines Elements an keiner Stelle höher sein kann als diese Grenze.“ (EU 342). Somit beschreibt die gegebene Löslichkeit die maximal im Wasser mögliche Konzentration von Plutonium. Anstelle der in EU 342 vorgenommenen Abschätzungen ist also lediglich die Löslichkeitsgrenze mit der kleinsten kritischen Plutoniumkonzentration zu vergleichen, um eine Aussage zur Kritikalitätssicherheit zu erhalten: Für die Löslichkeit wird in EU 342 ein Wert von $2 \cdot 10^{-7}$ mol/l angegeben, welcher $4,8 \cdot 10^{-5}$ g/l entspricht.

Führt man die gleiche Betrachtung für Uran unter Berücksichtigung der Löslichkeit von $1,0 \cdot 10^{-4}$ mol/l (EU 341) durch, so ergibt sich für Uran eine maximal im Wasser mögliche Konzentration von $2,35 \cdot 10^{-2}$ g/l.

Prinzipiell ergibt sich im Lauf der Nachbetriebsphase auch aus dem Zerfall von Pu-239 zu U-235 ein Beitrag zur Urankonzentration, welcher aber die Löslichkeitsgrenze nicht beeinflusst. Ist diese für Uran bereits erreicht, so würde zusätzliches Uran ausfallen und sich in einer festen Phase ablagern. Aufgrund der hier um fast drei Größenordnungen geringeren Plutoniumkonzentration kann dieser Beitrag aber vernachlässigt werden.

Die Löslichkeiten hängen allerdings vom konkret vorliegenden chemischen Milieu ab. So können z. B. bei Anwesenheit von Kohlendioxid die Löslichkeiten für hohe pH-Werte stark ansteigen. Inwiefern solche Abhängigkeiten durch die hier unterstellten Löslichkeiten konservativ abgedeckt sind, ist aus den geprüften Dokumenten nicht ersichtlich. Allerdings zeigen Simulationen zur Mobilisierung und zum Stofftransport im Grubengebäude in EU 076.1, in welchen die relevanten Prozesse (Grundwasserströmung und Herauslösen der Spaltstoffe aus der Abfallmatrix) im Gegensatz zur obigen Abschätzung dynamisch betrachtet werden, dass selbst die hier unterstellten Löslichkeitsgrenzen nicht erreicht werden. Höhere Löslichkeitsgrenzen würden daher zu keinen höheren Spaltstoffkonzentrationen im Grundwasser führen (vgl. Nummer 2.3.2). Somit sind die hier aus der Löslichkeit abgeschätzten Spaltstoffkonzentrationen als konservativ zu betrachten.

Da beide oben abgeschätzte Werte um Größenordnungen unter der kritischen Plutoniumkonzentration von 1,4 g/l liegen (vgl. Nummer 6.2.1), kann für das im Grubenwasser gelöste Plutonium und Uran das Entstehen einer kritischen Anordnung ausgeschlossen werden.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

6.1.4

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Spaltstoffkonzentration durch Sorption

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 1, Kap. B IX. 4.1

Unterstützende Dokumente: EU 342, EU 341

Beschreibung der Aussagen:

Auch bei Sorption des Plutoniums an Zement oder Gestein können kritische Plutoniumkonzentrationen im Grubengebäude nicht erreicht werden.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Durch die Mobilisierung der Spaltstoffe ist deren Sorption an Beton oder Versatzmaterial im Grubengebäude möglich. Auch dieser Aspekt wird in EU 342 im Zusammenhang mit der Löslichkeit betrachtet. Ausgangspunkt ist auch hier eine konservativ unterstellte Gesamtmasse von Pu-239 von 20 952 kg (vgl. Nummer 6.1.3). Dieser Wert ist deutlich höher als die für das Endlager zulässige Gesamtmasse für Pu-239 von $2 \cdot 10^{15}$ Bq (871 kg) und somit konservativ.

Anschließend erfolgt in EU 342 die Berechnung der durch Sorption an Beton oder Versatzmaterial zu bindenden Plutoniummasse. Dazu wird eine Gleichgewichtssorption nach der linearen Henry-Isotherme unterstellt. Mit den angenommenen Werten für den Sorptions-Verteilungskoeffizient K_D , das Lösungsvolumen und die Sorbensmasse wird die maximale zu bindende Plutoniummasse zu $8,87 \cdot 10^4$ kg abgeschätzt. Dieses Vorgehen ist nachvollziehbar. Zwar ist die durch Sorption zu bindende Plutoniummasse vor allem von der unterstellten Sorbensmasse abhängig, dagegen ist die hier tatsächlich relevante maximal in der Sorbensmasse erreichbare Plutoniumkonzentration nur wenig sensitiv auf die angenommenen Parameterwerte (s. u.). Somit haben Parameterunsicherheiten an dieser Stelle letztlich keinen wesentlichen Einfluss auf die Beurteilung der Kritikalitätssicherheit.

In EU 342 wird aus der ermittelten, maximal in der Sorbensmasse zu bindenden Plutoniummasse anschließend lediglich gefolgert, dass die zuvor abgeschätzte maximale Gesamtplutoniummasse von 20 952 kg vollständig durch Sorption gebunden werden kann. Schließlich wird aber mit der unterstellten Gesamtplutoniummasse von 20 952 kg eine mittlere Plutoniumkonzentration in der Sorbensmasse zu etwa $1,7 \cdot 10^{-2}$ g/l bestimmt. Es wird also nicht die maximal durch Sorption mögliche Plutoniumkonzentration ermittelt, sondern letztlich nur wieder die abgeschätzte Plutoniumgesamtmasse als homogen im Grubengebäude verteilt unterstellt. Analog zur Diskussion unter Nummer 6.1.2 ist auch dieser Wert nicht geeignet, belastbare Aussagen zur Kritikalitätssicherheit zu treffen.

Auch die Sorption ist eine elementspezifische Eigenschaft, somit ist auch hier die ausschließliche Betrachtung von Plutonium nicht ausreichend, um daraus auch direkt die Kritikalitätssicherheit für Uran oder andere Spaltstoffe abzuleiten. Wie schon zuvor unter Nummer 6.1.3 diskutiert, ist auch hier ein entsprechender Nachweis für Uran oder ggf. weiterer relevanter Spaltstoffe separat zu führen.

Für die Verwendung einer Gleichgewichtssorption entsprechend einer linearen Henry Isotherme gilt in der Regel, dass sie nur für kleine Konzentrationen des Sorbats (hier der Spaltstoff) in der flüssigen Phase zu realitätsnahen Abschätzungen für die in der festen Phase (hier Beton bzw. Versatzmaterial) gebundene Masse des Sorbats führt. Für anwachsende Sorbatkonzentrationen in der flüssigen Phase wird die Masse des Sorbats in der festen Phase zunehmend überschätzt, da die stärker werdende Belegung der Sorbenoberfläche und die daraus resultierende abnehmende Aufnahmefähigkeit für das Sorbat vernachlässigt wird. Daher ist hier die Annahme einer linearen Henry Isotherme konservativ, da sie für hohe Konzentrationen in der flüssigen Phase zu einer Überschätzung der maximal zu erreichende Sorbatmasse bzw. -konzentration in der festen Phase führt.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Im Gegensatz zur Abschätzung in EU 342 ergibt sich eine aussagekräftige Abschätzung der durch Sorption maximal möglichen Plutoniumkonzentration, wenn in der Argumentation anstelle der abgeschätzten Plutoniumgesamtmasse von 20 952 kg die maximal in der Sorbensmasse zu bindenden Plutoniummasse von $8,87 \cdot 10^4$ kg berücksichtigt wird. Wird letztere Plutoniummasse auf die Sorbensmasse bezogen, so ergibt sich die maximal mögliche Plutoniumkonzentration in der Sorbensmasse zu etwa $7,2 \cdot 10^{-2}$ g/l.

Führt man die gleichen Berechnungen für Uran unter Berücksichtigung der Löslichkeit von $1,0 \cdot 10^{-4}$ mol/l und einem Sorptions-Verteilungskoeffizient $K_D = 8$ l/kg (EU 341) durch, so ergibt sich ein Anteil des Urans in der flüssigen Phase von etwa 2,63 % was auf Basis der Löslichkeit einer Masse von ca. 17 370 kg Uran entspricht, womit die durch Sorption maximal zu bindende Uranmasse zu ca. 661 300 kg folgt. Mit dieser maximalen Uranmasse und der in EU 342 unterstellten Sorbensmasse und der Beton- bzw. Erzgesteindichte ergibt sich dann eine durch Sorption maximal zu erreichende Urandichte von ca. 0,54 g/l.

Zur Bestimmung der gesamten vorliegenden Spaltstoffkonzentrationen ist zu diesen Werten zusätzlich noch die Spaltstoffkonzentration des in den Gesteinsporen oder Hohlräumen vorhandenen Grubenwassers volumenanteilig hinzuzuaddieren. Langfristig ergibt sich zudem auch aus dem Zerfall von Pu-239 zu U-235 ein Beitrag zur Urankonzentration, welcher aber auch hier die Urankonzentration nicht wesentlich erhöht. Auch mit diesen Beiträgen bleiben beide Spaltstoffkonzentrationen unter der kleinsten kritischen Konzentration von 1,4 g/l (vgl. Nummer 6.2.1). Somit kann für das durch Sorption an Beton und Versatzmaterial gebundene Plutonium und Uran das Entstehen einer kritischen Anordnung ausgeschlossen werden.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

6.1.5

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Spaltstoffkonzentration durch Ausfällung

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 2, Kap. 3.7.2.2

Unterstützende Dokumente: EU 072.3, EU 342, EU 426

Beschreibung der Aussagen:

In den vorliegenden Dokumenten wird eine mögliche Akkumulation gelöster Spaltstoffe im Grubengebäude nur anhand des folgenden stark vereinfachten Szenarios betrachtet: „Zur Untersuchung einer inhomogenen Verteilung von Spaltstoffen wird für eine begrenzte Anzahl von Abfallgebinden unterstellt, dass nach Korrosion der Abfallgebundematrix (Zement) das gesamte Spaltstoffinventar ausgelaugt wird und sich dann auf der Kammersohle im Bereich einer zufällig vorhandenen Vertiefung absetzt. Dabei wird mit einer Aufkonzentration der Spaltstofflösung gerechnet.“ Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit wird dann u. a. anhand der Begrenzung der Spaltstoffmassen pro Abfallgebinde bzw. pro Stapelreihe geführt: „Die festgelegte zulässige Massenkonzentration spaltbarer Stoffe im Abfallprodukt und die festgelegten zulässigen Massen an spaltbaren Stoffen bzw. zulässigen Aktivitäten pro Abfallgebinde stellen sicher, dass keine kritische Spaltstoffanordnung entstehen kann.“

Eine explizite Betrachtung des Prozesses der Ausfällung findet nicht statt.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die Betrachtung einer begrenzten Anzahl von Abfallgebinden, hier in Form einer Stapelreihe von Abfallgebinden in Querrichtung einer Einlagerungskammer, dient zunächst der Festlegung von Spaltstoffmassengrenzen für Uran und Plutonium pro Abfallgebinde. Dazu wird unterstellt, dass das gesamte Spaltstoffinventar einer Stapelreihe vollständig ausgelaugt und lokal akkumuliert wird. Ob und in welcher Weise physikalische oder chemische Prozesse tatsächlich zu einer solchen Anordnung führen können, bleibt dabei unberücksichtigt, d. h. es wird lediglich der postulierte, als konservativ unterstellte Endzustand betrachtet. Daraus wird dann die Forderung abgeleitet, dass (1) die Abfallgebinde einer solchen Stapelreihe zusammen nicht mehr als die unter optimaler Moderation mit chlorhaltigem Grubenwasser („Hils-Wasser“) kritische Spaltstoffmasse enthalten sollen. Zusätzlich soll (2) in einem einzelnen Abfallgebinde nicht mehr als die unter optimaler Moderation mit reinem Wasser sichere Spaltstoffmasse enthalten sein, wodurch die erste Forderung für große Abfallcontainer verschärft wird. Um in einer Stapelreihe auch unterschiedliche Spaltstoffe einzulagern und dennoch sinngemäß die erste Forderung erfüllen zu können, wurde ferner (3) ein Summenkriterium eingeführt, für dessen einfachere Handhabung einzuhaltende Spaltstoffmassengrenzen einzelner Behältertypen zusätzlich reduziert wurden. Aus den genannten Bedingungen ergeben sich die in EU 426 abgeleiteten und in die Endlagerungsbedingungen übernommenen Spaltstoffmassengrenzen je Abfallgebinde.

Hierzu ist anzumerken, dass die Bedingung (2) eine gängige Vorgehensweise ist, um die Kritikalitätssicherheit für einzelne Behälter mit enthaltenen Spaltstoffen sicherzustellen. Sie dient damit vor allem dem Nachweis der Kritikalitätssicherheit in der Betriebsphase, bzw. könnte zu Beginn der Nachbetriebsphase herangezogen werden, sofern noch intakte Behälter unterstellt oder Mobilisierung der Spaltstoffe ausgeschlossen werden können.

Dagegen sind die Bedingungen (1) und (3), bzw. der für ihre Ableitung gewählte Ansatz, dass nur die Spaltstoffmasse einer einzelnen Stapelreihe akkumuliert werden, als nicht belegbar zu bewerten. Sie vermitteln zwar den Eindruck und in P 2 wird entsprechend argumentiert, dass diese Bedingungen zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase beitragen, tatsächlich ist dies aber nicht der Fall: So ist, um beim betrachteten Szenario zu bleiben, z. B. nicht erkennbar, warum nicht ebenso unterstellt werden könnte, dass z. B. die Spaltstoffmasse aus zwei benachbarten Stapelreihen ausgelaugt wird und sich in einer Vertiefung sammelt, welche sich je zur Hälfte unter beiden Stapelreihen befindet. Hierzu wird in EU 426 argumentiert: „Dabei wird konservativ von der Annahme ausgegangen, dass sich eine Vertiefung in der Sohle der Einlagerungskammer jeweils unter einem Stapelabschnitt befindet; die Länge eines Stapelabschnitts, die zwischen 1,25 m und 2,1 m variiert, spielt für die Betrachtung hier keine Rolle, da bei einer größeren Senke über mehrere Stapelabschnitte sogar höhere Massen an spaltbaren Stoffen zulässig sind.“ Diese Argumentation ist nicht schlüssig. So wird bei einer Stapelreihe zugelassen, dass sich die Spaltstoffmasse auf der Breite der Einlagerungskammer von ca. 7 m in einer (halb-)kugelförmigen Vertiefung sammeln könnte, dagegen wird dies in Längsachse der Einlagerungskammer offensichtlich ausgeschlossen, da für ein Zusammenfließen in der Längsachse großflächige (flache) Vertiefungen unterstellt werden. Es wird hierfür aber weder ein Grund angeführt, noch ist ein Grund erkennbar. Dementsprechend ist die Betrachtung von nur einer einzelnen Stapelreihe als eine nicht konservative Begrenzung der Gebindeanzahl zu bewerten, weshalb sie nicht zum generellen Nachweis der Kritikalitätssicherheit geeignet ist.

Weitere Betrachtungen zu einer möglichen lokalen Akkumulation von Spaltstoffen sind in den vorgelegten Dokumenten zur Kritikalitätssicherheit nicht enthalten. Insbesondere wird der Prozess der Ausfällung gelöster Spaltstoffe z. B. durch lokale pH-Wertänderungen im Grubengebäude oder beim Übergang zur Geosphäre, welcher die wesentliche Ursache für eine lokale Akkumulation über das Maß der Löslichkeit oder Sorption hinaus bildet, nicht untersucht. Die vorgelegten Dokumente erwähnen auch keinerlei Untersuchungen, die im Ergebnis eine Ausfällung von Spaltstoffen ausschließen.

Eine Änderung der Löslichkeit in Abhängigkeit vom pH-Wert ist für Aktiniden aus der Literatur bekannt. Bei der Anwesenheit von CO_2 zeigt z.B. Plutonium bei hohen pH-Werten eine höhere Löslichkeit als bei einem neutralen pH-Wert. Die hohe Löslichkeit von Plutonium bei alkalischen Bedingungen wird durch die Bildung von Pu^{+IV} -Carbonato-Komplexen verursacht. Hohe pH-Werte sind durch den Zement im Endlager Konrad zu erwarten. CO_2 wird bei der Umsetzung von Zellulose oder anderen organischen Stoffen im Endlager gebildet, wird allerdings auch durch Karbonatisierung in zementhaltigen Lösungen gebunden. Der tatsächlich vorliegende CO_2 -Partialdruck im Endlager ist ohne weitergehende Analysen nicht vorherzusagen. Sinkt der pH-Wert während des Stofftransports, z. B. durch die Vermischung mit Grundwasser, dann kann sich die Löslichkeit von Plutonium um Größenordnungen verringern und Plutonium unter Umständen aus der Lösung ausgefällt werden. Der Ort der Änderung des pH-Werts muss dabei nicht unbedingt im Grubengebäude liegen, sondern diese Änderung kann auch außerhalb des Grubengebäudes im Wirtsgestein stattfinden.

Insgesamt fehlt damit eine belastbare Aussage über mögliche Akkumulationen und die damit zu erreichenden Spaltstoffkonzentrationen oder Spaltstoffmassen, welche frei von nicht belegbaren Beschränkungen sind. Dementsprechend sind die vorliegenden Untersuchungen diesbezüglich als unvollständig zu beurteilen.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert

Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Für die Betrachtung einer möglichen Akkumulation von Spaltstoffen aufgrund von Ausfällung fehlen belastbare Abschätzungen der so maximal zu erreichenden Spaltstoffkonzentrationen oder Spaltstoffmassen. Entsprechende Untersuchungen sollten dabei auf den auftretenden physikalischen und chemischen Prozessen wie Löslichkeit und Sorption beruhen und nicht nur hypothetische Endzustände betrachten. Um nicht zu konservative Ergebnisse zu erhalten, welche einen Nachweis der Kritikalitätssicherheit ggf. unmöglich machen, sollten realitätsnahe, aber dennoch konservative Betrachtungen und Modelle herangezogen werden.

Mögliche Schritte für solche Untersuchungen sind:

- Zusammenstellung der standortspezifischen Löslichkeiten der zu betrachtenden Aktiniden für die zu erwartende Bandbreite des pH-Werts von stark alkalischen Bedingungen für das Grubengebäude mit Zementwässern bis hin zu leicht sauren pH-Werten des unbeeinflussten Tiefengrundwassers. Dabei ist der im Endlager zu erwartende CO₂-Partialdruck zu analysieren und zu berücksichtigen. Falls keine Literaturdaten für die hydrochemischen Verhältnisse am Standort Konrad vorhanden sind, dann kann die Löslichkeit auch mit Hilfe von geochemischen Rechenprogrammen (z. B. PhreeqC, CHEMAPP) berechnet werden.
- Überprüfung, ob im Endlager oder der Geosphäre Situationen vorliegen, bei denen unter Umständen die Löslichkeit der zu betrachtenden Aktiniden überschritten werden kann: Falls nicht, dann ist eine Kritikalität durch Ausfällung ausgeschlossen, falls doch, dann ist zusätzlich der nächste Schritt durchzuführen.
- Durchführung von Abschätzungen zur Akkumulation der Aktiniden durch Ausfällung. Sollten abschätzende Betrachtungen nicht ausreichen, so können zusätzlich geochemische Transportrechnungen mit einem entsprechenden Rechenprogramm (z. B. PhreeqC) durchgeführt werden.

Erweisen sich entsprechende Stofftransportrechnungen als notwendig, so ist darauf zu achten, dass sie im Hinblick auf eine mögliche Spaltstoffansammlung konservativ durchgeführt werden. Dabei ist der Stofftransport auf Basis der jeweils bekannten oder entsprechend konservativ anzunehmenden Randbedingungen (Spaltstoffmassen und deren Verteilungen, Löslichkeit, Sorption, Grundwasserströmung, Änderung des chemischen Milieus) zu simulieren. Als Ergebnis sind die so zu erzielenden lokalen Spaltstoffkonzentrationen bzw. die sich ansammelnden Spaltstoffmassen abzuschätzen und mit der jeweiligen kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentration bzw. -masse zu vergleichen. Bei Bedarf können hierbei bislang nicht berücksichtigte reaktivitätsmindernde Einflüsse, wie z. B. das im Grubenwasser gelöste Chlor (vgl. Nummer 6.4) oder die sich ggf. ausbildende Geometrie der Spaltstoffanordnung (z. B. in Form einer dünnen Schicht) für eine Neuberechnung der kritischen Spaltstoffkonzentrationen bzw. -massen genutzt werden, um Konservativitäten abzubauen.

Da der Stofftransport von elementspezifischen Eigenschaften abhängt, sind diese Untersuchungen sowohl für Plutonium als auch für Uran durchzuführen.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

Nummer:

6.1.6

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Spaltstoffkonzentration in der Geosphäre

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P 1, Kap. B IX. 4.1

Unterstützende Dokumente: EU 342, EU 341, EU 396

Beschreibung der Aussagen:

In der Geosphäre ist das Entstehen einer kritischen Anordnung aufgrund von Verdünnung der Spaltstoffkonzentrationen gegenüber den zu erwartenden Konzentrationen im Grubengebäude ausgeschlossen. Für den Nachweis der Kritikalitätssicherheit in der Geosphäre wird die Konzentration von U-235 mit seiner langen Halbwertszeit herangezogen.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die zu erwartenden Spaltstoffkonzentrationen in der Geosphäre werden aus Sicht der Kritikalitätssicherheit in EU 342 diskutiert. Dort wird ausgeführt, dass die verschiedenen untersuchten Effekte zu einer deutlichen Verdünnung der Spaltstoffkonzentrationen in der Geosphäre im Vergleich zu den Konzentrationen im Grubengebäude führen, woraus die Kritikalitätssicherheit für die Geosphäre abgeleitet wird.

Grundsätzlich ist die Nachweisführung zur Kritikalitätssicherheit in der Geosphäre durch den Vergleich der dort zu erwartenden Konzentrationen mit denen im Grubengebäude zulässig, da auch der Nachweis für das Grubengebäude anhand der Spaltstoffkonzentrationen geführt wird (wenn auch der Aspekt „Ausfällung“ noch zu betrachten ist, vgl. Nummer 6.1.5). Eine Verdünnung der Spaltstoffkonzentrationen in der Geosphäre gegenüber dem Grubengebäude erscheint grundsätzlich plausibel. Die dafür in EU 342 herangezogenen Ergebnisse stammen allerdings aus Simulationen des zu erwartenden Radionuklidtransports aus dem Grubengebäude in das quartäre Grundwasser, somit in die Biosphäre (EU 341, EU 396), und beschreiben die im quartären Grundwasser zu erwartenden Nuklidkonzentrationen. Die Dokumente EU 341 bzw. EU 396 enthalten aber keine Angaben zu den zu erwartenden Konzentrationen entlang der simulierten Ausbreitungswege bis zum Erreichen des quartären Grundwassers, sondern geben lediglich Auskunft über die Nuklidkonzentrationen am Ende der simulierten Ausbreitungswege durch die verschiedenen Gesteinsschichten. Es ist aber nicht zu erwarten, dass sich die maximalen Spaltstoffkonzentrationen in der Geosphäre grundsätzlich am Ende der Ausbreitungswege ausbilden. Für einen vollständigen Nachweis der Kritikalitätssicherheit in der Geosphäre ist aber der gesamte Bereich der Geosphäre zu berücksichtigen, in welchem Spaltstoffe aus dem Grubengebäude zu finden sind. Auch die durch Sorption zu erreichenden Nuklidkonzentrationen entlang der Ausbreitungswege sind hierbei einzubeziehen. Insgesamt sind bereits damit die Betrachtungen in EU 342 zur Kritikalitätssicherheit in der Geosphäre als unvollständig zu bewerten, da die Spaltstoffkonzentrationen entlang der Ausbreitungswege nicht betrachtet wurden.

In EU 342 wird der Nachweis lediglich für U-235 geführt. Eine Betrachtung von Pu-239 wird mit dem Verweis auf dessen vergleichsweise kurze Halbwertszeit als nicht notwendig erachtet. Tatsächlich verringert sich die Pu-239-Masse aufgrund dessen Halbwertszeit von 24 110 y während der Nachbetriebsphase erheblich. Dennoch können nach EU 341 noch etwa 6,3 % des eingelagerten Pu-239 aus dem Grubengebäude in die Geosphäre freigesetzt werden. Dies entspricht einer Masse von etwa 60 kg Pu-239. Zwar ist zu erwarten, dass sich das freigesetzte Plutonium großflächig in der Geosphäre verteilt, dennoch kann bei dieser Masse die Bildung einer kritischen Anordnung nicht per se ausgeschlossen werden. Ferner ist auch hier der Zerfall von Pu-239 in U-235 zu berücksichtigen, wodurch ggf. die für U-235 abgeschätzten Konzentrationen zusätzlich erhöht werden können. Dementsprechend ist auch hier Pu-239 in den Kritikalitätssicherheitsnachweis explizit einzubeziehen.

Generell können für Geosphäre aber folgende Feststellungen getroffen werden: Grundsätzlich ist in der flüssigen Phase höchstens mit einer Verdünnung der Radionuklide entlang des Transportwegs zu rechnen (siehe auch Nummer 4.2.4). Eine Aufkonzentration ist in der flüssigen Phase nicht vorstellbar. Der genaue Verdünnungsfaktor ist dabei aus Kritikalitätssicht nicht relevant. Es ist ausreichend, dass sich keine höheren Spaltstoffkonzentrationen als im Grubengebäude einstellen, da für letztere bereits gezeigt wurden, dass sie unterhalb der kleinsten kritischen Konzentration liegen (vgl. Nummer 6.1.3).

Ferner weisen die verschiedenen Gesteinsschichten ähnliche Sorptions-Verteilungskoeffizienten K_D auf, welche die für das Grubengebäude angegebenen Werte um maximal einen Faktor 2 übersteigen (vgl. EU 396 bzw. P1, Tabelle B II.4/5). Somit sind auch im Vergleich zum Grubengebäude keine wesentlich höheren maximalen Spaltstoffkonzentrationen durch Sorption zu erwarten, die zudem bei reduzierter Konzentration in der flüssigen Phase ebenfalls entsprechend geringer sein werden. Konkret ergeben sich anhand des bereits in Nummer 6.1.4 genutzten Ansatzes und der in P1 gegebenen Daten zum Sorptions-Verteilungskoeffizient K_D (P1, Tabelle B II.4/5) und zur Porosität (P1, Tabelle B II.4 / 4) mit der Annahme gleichbleibender Spaltstoffkonzentrationen in der flüssigen Phase Urankonzentrationen von maximal 0,56 g/l und Plutoniumkonzentrationen von maximal 0,12 g/l. Somit ist auch durch Sorption das Entstehen einer kritischen Anordnung, auch wenn unterstellt wird, dass das gesamte Pu-239 in U-235 zerfallen ist, ausgeschlossen (vgl. Nummer 6.1.1 bzw. 6.1.4).

Allerdings können sich die geochemischen Bedingungen in der Geosphäre mit wachsendem Abstand zum Grubengebäude wesentlich verändern. So ist davon auszugehen, dass der pH-Wert in der Geosphäre niedriger ist, als im Grubengebäude, wo der pH-Wert hoch ist, da das geochemische Milieu durch den Zement bestimmt wird. Dadurch kann es in der Geosphäre prinzipiell zu Ausfällungen von Radionukliden kommen. Dieser Aspekt wurde in EU 341 bzw. EU 396 nicht betrachtet, was zwar für die Bestimmung der zu erwartenden Nuklidkonzentrationen in der Biosphäre nicht aber für den Nachweis der Kritikalitätssicherheit konservativ ist. Somit geben die dort diskutierten Simulationen hierzu keinen Aufschluss. Für einen vollständigen Kritikalitätssicherheitsnachweis ist aber auch die Möglichkeit der Ausfällung von Spaltstoffen zu betrachten. Dieser Aspekt wird bereits unter Punkt 6.1.5 beschrieben und gilt somit in gleicher Weise als Delta für die Geosphäre.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Eine Änderung der Löslichkeit in Abhängigkeit vom pH-Wert ist für Aktiniden aus der Literatur bekannt. Wie für das Grubengebäude wurde auch in der Geosphäre die Änderung der Löslichkeit von den hydrochemischen Eigenschaften der Lösung in der Geosphäre nicht betrachtet. Im Grubengebäude werden auf Grund der großen Mengen an Zement hohe pH-Werte erwartet. In der Geosphäre ist dagegen zu erwarten, dass die pH-Werte entlang des Transportwegs durch geochemische Wechselwirkungen mit dem Gestein und

dem Grundwasser auf die natürlichen pH-Werte des Grundwassers zurückgehen. Das hier festgestellte Delta ist, wie oben bereits gesagt, im Prinzip identisch mit jenem unter Nummer 6.1.5. Da aber der Ort der pH-Wert-Änderung ohne weitere Untersuchungen nicht vorhergesagt werden kann, wird dieses Delta hier noch einmal aufgeführt. Die Empfehlungen und mögliche Schritte für weitere Untersuchungen entsprechen jenen unter Nummer 6.1.5.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

Nummer:

6.2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Höhere Aktinide

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 394, Kap. 2

Unterstützende Dokumente: EU 192, EU 426

Beschreibung der Aussagen:

Aufgrund der vorliegenden Daten über die einzulagernden Abfälle (zum Zeitpunkt der Erstellung der zu bewertenden Dokumente) ist nicht zu erwarten, dass einzelne Abfallgebinde höheren spaltbare Aktiniden (Np-237, Pu-238, Am-241, Am-242m, Am-243, Cm-243, Cm-244, Cm-245, Cm-247, Cf-249, Cf-251) in Mengen und Konzentrationen enthalten werden, die in Bezug auf Kritikalitätssicherheit von Bedeutung sind.

Eingehende standortspezifische Informationen:

Die Argumentation basiert wesentlich auf die erwarteten Mengen der höheren Aktiniden in den einzulagernden Abfällen.

- ☒ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Für die genannten Aktiniden werden keine Kritikalitätsrechnungen durchgeführt, sondern die in ANSI/ANS-8.15-1981 (ANSI) gegebenen kleinsten kritischen Massen herangezogen. Mit Hilfe dieser Daten werden letztlich Grenzwerte pro Abfallgebinde für die genannten Aktiniden mit der Ausnahme von Pu-238 zu jeweils einem Fünzigstel ihrer kleinsten kritischsten Massen festgelegt. Auf einen expliziten Grenzwert für Pu-238 wurde verzichtet, da Pu-238 indirekt durch die aus weiteren Sicherheitsanalysen folgenden Aktivitätsgrenzen pro Abfallgebinde auf einen ähnlich geringen Wert pro Gebinde beschränkt wird (vgl. EU 192). Ferner gibt EU 192 für die erwähnten Aktiniden zu erwartende Gesamtmengen im Abfallaufkommen für KONRAD an. Demnach wird lediglich für Pu-238 eine Gesamtmenge größer als die kleinste kritische Masse erwartet, für alle anderen genannten Aktiniden liegen die erwarteten Mengen deutlich unterhalb der kleinsten kritischen Massen. Eine konkrete explizite Beschränkung für diese Nuklide bezogen auf die gesamte Einlagerungsmenge gibt es allerdings nicht. Insgesamt wird in den genannten Dokumenten aus diesen Vorgaben auf Kritikalitätssicherheit geschlossen.

Die Beschränkung der enthaltenen Nuklidmasse für das einzelne Abfallgebinde auf weniger als die kleinste kritische Masse ist eine hinreichende Maßnahme zur Sicherstellung der Kritikalitätssicherheit des einzelnen Abfallgebundes. Durch die Wahl der Grenzwerte auf ein Fünzigstel der kleinsten kritischen Masse, ist zu erwarten, dass auch der Fall der Mischung verschiedener Aktinide in einem Abfallgebinde sowie die Stapelung der Gebinde im Hinblick auf die Kritikalitätssicherheit mit abgedeckt ist. Zwar sind die in ANSI/ANS-8.15-1981 angegebenen kritischen Massen auf der Basis älterer nuklearer Daten ermittelt worden, die Verwendung aktueller Daten lässt aber keine wesentlich anderen Werte erwarten. Sofern die erwarteten Mengen nicht überschritten werden, wäre damit auch die Kritikalitätssicherheit für die genannten Aktinide,

ausgenommen Pu-238, für das Grubengebäude in der Nachbetriebsphase auch bei Mobilisierung und Akkumulation der Nuklide gewährleistet.

Auf den Aspekt, dass für Pu-238 die erwartete Abfallmenge oberhalb der kleinsten kritischen Masse liegt, somit bei entsprechender räumlicher Akkumulation eine kritische Anordnung möglich ist, wird in den vorliegenden Dokumenten allerdings nicht weiter eingegangen. In diesem Fall kann nicht ohne weitere Untersuchungen auf Kritikalitätssicherheit geschlossen werden, d. h. der entsprechende Nachweis fehlt in den vorliegenden Dokumenten. Zusätzlich basiert die Schlussfolgerung auf Kritikalitätssicherheit bei den übrigen Nukliden lediglich auf der erwarteten Abfallmenge. Dass diese Werte nicht überschritten werden und damit ggf. eine kritische Anordnung möglich werden kann, ist letztlich nicht sichergestellt. Aufgrund der fehlenden formalen Begrenzung der insgesamt einzulagernden Massen dieser Nuklide erfolgen keine Kontrolle der insgesamt eingelagerten Mengen und keine Maßnahmen beim Überschreiten der erwarteten Mengen. Auch aus der maximal begrenzten Gesamtaktivität aller eingelagerten Alpha- und Betastrahler folgt keine in diesem Kontext wirksame Beschränkung, da die erlaubte Gesamtaktivität Aktinidenmassen zulässt, die mindestens eine, in der Regel mehr als drei Größenordnungen über den jeweiligen kleinsten kritischen Massen liegen. Somit ist die Voraussetzung einer zu geringen Menge der jeweiligen Nuklide zur Bildung einer kritischen Anordnung nicht in jedem Fall gegeben.

Ebenso wird in den begutachteten Dokumenten nicht darauf eingegangen, dass die eingelagerten Massen einzelner betrachteter Aktiniden durch Zerfall ggf. eingelagerter Mutternuklide im Laufe der Nachbetriebsphase zunehmen können. In diesem Zusammenhang ist insbesondere die Zerfallskette von Pu-241 in Am-241 und Np-237 zu nennen. Zwar spielt sie für einzelne Abfallgebinde keine Rolle, da die kleinste kritische Masse von Pu-241 um etwa 2 Größenordnungen geringer als diejenige von Am-241 und Np-237 ist, sie ist aber für die eingelagerten Gesamtmassen relevant, da die Endlagerungsbedingungen die Einlagerung von insgesamt 52,4 kg Pu-241 zulassen. Durch Zerfall des Pu-241 können so im Laufe der Nachbetriebsphase entsprechend hohe Gesamtmengen an Am-241 und Np-237 entstehen, welche größer als deren kleinsten kritischen Massen sein können (EU 192). Entsprechend ist für einen vollständigen Nachweis der Kritikalitätssicherheit eine ausschließliche Berücksichtigung der anfänglich in den Abfallprodukten vorhandenen Massen nicht immer ausreichend, es ist vielmehr auch der Zuwachs durch Zerfall einzubeziehen.

Neben den bereits betrachteten Aktiniden Np-237, Pu-238, Am-241, Am-242m, Am-243, Cm-243, Cm-244, Cm-245, Cm-247, Cf-249 und Cf-251 können generell auch das Thoriumisotop Th-229, das Neptuniumisotop Np-236 sowie die Curiumisotope Cm-246, Cm-248 und Cm-250 kritische Anordnungen bilden oder zu solchen beitragen (Lavarenne et al.). Diese Nuklide werden in den Endlagerungsbedingungen bzw. in den begutachteten Dokumenten bezüglich Kritikalitätssicherheit allerdings nicht berücksichtigt.

Ferner kann auch das Berkeliumisotop Bk-247 eine kritische Anordnung bilden und wäre somit generell zu berücksichtigen. Es ist allerdings nicht im Nuklidspektrum der Endlagerungsbedingungen enthalten, so dass dieses Nuklid einer Einzelfallprüfung durch das BfS unterliegt (Endlagerungsbedingungen, Tabelle 10). Die weiteren existierenden spaltbaren höheren Aktiniden können für die Nachbetriebsphase vernachlässigt werden, da sie entweder keine sich selbst erhaltende kritische Anordnung bilden können oder Halbwertszeiten von maximal wenigen Jahren aufweisen (Lavarenne et al.). Im letzteren Fall werden sie bereits im Wesentlichen vor der Einlagerung bzw. während der Betriebsphase zerfallen. Entsprechend wird sich ihre Gesamtmasse bis zum Zeitpunkt ihrer Mobilisierung in der Nachbetriebsphase auf ein Maß reduzieren, welches für weitere Betrachtungen irrelevant ist.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Der Nachweis zur Kritikalitätssicherheit für die höheren Aktinide ist unvollständig. Dies resultiert insbesondere daraus, dass die durchgeführten Untersuchungen nicht den Fall von eingelagerten Gesamtmassen oberhalb der jeweiligen kleinsten kritischen Masse dieser Nuklide beinhaltet. Zwei alternative Ansätze zum Umgang mit dem Delta werden vorgeschlagen:

Ansatz 1:

Da die höheren Aktiniden z. T. kleinste kritische Massen von mehreren Kilogramm bis mehreren 100 kg aufweisen, kann die Einführung einer formalen Begrenzung der maximal zulässigen einlagerbaren Gesamtmassen auf weniger als die jeweiligen kleinsten kritischen Massen eine mögliche Lösung sein. Dabei wäre für einen vollständigen Nachweis zum einen ein möglicher Aufbau einzelner Aktiniden während der Nachbetriebsphase zu beachten. Zum anderen ist insbesondere in Fällen, in denen viele Isotope eines Elements (z. B. Curium) zu berücksichtigen sind, auch die Möglichkeit ihres gemeinsamen Vorhandenseins einzubeziehen, was entweder zu sehr geringen zulässigen Gesamtmassen oder der Notwendigkeit zur Einführung von Summenkriterien führt.

Ansatz 2:

Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit kann analog zum Nachweis für Pu-239 und U-235 geführt werden, wie er unter den Nummern 6.1.1 und 6.1.3 bis 6.1.5 diskutiert wurde. Das bedeutet, dass für die genannten höheren Aktiniden (Np-237, Pu-238, Am-241, Am-242m, Am-243, Cm-243, Cm-244, Cm-245, Cm-247, Cf-249 und Cf-251 sowie Th-229, Np-236, Cm-246, Cm-248 und Cm-250) die folgenden Schritte durchzuführen sind:

- Bestimmung der kleinsten kritischen Nuklidkonzentrationen für die genannten Aktiniden entsprechend Nummer 6.1.1
- Bestimmung der durch Löslichkeit bzw. Sorption zu erwartenden elementspezifischen Nuklidkonzentrationen im Grundwasser und Beton bzw. Versatzmaterial entsprechend den Nummern 6.1.3 und 6.1.4.
- Untersuchung der Möglichkeit eventueller Ausfällung der genannten Aktiniden aus der flüssigen Phase beim Transport durch das Grubengebäude und der Geosphäre, sowie ggf. Bestimmung der daraus resultierenden elementspezifischen Nuklidkonzentrationen im Grubengebäude oder der Geosphäre entsprechend den Empfehlungen unter Nummer 6.1.5.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

ANSI, American National Standard for Nuclear Criticality Control of Special Actinide Elements, ANSI/ANS-8.15-1981

Brennecke, P. (Hrsg.): Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014) – Endlager Konrad -, SE-IB-29/08-REV-2, Bundesamt für Strahlenschutz

Lavarenne, C.; Mennerdahl, D.; Dean, C. (2003): Evaluation of nuclear criticality safety data and limits for actinides in transport. Technischer Bericht SEC/T/03.146, IRSN, Mai 2003

Nummer:

6.3

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Spezielle Moderatormaterialien

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 439, Kap. 4

Unterstützende Dokumente:

Beschreibung der Aussagen:

Für die speziellen Moderatormaterialien schweres Wasser, Beryllium und Graphit werden Massengrenzen pro Abfallgebinde festgelegt, so dass die pro Abfallgebinde zulässige Masse nicht ausreicht, um für ein kugelförmiges wassermoderiertes Spaltstoffsyste einen Reflektor zu bilden, der zu höherer Reaktivität führen könnte, als ein Wasser- oder Betonreflektor am gleichen System.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Die Materialien Beryllium, schweres Wasser und Graphit besitzen bessere Neutronenmoderator- bzw. Neutronenreflektoreigenschaften als (leichtes) Wasser oder Beton und können somit die neutronenphysikalische Reaktivität einer Spaltmaterialanordnung gegenüber der Verwendung von Wasser oder Beton erhöhen. Um diesen Aspekt zu berücksichtigen, werden in EU 439 Massengrenzwerte pro Gebinde für die genannten Materialien abgeleitet. Im Fall, dass im Gebinde keine Spaltstoffe vorliegen, sind diese speziellen Moderatormaterialien im Gebinde jeweils auf 75 % der Masse begrenzt, die jeweils von ihnen notwendig ist, um einen Neutronenreflektor mit äquivalenter Reflektionswirkung wie ein 30 cm Wasserreflektor für ein kugelförmiges Spaltstoffsyste zu bilden. Sind dagegen Spaltstoffe im Gebinde vorhanden, so ist im Fall, dass diese mit weniger als 1 % ihrer zulässigen Masse enthalten sind, die genannten Moderatormaterialien im Gebinde auf 1/10 ihres zuvor genannten Grenzwertes beschränkt, anderenfalls wird eine Einzelfallprüfung für die Gebinde gefordert.

Mit diesen Anforderungen soll die Möglichkeit ausgeschlossen werden, dass sich mit diesen Moderatormaterialien als Reflektor eine gegenüber der Verwendung eines Wasserreflektors neutronenphysikalisch reaktivere Anordnung bilden kann. So wären die zuvor mit einem Wasserreflektor durchgeführten Untersuchungen und abgeleiteten kleinsten kritischen Spaltstoffmassen bzw. Spaltstoffmassengrenzen pro Gebinde oder Stapelreihe weiterhin gültig. Diese Argumentation ist in dem Kontext des ursprünglichen Ansatzes zu sehen, bei dem die Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase durch Beschränkung der Spaltstoffmasse pro Gebinde bzw. pro Stapelreihe sichergestellt werden sollte (vgl. Nummer 6.1.5). Dementsprechend ist hier auf analoge Weise der Ansatz zur Ableitung der Massengrenzen für die speziellen Moderatormaterialien auf Basis kugelförmiger Spaltstoffanordnungen mit kleinster kritischer Masse in Frage zu stellen. Insbesondere ist die obige Argumentation nur bei Berücksichtigung eines einzelnen Gebindes mit einem der Moderatormaterialien gültig. Es wird in EU 439 aber keine Beschränkung der insgesamt einlagerbaren Mengen gefordert, so dass davon ausgegangen werden muss, dass eine größere Anzahl an Gebinden mit diesen Moderatormaterialien vorhanden sein kann. Mit der Möglichkeit, dass solche Gebinde

nebeneinander gestapelt werden könnten oder einer eventuellen Mobilisierung der Moderatormaterialien, ist die Möglichkeit einer Akkumulation der Moderatormaterialien über die ursprünglichen Mengen eines Gebindes nicht auszuschließen. Eine solche Akkumulation wurde in EU 439 nicht berücksichtigt.

Des Weiteren soll die schärfere Beschränkung der Massen der Moderatormaterialien bei Gebinden mit spaltstoffhaltigen Abfällen die Kritikalitätssicherheit der dann vorliegenden Spaltstoff-Moderator-Gemische sicherstellen. Für das einzelne Gebinde ist dies aufgrund der zusätzlich begrenzten Spaltstoffmassen zutreffend. Die fehlende Massenbeschränkung der insgesamt einlagerbaren Moderatormaterialien sowie die Mobilisierung dieser Materialien bzw. der Spaltstoffe ermöglichen aber die nachträgliche Durchmischung von Moderatormaterialien und Spaltstoffen und damit grundsätzlich die Bildung von Spaltstoff-Moderator-Gemischen über die in EU 439 betrachteten Mengen hinaus. Diese Möglichkeit wird in EU 439 ebenfalls nicht berücksichtigt.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich der Folgerichtigkeit eines Argumentationsschrittes

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Insgesamt sind somit die vorgenommenen Begrenzungen der Moderatormassen pro Gebinde alleine nicht ausreichend um Kritikalitätssicherheit zu gewährleisten. Unterstellt man entsprechend der obigen Beurteilung, dass die genannten Moderatormaterialien in Reinform und in großen Mengen vorliegend (im Grenzfall als infinites System), so ergeben eigene konservative Abschätzungen eine kleinste kritische Plutoniumkonzentration in schwerem Wasser von etwa $1,3 \cdot 10^{-2}$ g/l, in Graphit von etwa 0,15 g/l und in Beryllium von etwa 0,35 g/l. Auch für Uran ergeben sich ähnliche Werte (jeweils um etwa 60 % größer). Die unter Nummer 6.1.1 in Beton ermittelte kleinste kritische Plutoniumkonzentration von 1,4 g/l kann somit grundsätzlich durch die Anwesenheit dieser Moderatormaterialien um eine bzw. zwei Größenordnungen verringert werden. In diesen Fällen würden dann einige der bereits unter Nummer 6.1.3 und 6.1.4 abgeschätzten zu erwartenden Spaltstoffkonzentrationen diese reduzierten kritischen Konzentrationen überschreiten und ein Nachweis der Kritikalitätssicherheit ist mit dem in 6.1.3 und 6.1.4 gewählten konservativen Ansatz ohne weitere Untersuchungen nicht möglich.

Für schweres Wasser steht der obigen konservativen Annahme eines infiniten Systems aus schwerem Wasser allerdings die Anforderung aus den Endlagerungsbedingungen entgegen, dass Abfälle nicht in flüssiger Form eingelagert, noch aus ihnen Flüssigkeiten unter üblichen Lager- und Handhabungsbedingungen freisetzen werden dürfen. Damit kann schweres Wasser nur in gebundener Form eingelagert werden und liegt somit insbesondere nicht in Reinform, sondern immer durchmischt mit anderen Materialien vor. Die gegenüber anderen Moderatoren, wie z. B. (leichtem) Wasser oder Kohlenwasserstoffen, „bessere“ Moderationswirkung von schwerem Wasser basiert auf dem deutlich geringeren

Neutronenabsorptionswirkungsquerschnitt des Deuteriums z. B. gegenüber dem des Wasserstoffs. Dieser „Vorteil“ des schweren Wassers geht aber bei der Durchmischung mit anderen Materialien zumindest anteilig verloren, sofern nicht der spezielle Fall vorliegt, dass alle Nuklide in diesen Materialien eine ebenso verschwindend geringe Neutronenabsorption aufweisen, was aber in der Regel nicht zu erwarten ist. Somit kann bei der Bestimmung der kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentration bei Anwesenheit von schwerem Wasser Kredit von der Neutronenabsorption des Materials genommen werden, in welchem das schwere Wasser gebunden bzw. mit welchem es vermischt ist. Für die daraus resultierende kleinste kritische Spaltstoffkonzentration sind Werte zu erwarten, die die für reines schweres Wasser abgeschätzte Konzentration entsprechend übersteigen.

Für den konkreten Nachweis der Kritikalitätssicherheit bei der Anwesenheit von schwerem Wasser sind somit folgende Schritte nötig:

- Für mögliche Konditionierungsverfahren für schweres Wasser sind die Materialien bzw. Materialzusammensetzungen zu ermitteln, in welchen das schwere Wasser gebunden wird.
- Für die Materialzusammensetzungen inklusive des schweren Wassers sind die kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentrationen zu bestimmen.
- Zusätzlich ist eine ggf. langfristig mögliche Freisetzung des schweren Wassers aus der Abfallmatrix und der anschließenden Vermischung des schweren Wassers mit Beton, Erzgestein, Grundwasser und eventuell weiterer relevanter Materialien im Einlagerungsvolumen bei der Bestimmung der kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentrationen zu berücksichtigen.

Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit bei Anwesenheit von schwerem Wasser erfolgt dann durch Vergleich mit den zu erwartenden Spaltstoffkonzentrationen.

Für Graphit und Beryllium ergeben sich keine weiteren Anforderungen aus den Endlagerungsbedingungen von denen Kredit genommen werden könnte. Daher ist beim Nachweis der Kritikalitätssicherheit die Möglichkeit der Bildung einer größeren Graphit- bzw. Berylliumansammlung, z. B. durch nebeneinander stapeln von entsprechenden Abfallgebinden, zu berücksichtigen. Für diesen Fall ist dann konservativ die oben abgeschätzte kleinste kritische Spaltstoffkonzentration von ca. 0,15 g/l als zulässige Grenze zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit anstelle der sonst herangezogenen Grenze von 1,4 g/l zu unterstellen. Da für die Abschätzung sowohl eine unrealistische Graphitkonfiguration, als auch trockener Graphit angenommen wurde, stellt der Wert von 0,15 g/l einen konservativen Wert dar. Unter der Annahme einer realistischen Konfiguration für das Graphit ist ein Wert zwischen den beiden genannten Werten für die kleinste kritische Spaltstoffkonzentration zu erwarten. Ein realistischer Wert kann jedoch ohne weitere Analysen nicht angegeben werden. Alternativ könnte durch Einführung einer geeigneten Stapelvorschrift die Akkumulation von Graphitmassen über die für ein Gebinde zulässige Masse hinaus vermieden werden, so dass sich die in Punkt 6.1.1 abgeschätzte kleinste kritische Plutoniumkonzentration von 1,4 g/l nur geringfügig ändert.

Damit sind für den Umgang mit dem Delta die folgenden alternativen Schritte möglich:

- Einführung einer Stapelvorschrift von Behältern mit signifikanten Graphit- oder Berylliummengen zur Vermeidung größerer Ansammlungen dieser Stoffe.
- Untersuchungen zu möglichem Abbau von Konservativitäten bei der Berechnung der kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentrationen in Graphit oder Graphit-Beton/Versatzmaterial-Mischungen bzw. Beryllium oder Beryllium-Beton/Versatzmaterial-Mischungen, um einen Nachweis analog der Nummern 6.1.3 und 6.1.4 auch für größere Ansammlungen dieser Stoffe führen zu können. Hierbei sind die die verschiedenen einzulagernden Spaltstoffe zu berücksichtigen.
- Realistische Bestimmung der in Graphit oder Graphit-Beton/Versatzmaterial-Mischungen bzw. Beryllium oder Beryllium-Beton/Versatzmaterial-Mischungen zu erwartenden Spaltstoffkonzentrationen z. B. durch Eintrag von gelöstem Spaltstoff oder Sorption entsprechend den Nummern 6.1.3 bis 6.1.5, um ein Überschreiten der abgeschätzten kleinsten kritischen Spaltstoffkonzentrationen auszuschließen. Hierbei sind die die verschiedenen einzulagernden Spaltstoffe zu beachten.

Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit ergibt sich dann entsprechend aus dem Vergleich der jeweiligen Spaltstoffkonzentrationen miteinander.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☒ Nein: ☐

Überprüfung des Einflusses des Deltas auf die Sicherheitsaussage notwendig

Literatur:

Nummer:

6.4

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:Neutronenabsorber

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 426, Kap. 3.1

Unterstützende Dokumente: EU 072.3, EU 085.2, EU 192, EU 294

Beschreibung der Aussagen:

Bei der Ermittlung der zulässigen Masse an Spaltstoffen im Querschnitt einer Einlagerungskammer sind konservative Randbedingungen gewählt worden, d. h. ein Reflektor aus 30 cm Normalbeton und Kugelgeometrie der Spaltstoffzone. Lediglich der experimentell bestimmte Salzgehalt des Grubenwassers, der aufgrund des Chlor-Anteils reaktivitätsmindernd wirkt, ist in die Berechnungen eingegangen, wobei das Grubenwasser des Hils mit dem geringeren Chlor-Anteil unterstellt worden ist.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
 - ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude
-

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Da angenommen werden kann, dass das Grubenwasser auch zukünftig einen hohen Salzanteil enthält, ist die Berücksichtigung der neutronenabsorbierenden Wirkung des Chlors grundsätzlich zulässig. Es ist allerdings zu beachten, dass auch für einen explizit berücksichtigten Neutronenabsorber die korrekte Berechnung seiner neutronenphysikalischen Auswirkungen durch eine geeignete Validierung zu belegen sowie dessen konservative Berücksichtigung sicherzustellen ist (vgl. DIN 25478).

Eine Validierung der neutronenphysikalischen Auswirkungen des berücksichtigten Chlors ist nach den vorliegenden Unterlagen nicht erfolgt, da für die Validierung der vorgenommenen Berechnungen ausschließlich Experimente ohne Chlor herangezogen wurden (vgl. EU 294).

Laut den vorliegenden Unterlagen EU 072.3 und EU 085.2 wurde in den durchgeführten Rechnungen mit Chlor der Chlorgehalt des Grubenwassers des Hils von ca. 96 g Cl/l unterstellt. Dieser Wert war der zum damaligen Zeitpunkt für das Grubengebäude geringste experimentell ermittelte Wert. EU 192 zitiert weitere, zum Zeitpunkt der Erstellung von EU 192 neuere Messungen, unter welchen eine Messung mit 94,5 g Cl/l einen noch etwas geringeren Wert ergab. Die Berücksichtigung dieses Werts führt aber laut EU 192 zu keinen nennenswerten anderen Resultaten als die zuvor durchgeführten Rechnungen. Ansonsten zitiert EU 192 für das Grubengebäude relevante Messwerte zwischen 98 g Cl/l und 230 g Cl/l. Für Messungen außerhalb des Grubengebäudes zitiert EU 192 lediglich einen, allerdings deutlich geringen Wert von ca. 54 g Cl/l, welcher aber aufgrund des Abstands des Messpunkts zum Grubengebäude für die Kritikalitätsrechnungen unberücksichtigt blieb.

Das Vorgehen, den geringsten ermittelten (d. h. konservativen) Wert für den Sicherheitsnachweis heranzuziehen, ist generell nicht zu beanstanden. Die obige Diskussion zeigt allerdings, dass es bei stichprobenartigen Messungen schwierig sein kann, den tatsächlich geringsten Wert sicher zu ermitteln. Zusätzlich erschwerend kommt hier die große Schwankungsbreite der Messwerte hinzu. Um in dieser Situation die

Verwendung eines konservativen Wertes sicherzustellen, ist daher die Verwendung einer um einen Sicherheitsabschlag reduzierte Chlorkonzentration anstelle der direkt gemessenen Konzentration zu empfehlen. Eine generelle Höhe für einen solchen Sicherheitsabschlag ist allerdings nicht festgelegt, sie ist im Einzelfall zu prüfen.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich der Würdigung von Modell- und Parameterungewissheiten

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Die Berücksichtigung des Chlors im Grubenwasser wurde nach den vorliegenden Dokumenten augenscheinlich zur Sicherstellung der Kritikalitätssicherheit bei der Betrachtung einer begrenzten Anzahl an Abfallcontainern eingeführt, für welche ein vollständiges Auslaugen der Spaltstoffe und Sammeln der Spaltstoffe in einer postulierten Vertiefung am Boden der Einlagerungskammer angenommen wurde (EU 072.3). Die Spaltstoffmenge in der gewählten Anzahl an Containern war in diesem Fall ausreichend, um mit reinem Wasser eine kritische Anordnung, d. h. mit einem Neutronenmultiplikationsfaktor um 1,0, zu bilden. Die Berücksichtigung des Chlors ergab stattdessen ein Neutronenmultiplikationsfaktor um 0,7. Offensichtlich wurde hieraus gefolgert, dass zur Sicherstellung der Kritikalitätssicherheit das Chlor im Grubenwasser grundsätzlich zu berücksichtigen ist.

Wie bereits unter Nummer 6.1.5 diskutiert, sind Betrachtungen auf Basis einer begrenzten Anzahl an Abfallgebinden nicht geeignet, um Aussagen zur Kritikalitätssicherheit zu treffen. Ferner gehen die erwähnten Untersuchungen lediglich in die Ableitung der Spaltstoffmassengrenzen pro Abfallgebinde ein, welche nach Nummer 6.1.5 nicht für den Nachweis der Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase notwendig sind. Dagegen erfolgen die unter Nummer 6.1.3 und 6.1.4 vorgenommenen Abschätzungen ohne Berücksichtigung des Chlors. Damit ist nach den bisher vorliegenden Betrachtungen keine Berücksichtigung des Chlors für den Kritikalitätssicherheitsnachweis erforderlich. Das Chlor könnte somit vernachlässigt werden und die angesprochene Problematik der Validierung und der Ermittlung einer konservativen Chlorkonzentration sich erübrigen. Allerdings ist offen, inwiefern nicht durch eine potentielle Aufkonzentrierung von Spaltstoffen (vgl. Nummer 6.1.5) die Berücksichtigung des Chlors ggf. notwendig wird.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Deutsches Institut für Normung (DIN) e.V: Einsatz von Berechnungssystemen beim Nachweis der Kritikalitätssicherheit. DIN 25478:2014-06, Beuth Verlag: Berlin, 2014

ANHANG H: Bewertungsformulare zum Themenbereich 7

Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins

Der Themenbereich umfasst 3 Bewertungsformulare auf 2 Ebenen. Die folgende Abbildung zeigt die hierarchische Struktur der Bewertungsformulare. Die einzelnen Bewertungsformulare werden auf den folgenden Seiten aufgeführt.



Abb. H.1 Hierarchische Baumstruktur der Aussagen und Informationen für den Themenbereich thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins

Nummer:

7

Anzahl der Dokumente der nächsten Ebene: 2

Titel:

Thermische Beeinflussung des Wirtsgesteins

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: P1

Beschreibung der Aussagen:

Die zulässige Temperaturerhöhung am Stoß der Einlagerungskammern wird während der Betriebsphase und bis zu einem Zeitraum von max. 100 000 Jahren auf einen Wert von 3 K festgelegt, um einerseits während der Betriebsphase des Endlagers Temperaturerhöhungen zu vermeiden, die die Stabilität des Grubengebäudes beeinflussen und um andererseits in der Nachbetriebsphase für die Rechnungen zur Nuklidausbreitung keine Temperaturabhängigkeit der Stoffwerte berücksichtigen zu müssen.

Zur Erfüllung dieser Anforderungen werden für jeden einzelnen Behältertyp nuklidspezifisch die maximalen Aktivitäten begrenzt.

Eingehende standortspezifische Informationen:

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude.

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Weitere Ebenen werden betrachtet

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

Nummer:

7.1

Anzahl der Dokumente der nächsten Ebene: 0

Titel:

Wärmetransport

Ursprungsdokument(e):

Hauptdokument: EU 072.1

Beschreibung der Aussagen:

Bei der Berechnung der Wärmeausbreitung werden eine analytische Lösung und ein numerisches Modell verwendet. Beide Berechnungsmethoden basieren auf einer eindimensionalen Geometrie. Eine dreidimensionale Berechnung der Wärmeausbreitung wurde zur Zeit der Bearbeitung als nicht möglich eingeschätzt.

Bei dem verwendeten numerischen Modell wird die Einlagerungsstrecke durch einen unendlich langen Kreiszylinder dargestellt. Innerhalb und außerhalb dieses Zylinders werden jeweils homogene und isotrope thermische Materialeigenschaften und homogene Wärmeleistungsdichten vorausgesetzt. Es liegt dann ein Wärmeleitungsproblem mit Translationssymmetrie in Richtung der Strecke und Rotationssymmetrie um deren Achse vor. Die endliche Ausdehnung des Endlagers bleibt unberücksichtigt, ebenso die gegenseitige thermische Beeinflussung der Nachbarstrecken. Wegen dieser Voraussetzungen ist dieses Modell nur für solche Radionuklide mit relativ kurzen Halbwertszeiten geeignet, bei denen das Temperaturmaximum am Kammerstoß innerhalb weniger Jahre auftritt. Außerdem wird eine momentane Befüllung einer Strecke vorausgesetzt, d.h. die Wärmeabgabe setzt in der Strecke schlagartig ein.

Da das Kriterium die Temperatur am Streckenstoß und nicht innerhalb der Strecke begrenzt, führt eine hohe Wärmeleitfähigkeit in der Strecke zu der stärksten Erhöhung der Temperatur am Streckenstoß.

Eingehende standortspezifische Informationen:

Die Berechnungen sind abhängig von den spezifischen Wärmekapazitäten und Wärmeleitfähigkeiten der Abfälle und des Wirtsgesteins. Für das Wirtsgestein werden standortspezifische Messwerte verwendet. Für die Abfälle und den Streckenversatz wird mit 10 W/(mK) ein sehr konservativer Wert für die Wärmeleitfähigkeit verwendet, da eine höhere Wärmeleitfähigkeit auch zu höheren Temperaturen am Streckenstoß führt. Vergleichswerte in (Nagra 2014) liegen im Bereich von minimal $0,8 \text{ W/(mK)}$ für Beton bis $3,9$ für gesättigten Mergel, was einen Sicherheitsfaktor von mindestens einem Faktor $2,5$ bedeutet. Ein Einfluss neuer standortspezifischer Daten wird daher als nicht relevant erachtet.

- ☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen
- ☒ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Der Nachweis der Einhaltung des Kriteriums in der Nachverschlussphase erfolgt anhand von Modellrechnungen, denen ein einfacher Modellansatz zu Grunde liegt. Für frühe Zeiten wird die Temperaturerhöhung bei Wärmezufuhr mit einem numerischen Modellansatz betrachtet, der einen unendlich langen Kreiszylinder mit homogener Wärmequelle und Rotationssymmetrie berücksichtigt. Für späte Zeiten wird ein analytischer Ansatz mit einer Linienquelle in quasistationärer Näherung und Superposition für mehrere Strecken angewandt. Das Verfahren ist vergleichsweise einfach, robust und lässt die Bewertung von Unsicherheiten über breite Variation der Parameter zu.

Eine Prognose der thermischen Beeinflussung nach dem aktuellen Stand von W&T (z. B. NAB 14-31) würde ein 3D-Modell umfassen, das die Anordnung und geometrischen Verhältnisse der Strecken abbildet und folgende Prozesse berücksichtigt:

- 1.) Einfluss des Zeitpunkts der Einlagerung der radioaktiven Abfälle sowie der Verlauf der Wärmeleistung dieser Abfälle ab diesem Zeitpunkt auf die Temperatur
- 2.) Einfluss der verwendeten Versatzmaterialien auf die Temperatur (z. B. Hydratationswärme von Zement)
- 3.) Einfluss der zeitlichen Abfolge von Einlagerungs- und Verfüllungsschritten auf die Temperatur
- 4.) Einfluss der örtlichen Verteilung der eingelagerten Abfälle im Lager bzw. innerhalb der Lagerkammern auf die Temperatur
- 5.) Die Eigenschaften des Wirtgesteins sowie die Standortbedingungen unter Tage (z. B. Sättigungsgrad)

Das für die Wärmeausbreitung verwendete eindimensionale Modell ist robust und die Parameter sind ausreichend konservativ. Der Einfluss der Verwendung eines räumlich detaillierter aufgelösten 3D-Modells nach Stand von Wissenschaft und Technik auf das Ergebnis kann ohne dessen tatsächliche Anwendung nicht abgeschätzt werden. Auf Grund des für das Endlager Konrad definierten Temperaturkriteriums am Streckenstoß, welches entlang der Einlagerungsstrecke oder radial quer zur Einlagerungsstrecke keine detaillierte räumliche Analyse der Temperatur erfordert, wird das verwendete eindimensionale Modell als ausreichend angesehen.

Bezüglich der einzelnen oben genannten Punkte ist anzumerken, dass

- 1.) der zeitliche Verlauf der Wärmeleistung berücksichtigt wurde und dass der verwendete Ansatz einer gleichzeitigen Einlagerung aller Abfälle als konservativ anzusehen ist.
- 2.) bei den Wärmetransportrechnungen für das Endlager Konrad die Wärmeentwicklung nicht berücksichtigt wurde, die zusätzlich zu jener durch die eingelagerten Radionuklide durch das Abbinden von Zement in dem Versatz der Einlagerungsstrecken hervorgerufen wird. Falls dieser Prozess absichtlich nicht betrachtet wurde, so fehlt in EU 072.1 eine nachvollziehbare Begründung für die Vernachlässigung dieser Wärmequelle.
- 3.) der verwendete Ansatz einer gleichzeitigen Einlagerung aller Abfälle als konservativ anzusehen ist.
- 4.) der gewählte Ansatz der räumlichen Mittelung der Wärmeproduktion ausreichend ist.
- 5.) ein großer Einfluss des Sättigungsgrades in den Einlagerungsstrecken auf die Wärmeleitung und die Temperaturentwicklung erwartet wird. Die zeitlich veränderliche Sättigung wurde in der Modellierung nicht berücksichtigt. Im Hinblick auf das Kriterium von 3K am Streckenstoß ist die Wahl hoher Wärmeleitfähigkeiten (und somit eines gesättigten Mediums von Beginn an) konservativ bezüglich der Temperaturentwicklung.

Die Vernachlässigung der Wärmeentwicklung durch den Abbindeprozess des Zements in dem Versatz der Einlagerungsstrecken wird als Delta im Hinblick auf das 3K-Kriterium bewertet.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☒ Nein: ☐

Aussage ist nicht belegt, Abweichung zum Stand von Wissenschaft und Technik identifiziert
Delta bezüglich berücksichtigter Prozesse

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Bei einem Streckenquerschnitt von 40 m², einer Kammernutzung von 60 % (EU 268) und einer Dichte des Versatzes von 2 500 kg/m³ (EU 268) werden pro Streckenmeter 100 000 kg Versatz eingebracht. Nach (VDZ,

zitiert in NAB-14-31) ist die Hydratationswärme von Zement in den ersten sieben Tagen 325 kJ/kg und damit eine Wärmeleistung von 0,5 W/kg oder 53,7 kW pro Meter Einlagerungstrecke. Diese Angaben sind nicht unbedingt auf den in Konrad verwendeten Versatz zu übertragen, die überschlagsmäßig abgeschätzte Wärmeleistung ist aber zumindest in einer ähnlichen Größenordnung, wie die in EU 072.1 angegebene Grenzwärmeleistung der radioaktiven Abfälle.

Der Zeitraum zum Abbinden des Zements und damit der Wärmeabgabe durch den Abbindeprozess ist kurz gegenüber dem zeitlichen Abstand vom Einbringen des Zements in die Einlagerungskammern bis zum Zeitpunkt des endgültigen Verschlusses des Endlagers. Durch das sukzessive Einlagern und Verfüllen der Einlagerungskammern gilt dies insbesondere für jene Einlagerungskammern, die bereits zu Beginn der Betriebsphase verschlossen werden. Diese haben sogar eine sehr große Standzeit bis zum endgültigen Verschluss des Endlagers. In der Nachbetriebsphase nach dem endgültigen Verschluss des Endlagers ist die Wärmeleistung durch das Zementabbinden auf vernachlässigbare Werte gegenüber jener der radioaktiven Abfälle abgeklungen. Es ist daher nicht zu erwarten, dass das 3K-Kriterium in der Nachbetriebsphase überschritten wird, und somit ist auch ein Einfluss auf die Transportprozesse der Radionuklid Ausbreitung in der Nachbetriebsphase nicht zu erwarten. Von den geomechanischen Eigenschaften des Wirtsgesteins im direkten Umfeld der Einlagerungskammern wird in der Langzeitsicherheitsanalyse kein Kredit genommen, daher ist ein eventuelles Überschreiten des 3K-Kriteriums zu einem früheren Zeitpunkt für die Nachbetriebsphase nicht relevant.

Eine Aussage über die Relevanz der Wärmeproduktion durch das Abbinden des Zements für den Zeitraum vor dem Beginn der Nachbetriebsphase wird hier keine getroffen.

Die hier durchgeführten Untersuchungen beschränken sich auf die Nachbetriebsphase des Endlagers Konrad. Es sind keine weiteren Untersuchungen im Hinblick auf das 3K-Kriterium in der Nachbetriebsphase notwendig, da keine sicherheitsrelevanten Auswirkungen festgestellt wurden.

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Einfluss des Deltas auf die Sicherheitsaussage ist nach Expertenmeinung nicht signifikant, keine Überarbeitung notwendig

Literatur:

NAB-14-31: Modellrechnungen zur Temperaturentwicklung bei der Einlagerung von radioaktiven Abfällen in das SMA-Lager und das LMA-Lager; Nagra, 2014

VDZ: Zement-Taschenbuch (Herausgeber: Verein Deutscher Zementwerke e.V.). 51. Auflage, 912 Seiten, Düsseldorf, 2008.

Nummer:

7.2

Anzahl der Dokumente in der nächsten Ebene: 0

Titel:

Grenzwärmeleistung

Ursprungsdokument:

Hauptdokument: EU 072.1

Unterstützende Dokumente: EU 036.01, P 3

Beschreibung der Aussagen:

Für alle für Konrad vorgesehenen Radionuklide wurde die Grenzwärmeleistung aus den Berechnungen zur Wärmeleitung abgeleitet. Da im Allgemeinen kein Einzelnuklid, sondern ein ganzes Spektrum vorliegt, muss dafür die Temperaturerhöhung konservativ abgeschätzt werden. Aus dieser Tatsache ergibt sich ein Summenkriterium, mit dessen Hilfe die Einhaltung der Anforderungen bezüglich der thermischen Belastung überprüft werden kann.

Die Aktivitätsgrenzwerte können über Gebindefaktoren, die von der Geometrie bei der Einlagerung abhängen, auf Einzelbinde umgerechnet werden.

Die Überprüfung der Anforderungen erfolgt über ein Summenkriterium. Dabei werden Radionuklide mit sehr geringen Aktivitätsgrenzwerten sowie einige weitere häufig vorkommende als Leitnuklide bezeichnet, die bei den Auswertungen eine Sonderrolle spielen.

Abfallbinde mit Summenwertüberschreitungen können unter Umständen zusammen mit Abfallbinden entsprechend geringer Aktivitäten eingelagert werden (verdünnte Einlagerung). Auch in diesem Fall kommt ein Summenkriterium zum Einsatz.

Eingehende standortspezifische Informationen:

Die Wärmeleistung hängt von den tatsächlich eingelagerten Radionuklidinventaren und der Anordnung der Binde ab.

☒ Abhängig von standortspezifischen Informationen zu den Abfällen

☐ Abhängig von standortspezifischen Informationen zum Grubengebäude. Insbesondere zu

Bewertung der Gültigkeit der Information:

Das in EU 072.1 beschriebene Verfahren zur Überprüfung der Anforderungen an die thermische Belastung setzt u.a. voraus, dass die Inventare und deren bei der Einlagerung vorliegende Aktivität (Zerfallswärme) bekannt sind. Das Verfahren basiert auf so gen. Referenzabfällen (EU 036.01), für die die Wärmeleistung mit dem Programm KORIGEN berechnet wurde bzw. durch Literaturangaben (Tables of isotopes, 1978) ergänzt wurden. Die Summationsgrenzwerte (und der Ansatz der „Verdünnung“) setzen zudem voraus, dass die Behälterspezifikation und Anzahl der Binde pro Streckenabschnitt unverändert sind. Mit den Endlagerungsbedingungen wurden die Anforderungskriterien aktualisiert.

Wurde ein Delta identifiziert? Ja: ☐ Nein: ☒

Aussage ist mit dieser Ebene ausreichend belegt

Empfehlung zum Umgang mit dem Delta:

Weitere Untersuchungen werden empfohlen? Ja: ☐ Nein: ☒

Literatur:

C. M. Lederer, V. S. Shirley (eds.): Tables of isotopes, 7th edition, John Leiley Sons Inc., New York 1978; zitiert in EU 072.1

P. Brennecke, J. Schumacher: Zuordnung von Abfallbehältern und Abfallbehältertypen zu Abfallkategorien, PTB, April 1984; zitiert in EU 036.01

H. W. Wiese: KORIGEN-Kurzbeschreibung und Benutzeranleitung, Karlsruhe, November 1980; zitiert in EU 036.01

ANHANG I: Änderungen des Berichts als Ergebnis des externen Reviews

Ein erster Entwurf dieses Berichts vom 31.08.2018 wurde entsprechend dem geplanten Projektablauf im Rahmen der ersten Phase der ÜsiKo im Auftrag der BGE von unabhängigen externen Gutachtern einem Peer-Review unterzogen. Im Rahmen des Peer Reviews wurde den Autoren dieses Berichts zuerst eine Liste mit Verständnisfragen übermittelt und abschließend ein bewertender Review-Bericht erstellt (Röhlig et al. 2019). Weiterhin fand am 23.01.2019 eine Öffentlichkeitsveranstaltung der BGE in Braunschweig statt, an der die Ergebnisse von den Bearbeitern präsentiert und diskutiert wurden.

Die Verständnisfragen (V) der Reviewer, die Anmerkungen im Review-Bericht (R) und die Diskussion im Rahmen der Öffentlichkeitsveranstaltung (Ö) haben zu Klarstellungen und Anpassungen im vorliegenden Bericht geführt, die zur Nachvollziehbarkeit der Arbeiten in der folgenden Tabelle zusammengefasst sind. Dabei ist der jeweilige Gegenstand und die Herkunft der Anmerkung, sowie die daraufhin vorgenommenen Änderungen am Bericht angegeben.

Tab. I.1: Überarbeitungen des Berichts auf Grund des Reviews und der Diskussion mit der Öffentlichkeit

Kapitel/ Absatz	Gegenstand und Herkunft (V, R, Ö) der Anmerkung		Durchgeführte Änderungen
Verschiedene Stellen im Text	Trennung zwischen tatsächlichem Sachverhalt und Modellvorstellung (Verschiedene Anmerkungen vor allem zu den Kapiteln 6.1 und 6.3).	V R Ö	Im gesamten Text wird stärker darauf hingewiesen, ob es sich um eine Modellvorstellung oder einen Sachverhalt handelt.
Verschiede Stellen im Text	Verwendung der Begriffe „Unterkreideszenario“, „Oxfordszenario“, „Cornbrashszenario“. Dies sind keine Szenarien, die mit den Methoden der Szenarienentwicklung abgeleitet wurden, sondern Beschreibungen der Radionuklidausbreitung über unterschiedliche Transportpfade.	R	Einfügung einer erläuternden Fußnote auf Seite 21. Es werden im Bericht nur noch die Begriffe Unterkreidepfad, Oxfordpfad und Cornbrashpfad verwendet. In den Anhängen D und E wurden einführende Anmerkungen eingefügt.
Kap. 2, Abs. 2	Unklarheit, was unter „Resthohlräumen“ zu verstehen ist.	V	Einfügung von vier erläuternden Spiegelstrichen zu Beginn von Kapitel 2.
Kap. 2.1, Abs. 1	Herkunft der Informationen zur Radionuklidmobilisierung.	V	Einfügung von Text und einem Verweis auf eine erläuternde Unterlage am Ende von Absatz 1 in Kapitel 2.1.

Kap. 2.2	Welche Durchlässigkeit wird zur Definition eines Wasserleiters herangezogen.	V	Einfügung eines Texts im Absatz hinter Tab. 2.1 mit den verwendeten Durchlässigkeitsbeiwerte für Grundwasserleiter in der Langzeitsicherheitsanalyse für das Endlager Konrad im Vergleich mit Werten nach DIN.
Kap. 4	Verwendung des Begriffs „Stand von W&T“ im Zusammenhang mit regulatorischen Aspekten.	V R	Der Begriff „Stand von W&T“ im Zusammenhang mit regulatorischen Aspekten in Kapitel 4 wird nun vermieden. Dies führt zu einer Einfügung eines erläuternden Textes zu Beginn von Kapitel 4 und der Änderung weiterer Textstellen im Verlauf des Kapitels.
Kap. 4.2, Punkt A3	Herkunft der Aussage über den Einfluss bergbaulicher Tätigkeit.	V	Einfügung Zitat Plan.
Kap. 5.3, Abs. 2	Hinweis auf durchgeführte probabilistische Untersuchungen im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens (GS 32).	V R Ö	Einfügung von erläuternden Text am Ende von Absatz 2 in Kapitel 5.3.
Kap. 6.1.1, Abs. 2	Fehlendes Zitat NEA 2016 und entsprechende Formulierung zum Stand von W&T der Szenarienentwicklung.	V R	Einfügung Zitat und Anpassung des Texts.
Kap. 6.1.1, nach Tab. 6.1	Rolle der spezifischen Annahmen bei der Szenarienentwicklung.	V	Erläuternder Text wurde im ersten und zweiten Absatz nach Tab. 6.1 eingefügt.
Kap.6.1.1, Punkt 1	Rolle der Bewertung der Funktionalität Bohrlochabdichtungen.	V	Die Aussagen zur Bewertung der Schachtverschlüsse und der Bohrlochabdichtungen bezüglich eines fehlerhaften Erstellens wurden argumentativ voneinander getrennt. Zusätzlich wurden weitere Verweise auf ergänzende Unterlagen eingefügt.
Kap. 6.1.1, Punkt 5	Unklare Aussage zu der Relevanz von Gas-Fracs.	V	Argumentative Trennung der Relevanz der Gas-Fracs für den Lösungs- und den Gaspfad.
Kap. 6.1.2, Abs. 2	Rolle der Änderung des zulässigen Abfallvolumens im Endlager im	V	Der erläuternde Text aus Kapitel 2 wurde in das Kapitel 6.1.2 an das

	Laufe des Planfeststellungsverfahrens für die Langzeitsicherheitsanalyse.		Ende von Absatz 2 verschoben und erweitert.
Kap. 6.1.3 und Kap. 6.1.4	Rolle von methyliertem Se-79 für den Gaspfad.	V R	Einfügung einer erläuternden Fußnote auf Seite 71 und Erweiterung der Deltas und der Texte zum Gaspfad dahingehend, dass die Rolle von anderen Gasen als C-14 für den Gaspfad zu prüfen ist.
Kap. 6.1.4	Rolle des kolloidgetragenen Radionuklidtransports.	V R Ö	Einfügung einer erläuternden Fußnote auf Seite 79.
Kap. 6.1.5	Gültigkeit der Strahlenschutzverordnung und deren einschlägigen Nachfolgebestimmungen.	V R	Text wurde dahingehend neutraler formuliert, dass die aktuell gültige AVV zu §47 StrlSchV zu verwenden ist.
Kap. 7	Berücksichtigung identifizierter Konservativitäten.	V R Ö	Einfügung von Tab. 7.3.