

***Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten
in Salz und Tongestein (FKZ 02 E 9511)***

Sicherheit in der Betriebsphase (A3)

DBE TECHNOLOGY GmbH
Eschenstraße 55
D-31224 Peine

Dezember 2004

Projektleiter: W. Filbert
DBE TECHNOLOGY GmbH

Zusammengestellt von: W. Filbert

Bearbeiter: W. Bollingerfehr
W. Filbert
DBE TECHNOLOGY GmbH

M. Khamis
N. Niehues
Deutsche Gesellschaft zum
Bau und Betrieb von Endlagern
für Abfallstoffe mbH (DBE)

R. Kilger
E.F. Moser
B. Gmal
Gesellschaft für Anlagen- und
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

DBE TECHNOLOGY GmbH

Die diesem Bericht zu Grunde liegenden Arbeiten wurden im Auftrag des Bundesministeriums für Wirtschaft und Arbeit (BMWA), vertreten durch den Projektträger für Wassertechnologie und Entsorgung im Forschungszentrum Karlsruhe, durchgeführt (FKZ 02 E 9511). Die Verantwortung für den Inhalt liegt jedoch allein bei den Autoren.

Dieser Bericht unterliegt samt Inhalt dem Schutz des Urheberrechts und darf nur mit Zustimmung der DBE TECHNOLOGY GmbH oder ihrer Auftraggeber ganz oder in Teilen vervielfältigt werden.

Zusammenfassung

Im Rahmen des FuE-Vorhabens „Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten in Salz und Tongestein (GEIST)“ wurde ein Endlagerkonzept im Tongestein entworfen und dem für Steinsalz vorliegenden Konzept gegenübergestellt. Dabei wurden die charakteristischen Unterschiede zwischen einem generischen Endlager für hochaktive Abfälle im Salz und einem in Tongestein herausgearbeitet. Insbesondere wurden die Besonderheiten des Wirtsgesteins Ton hinsichtlich der Technik, der Sicherheit und der Kosten analysiert und offene Fragen identifiziert. Die Gegenüberstellung konzentrierte sich auf den Bereich des Endlagers. Im vorliegenden Anlagenband A3 der Studie wurden zum Thema Sicherheit in der Betriebsphase der betriebliche Strahlenschutz, die Kritikalitätsfrage beim Endlagerkonzept in Ton und Safeguardsmaßnahmen in der Betriebsphase untersucht. Ergänzend ist eine erste Abschirmrechnung für eine bentonitummantelte HAW-Kokille durchgeführt worden.

Betrieblicher Strahlenschutz

Die Untersuchungen zu erforderlichen Strahlenschutzmaßnahmen, Strahlenexposition des Betriebspersonals sowie möglichen Störfallauswirkungen ergaben eine grundsätzliche Unabhängigkeit des betrieblichen Strahlenschutzes von der geologischen Formation, in die eingelagert werden soll. Eine Ausnahme bildet für den Ton der in den Berechnungen zur Strahlenexposition des Betriebspersonals zu berücksichtigende, noch unbekannte Anteil rückgestreuter Neutronen am Wirtsgestein.

Im Allgemeinen wird der betriebliche Strahlenschutz bestimmt durch Form und Menge der Endlagergebinde, Einlagerungskonzept und zugehörige Betriebsabläufe. Eine erste überschlägige Auslegungsrechnung zur Bestimmung der erforderlichen Abschirmung einer mit 30 cm Bentonit ummantelten HAW-Kokille ergab, dass ca. 18 cm Eisen für den Transportbehälter ausreichend sind.

Kritikalitätsbetrachtung für die Betriebsphase eines Endlagers in Ton

Im Rahmen einer generischen Kritikalitätsanalyse zur Betriebsphase eines Endlagers für bestrahlte Kernbrennstoffe in einer Tonformation wurde als relevantes Störfallszenarium der Absturz einer Brennstabkokille BSK-2 in ein 50 m tiefes Bohrloch untersucht. Als Folge des Aufpralls am Grund des Bohrloches versagt der Behältermantel, wobei ein Teil der Brennstäbe oder alle Brennstäbe aus dem Behälter freigesetzt wurden. Ein Hüllrohrversagen der Brennstäbe selbst wurde nicht angenommen. Zusätzlich wurde auch ein vom Absturz unabhängiges Überfluten der jeweiligen Anordnung mit Wasser sowie ein Verschütten mit Ton als abhängige Folge des Störfalls betrachtet. Exemplarisch wurde konservativ von UO_2 -DWR-Brennstäben mit 4 % Anfangsanreicherung und 20 GWd/tSM mittlerem Abbrand ausgegangen. Als Wirtsgestein wurde Opalinuston angenommen.

Die Ergebnisse lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Eine ungeflutete Anordnung würde immer unterkritisch bleiben. Um Kritikalität zu erreichen, muss ein Überfluten der Brennstabanordnung mit Wasser oder einem gleichwertigen Moderator unterstellt werden.
- Bei Berücksichtigung des Kokillenmantels als konzentrisch in der Bohrlochmitte positioniertes Rohr als Modell für die wahrscheinlichste Anordnung nach dem Absturz bleibt das System immer unterkritisch. Der Grund dafür ist darin zu sehen, dass sich in diesem Fall nicht hinreichend viele Brennstäbe im reaktivsten mittleren Brennstababstand anordnen können.
- Wird dagegen hypothetisch der leere Behälter getrennt von den Brennstäben angeordnet, führt dies zu annähernd gleichen Multiplikationsfaktoren wie ohne Berücksichtigung des Behälters und ermöglicht rechnerisch kritische Anordnungen.
- Fällt als Folge des Störfalls Ton in das Bohrloch und füllt dieser die freien Zwischenräume aus, steigt der Multiplikationsfaktor zwar an, bleibt aber im unterkritischen Bereich, da der Ton im Vergleich zu Wasser schlecht moderiert. Selbst bei wassergesättigtem Ton bleibt die Anordnung unterkritisch.

Die Ergebnisse enthalten hohe Konservativitäten auf Grund der unterstellten Wasserflutung, was als zweiter unterstellter, vom Absturz unabhängiger Störfall über die Anforderungen des Störfallprinzips der Kritikalitätssicherheit hinausgeht. Konservativ ist weiterhin das zur Vereinfachung angenommene reguläre Brennstabgitter bei reaktivstem mittlerem Abstand der Brennstäbe und der relativ niedrige mittlere Abbrand. Geht man von einer ungefluteten gleichmäßigen Verteilung der Brennstäbe über den gesamten Bohrlochquerschnitt aus, so ist die Anordnung weit unterkritisch.

Vergleich der Safeguardskonzepte in Salz und Tongestein

Ein Vergleich der Safeguards-Konzepte für Endlager in Salz und Tongestein zeigt auf, dass bei angenommenem ähnlichen Gesteinsverhalten auch Art und Funktion der Safeguards-Maßnahmen sich ähneln. Unterschiede resultieren im Wesentlichen aus den Materialien und Verfahren für die Herstellung der geotechnischen Barrieren im Nahbereich der eingelagerten Endlagerbehälter. Während beim Endlager in Salz der selbstabschirmende POLLUX-Behälter in der Einlagerungsstrecke mit Salzgrus umgeben wird, kommt beim Endlager in Tongestein Bentonit sowohl in kompaktierter Form in direkter Umgebung der Endlagerbehälter als auch in loser Schüttung oder pelletierter Form in den Bohrungen und Strecken zum Einsatz. Damit zusammen hängt auch die im Falle der Brennstabkokille BSK 2 zu berücksichtigende Konditionierung des Endlagergebundes. Der Prozess der „Verpackung“ der Brennstabkokille in einen Bentonitmantel und in ein Tragegestell erfordert zusätzliche Kontrollmaßnahmen bei der Konditionierung. Eine Identifikation der Brennstabkokille ist nach der Verpackung in Bentonit

direkt nicht mehr möglich. Dies kann nur mittelbar über eine der „Verpackung“ zugeordnete Kennung am Tragegestell erfolgen. Insofern ist dort ein zusätzlicher Abzweigpfad denkbar, der zusätzliche Überwachungsmaßnahmen und Kontrollen erfordert.

Ein weiterer wesentlicher Unterschied resultiert aus der Notwendigkeit, dass ein Transferbehälter zum Transport des Endlagergebindes BSK 2 (Brennstabkokille mit Bentonit ummantelt in einem Tragegestell) erforderlich wird. Das Be- und Entladen eines solchen Transferbehälters in der Konditionierungsanlage respektive in der Umladestation des Endlagers erfordert zusätzliche Überwachungsmaßnahmen, weil dabei Abzweigungs-Szenarien denkbar sind.

In beiden Endlagerkonzepten (Salz und Tongestein) ist eine planmäßige Rückholung eingelagerter Endlagergebäude nicht vorgesehen. Falls zu irgend einem Zeitpunkt dennoch überlegt werden sollte, Maßnahmen zur Rückholung einzusetzen, sind Unterschiede aufgrund der Wirtsgesteinseigenschaften festzustellen. Je nachdem, zu welchem Zeitpunkt eine solche Rückholung gedacht ist, erhöht sich dabei unter anderem auch der Aufwand für Kühlungsmaßnahmen während der bergmännischen Wiederauf-fahrung des verfüllten Grubengebäudes. Der Zeitpunkt, an dem ein Zugang zu den Endlagergebänden möglich ist, wird durch die max. Belastung des Versatzmaterials Bentonits mit 100 °C und für Salz und Salzgrus mit 200 °C bestimmt. Das bedeutet, dass endgelagerte Behälter aus einem Endlager in Ton früher zurückgeholt werden könnten.

Aufgrund des ähnlichen Verformungsverhaltens der Wirtsgesteine Ton und Salz kann festgehalten werden, dass das bereits vorliegende deutsche Safeguards-Konzept für ein Endlager in Salz auch auf Tonformationen übertragbar ist. Die weitere Betrachtung der Endlagergebäude und der Betriebsabläufe hat gezeigt, dass die zusätzliche Verpackung der Brennstabkokille mit einem Bentonitmantel eine eindeutige Identifikation der BSK erschwert. Damit ist die lückenlose Verfolgung dieses Endlagergebändes durch die Anlagen- und Gebäudeteile des Endlagers nur indirekt über eine Kennung am Tragegestell für BSK 2 und Bentonitmantel möglich.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	Betrieblicher Strahlenschutz	5
2.1	Einteilung des Endlagers in Strahlenschutzbereiche	6
2.2	Gebindeeingangskontrolle des Strahlenschutzes	7
2.3	Kontaminationsüberwachung	8
2.4	Überwachung der Ortsdosis und Ortsdosisleistung	9
2.4.1	Ortsdosisüberwachung	9
2.4.2	Ortsdosisleistungsüberwachung	10
2.5	Überwachung der Wetter und der Raumluft	10
2.6	Personenüberwachung	11
2.6.1	Überwachung der externen Strahlenexposition	11
2.6.2	Inkorporationsüberwachung	11
2.6.3	Kontaminationsüberwachung	12
2.7	Emissions- und Immissionsüberwachung	12
2.7.1	Emissionsüberwachung	12
2.7.2	Immissionsüberwachung	13
2.8	Strahlenexposition des Betriebspersonals	14
2.8.1	Strahlenexposition durch äußere Strahlung	14
2.8.2	Ergebnisdarstellung	16
2.9	Ermittlung und Klassifizierung von Störfällen	16
2.9.1	Festlegung relevanter Betriebsbereiche	16
2.9.2	Festlegung relevanter Betriebsabläufe	17
2.10	Störfallanalyse	20
2.10.1	Anlageninterne Störfälle	20
2.10.2	Störfälle durch Einwirkungen von außen	21
2.11	Bewertung und Klassifizierung der Störfälle	23
2.12	Ergebnisse der vorläufigen Aufstellung von Störfallgruppen und Ereignisdefinitionen	23
2.13	Abschirmrechnung einer mit Bentonit ummantelten HAW-Kokille	27
2.13.1	Beschreibung der Kokille	28
2.13.2	Bestimmung der Quellstärken	29
2.13.2.1	Neutronen- und γ -Quellen der Kokille	29
2.13.2.2	Abtrennung von Uran und Plutonium	30
2.13.2.3	Rechnerische Bestimmung der Neutronen-Quellstärken und der Dosisleistung	30
2.13.3	Durchführung der Abschirmrechnung	31
2.13.3.1	Rechenprogramm MCNP	31
2.13.3.2	Energiespektren	32
2.13.3.3	Abschirmgeometrie	33
2.13.3.4	Abschirmmaterialien	35
2.13.4	Erste Ergebnisse	36

2.13.4.1	Darstellung der Detektorpunkte	36
2.13.4.2	Dosisleistung für Gamma und Neutronen	37
2.13.4.3	Ergebnis	38
3	Kritikalitätsbetrachtung für die Betriebsphase eines Endlagers in Ton	39
3.1	Endlagerkonzept BSK 2 in Tonversatz in vertikalen Bohrlöchern	39
3.2	Aspekte der Kritikalitätssicherheit in dem betrachteten Endlagerkonzept während der Betriebsphase	39
3.3	Kritikalitätsanalyse zum Störfallereignis „Absturz einer Brennstabkokille“	41
3.3.1	Bestimmung des Nuklidinventars durch Abbrandrechnung	41
3.3.2	Rechnungen zur Kritikalität	43
3.3.3	Rechenergebnisse	48
4	Vergleichende Gegenüberstellung von Safeguardskonzepten für ein Endlager in Salz und Tongestein	55
4.1	Endlagerung in Salz	56
4.1.1	Endlagerkonzept	56
4.2	Referenz-Safeguards-Konzept für ein Endlager in Salz	59
4.3	Endlagerung in Tongestein	61
4.3.1	Ausgewählte Endlagerbehälter	62
4.3.1.1	POLLUX-Endlagerbehälter	62
4.3.1.2	Bentonitummantelte Brennstabkokille (BSK 2)	63
4.3.2	Abfallmengengerüst	63
4.3.3	Endlagerkonzept für POLLUX 3-Behälter	64
4.4	Endlagerkonzept für Brennstabkokillen BSK 2	65
4.5	Safeguards-Konzept für Endlager in Tongestein in der Betriebsphase	67
4.5.1	Angenommene Bedrohung	68
4.5.2	Safeguards-Konzept	68
5	Vergleich der Sicherheit in der Betriebsphase im Salz und Ton	73
5.1	Gegenüberstellung des betrieblichen Strahlenschutzes für Endlagerung in Salz oder Tongestein	73
5.2	Zusammenfassung der Kritikalitätsbetrachtung für die Betriebsphase eines Endlagers in Ton	76
5.3	Vergleich der Safeguards-Konzepte für Endlager in Salz und Tongestein	77

6	Literaturverzeichnis	81
7	Abbildungsverzeichnis	85
8	Tabellenverzeichnis	87
9	Abkürzungsverzeichnis	89
10	Verzeichnis der Anlagenbände	91

1 Einleitung

Mit der Entscheidung der Bundesregierung neben dem Endlagermedium Salz auch andere geologische Formationen auf ihre Eignung als Wirtsgestein für radioaktive Abfälle zu untersuchen, ergibt sich auch die Notwendigkeit, grundlegende konzeptionelle Ansätze für ein generisches Endlager in nichtsalinarem Gestein zu entwickeln.

Untersuchungen zur Endlagerung hochradioaktiver Abfälle im Salz werden in der Bundesrepublik Deutschland seit mehr als 30 Jahren durchgeführt. Im Rahmen einer Vorstudie fasste das Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) im Auftrag des Bundesministeriums für Forschung und Technologie 1979 den bis dahin vorliegenden Kenntnisstand zur Direkten Endlagerung zusammen. In dem auf diesen Ergebnissen aufbauenden Forschungs- und Entwicklungsschwerpunkt Andere Entsorgungstechniken wurde in den Jahren 1981 bis 1984 ein technisches Konzept für die Direkte Endlagerung entwickelt und ein umfassender Vergleich der beiden Entsorgungswege mit und ohne Wiederaufarbeitung angestellt. Die Bundesregierung entschied auf Grundlage der dabei erzielten Ergebnisse, die Arbeiten zur Direkten Endlagerung bis zur Anwendungsreife weiterzuführen. In diesem Zusammenhang wurden von 1985 bis 1993 sowohl Demonstrationsvorhaben als auch systemanalytische Arbeiten durchgeführt. Während in den Demonstrationsversuchen technische Komponenten entwickelt und erprobt wurden, dienten die Systemanalyse Mischkonzept (SAM) /1-1/ und die Systemanalyse Endlagerkonzepte (SEK) /1-2/ dazu, für unterschiedliche Mischungsverhältnisse von Brennelementen und Wiederaufarbeitungsabfällen vollständige Entsorgungssysteme zu erarbeiten und hinsichtlich Sicherheit, technischer Machbarkeit und Wirtschaftlichkeit zu bewerten.

Seit 1979 wurde der Salzstock Gorleben auf seine Eignung als Endlager für alle Arten fester radioaktiver Abfälle untersucht. Über zwei Schächte und entsprechende Strecken wurde der Salzstock in 840 m Teufe bis zum Moratorium 2000 großräumig erschlossen und geowissenschaftlich erkundet. Nach Feststellung der Eignung aufgrund der Erkundung sollte sich das atomrechtliche Genehmigungsverfahren mit dem Ziel der Errichtung und des Betriebes des Endlagers anschließen. Um dieses Ziel wirksam erreichen zu können, war es erforderlich, ein Konzept für eine durchzuführende Planung zu erstellen. Das Planungskonzept sollte parallel zur untertägigen Erkundung des Salzstockes durchgeführt werden und die Grundlage für standortspezifische Sicherheitsanalysen, die für den Eignungsnachweis des Salzstockes notwendig sind, bilden.

Ende der 90er Jahre wurde spezifisch für den Standort Gorleben auf Basis der bis dahin bekannten Erkundungsergebnisse und einer präzisierten Abfallprognose bis 2080 eine Aktualisierung des Konzeptes Endlager Gorleben /1-3/ erarbeitet. Insofern liegen Untersuchungs- und Planungsergebnisse für ein Endlager im Salz in einem hinreichenden Tiefgang vor, der für eine vergleichende Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten in anderen geologischen Formationen erforderlich ist.

Zielsetzung des nachfolgend beschriebenen Vorhabens ist es, die Grundlagen für eine Gegenüberstellung eines generischen Endlagers im Salz und eines im Tongestein unter vergleichbaren Randbedingungen zu schaffen. Dazu sind die wesentlichen Unterschiede der beiden Konzepte herauszuarbeiten und ihre Auswirkungen in Bezug auf Sicherheit, technische Machbarkeit und Kosten etc. zu analysieren. Ausgehend von dieser allgemeinen Zielsetzung wurden umfangreiche Planungen und Untersuchungen durchgeführt und die jeweiligen Ergebnisse in einem zusammenfassenden Hauptband /1-4/ und 6 Anlagenbände (A1 – A6) dargestellt.

Die veröffentlichten internationalen Überlegungen und konzeptionellen Ansätze für ein Endlager im Tongestein wurden für die Länder Belgien, Schweiz, Frankreich und Spanien zusammengestellt. Berücksichtigung fanden dabei die zugrundeliegenden Endlagerszenarien, Behälterkonzepte und Materialien, radiologische und thermische Basisdaten, Einlagerungskonzepte, Endlagerauslegung und -technik, Sicherheitsnachweiskonzepte sowie Terminpläne und Kostenansätze für die Realisierbarkeit der Endlager (Anlagenband 1) /1-5/.

Um einen Vergleich der technischen Endlagerkonzepte im Wirtsgestein Salz und Ton zu ermöglichen, wurde zunächst das deutsche technische Endlagerkonzept in Salz (Stand 1998) zusammenfassend dargestellt. Beschrieben wurde das zugrundegelegte Abfallmengenszenarium, die berücksichtigten Behälterkonzepte, radiologische und thermische Basisdaten, Einlagerungskonzepte, Endlagerflächenbedarf und Anforderungen an Verfüllmaßnahmen und -materialien sowie Verschlussmaßnahmen. Zur Aufstellung eines technischen Endlagerkonzeptes im Wirtsgestein Ton wurden danach die dazu vorhandenen bergmännischen Erfahrungen bei der Streckenauffahrung und beim Bohren ausgewertet, das Abfallmengenszenarium 2002 dargestellt, Behälterkonzepte und -materialien international und national ausgewertet, Endlagerauslegungen für POLLUX-Behälter, HAW- und Brennstabkokillen durchgeführt sowie ein Verfüll- und Verschlusskonzept aufgestellt. Der Vergleich der beiden technischen Endlagerkonzepte erfolgte in den Bereichen Bergbau in den Wirtsgesteinen, Endlagerbehälterkonzepte, erforderliche Endlagerflächen, Verfüll- und Verschlusskonzept sowie Kosten (Anlagenband 2) /1-6/.

Betrachtungen zur Sicherheit in der Nachbetriebsphase wurden hinsichtlich Langzeitsicherheit, Kritikalitätssicherheit und Safeguardsaspekten durchgeführt (Anlagenband 4) /1-7/.

Ein Vergleich der Wirtsgesteine Ton/Tonstein und Steinsalz in den Ablagerungsräumen der Norddeutschen Senke und des Süddeutschen Molassebeckens schließen das Vorhaben ab. Darin enthalten sind die Anforderungen an ein Wirtsgestein, die geologische Situation im Süddeutschen Molassebecken und in der Norddeutschen Senke, die Evaporitgesteine in der Norddeutschen Senke, Mineralogie, Temperaturumfeld der Gesteine und ihre Explorierbarkeit. (Anlagenband 5) /1-8/.

Auswirkungen auf den Langzeitsicherheitsnachweis eines Endlagers haben die wesentlichen Unterschiede des chemisch/mineralischen Stoffbestandes und damit die Materialeigenschaften der Wirtsgesteine Salz und Ton. So sind bei der Endlagerung im Ton zusätzlich chemische Rückhaltemechanismen wie die Sorption von Radionukliden zu betrachten. Im Ton sind des Weiteren Prozesse nicht auszuschließen, die das Rückhaltevermögen chemischer Barrieren und die Abdichtfunktion hydraulischer Barrieren beeinflussen können. Darüber hinaus werden die chemisch/mineralogischen Charakteristika von Evaporit- und Tonsedimenten sowie von Verfüll- und Abdichtmaterialien beschrieben (Anlagenband 6) /1-9/.

Im vorliegenden Anlagenband 3 „Sicherheit in der Betriebsphase“ werden Betrachtungen thematisch für den betrieblichen Strahlenschutz, hinsichtlich der Kritikalität beim Endlagerkonzept im Ton und für Safeguardsmaßnahmen in der Betriebsphase durchgeführt. Als eine erste Grundlage für die Einlagerungstechnologie wird im Rahmen des Strahlenschutzes weiterhin eine Abschirmrechnung für eine mit Bentonit ummantelte HAW-Kokille durchgeführt.

2 Betrieblicher Strahlenschutz

In den Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk /2-1/ sind Grundsätze formuliert, die unabhängig davon gelten, in welcher geologischen Formation die radioaktiven Stoffe gelagert werden. Die für den Betrieb eines Endlagers geltenden Schutzziele werden durch das Atomgesetz (AtG) /2-2/ und die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) /2-3/ vorgegeben. Darüber hinaus sind alle übrigen einschlägigen Vorschriften zu beachten. Das wesentliche Schutzziel der Strahlenschutzgesetzgebung ist nach § 1 des Atomgesetzes:

- Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung zu schützen.

In § 6 StrlSchV sind die zum Erreichen des o. a. Schutzzieles dienenden Strahlenschutzgrundsätze formuliert, danach ist

- jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt zu vermeiden
- jede Strahlenexposition oder Kontamination von Personen oder der Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalles auch unterhalb der in dieser Verordnung festgelegten Grenzwerte so gering wie möglich zu halten.

Maßnahmen zur Verwirklichung oben genannter Schutzziele und Grundsätze sind in den bereits erwähnten "Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk" aufgeführt. Hierzu gehören unter anderem:

- die Standortauswahl zur Gewährleistung der Langzeitsicherheit
- das Mehrbarrierenkonzept, bestehend aus Abfallform, Verpackung, Versatz, Endlagerformation, Deckgebirge/Nebengestein
- die Anwendung anerkannter Regeln der Technik bei Errichtung, Betrieb und Stilllegung des Endlagers.

Weitere aus Sicht des Strahlenschutzes zu beachtende Vorschriften sind z. B.:

- die Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) /2-4/
- Empfehlungen von Expertengruppen wie z. B. der Strahlenschutzkommission (SSK)
- Regeln, Normen, Beschlüsse
- wie z. B. die sicherheitstechnischen Regeln des kerntechnischen Ausschusses (KTA), die Normen des Deutschen Institutes für Normung (DIN), die Bestimmungen der Berufsgenossenschaften und anderer Fachorganisationen und die Weisungsbeschlüsse der TÜV-Leitstellen bei der VdTÜV.

Neben diesen aus Strahlenschutzsicht zu beachtenden Vorschriften sind natürlich auch die bergrechtlichen und wasserrechtlichen und sonstige Bestimmungen anzuwenden. Die hier aufgeführten Schutzziele, Grundsätze und Vorschriften werden bereits bei der Planung berücksichtigt. Während des Betriebes wird die Einhaltung der Schutzziele und Grundsätze durch Maßnahmen des betrieblichen Strahlenschutzes sichergestellt. In der Nachbetriebsphase werden die Schutzziele durch die getroffene Standortauswahl und das angewandte Mehrbarrierenkonzept erreicht.

Im Rahmen des betrieblichen Strahlenschutzes werden folgende Kontroll- und Überwachungsmaßnahmen durchgeführt, die im wesentlichen den Maßnahmen bei der Endlagerung im Salz entsprechen.

Hierzu zählen:

- Einteilung des Endlagers in Strahlenschutzbereiche
- Gebindeeingangskontrolle des Strahlenschutzes
- Kontaminationsüberwachung
- Überwachung der Ortsdosis und Ortsdosisleistung
- Überwachung von Wetter und Raumluft
- Personenüberwachung
- Emissions- und Immissionsüberwachung

2.1 Einteilung des Endlagers in Strahlenschutzbereiche

Nach der Strahlenschutzverordnung ist auf Grund der externen Strahlung sowie einer möglichen Kontamination die Einteilung des Endlagers in Strahlenschutzbereiche erforderlich. Dabei ist zu unterscheiden zwischen

- den Sperrbereichen,
- den Kontrollbereichen und
- den Überwachungsbereichen.

Sperrbereiche sind die Teile des Kontrollbereiches, in denen die Ortsdosisleistung höher als 3 mSv/h sein kann. Dieses ist die Umladezelle in der Umladehalle.

Kontrollbereiche sind Bereiche, in denen die Möglichkeit besteht, dass Personen im Kalenderjahr eine höhere effektive Dosis von mehr als 6 mSv nach § 36 StrlSchV bei einem Aufenthalt von 40 Stunden je Woche und 50 Wochen im Kalenderjahr erhalten können, soweit keine anderen begründeten Angaben über die Aufenthaltszeit vorliegen. Die Möglichkeit der Strahlenexposition besteht überall dort, wo Endlagergebäude gehandhabt und gelagert werden. Alle diesen Bereichen wettertechnisch nachgeschalteten Räume werden ebenfalls zum Kontrollbereich erklärt.

Überwachungsbereiche sind Bereiche, in denen Personen im Kalenderjahr höhere effektive Dosen als die Grenzwerte von mehr als 1 mSv nach § 36 StrlSchV, erhalten können. Dazu gehören:

- alle übertägigen Anlagen- und Gebäudeteile auf dem Gelände des Einlagerungsschachtes, die nicht zum Kontrollbereich gehören
- alle untertägigen Anlagenteile, die nicht zum Kontrollbereich gehören.

Außerhalb des Betriebsgeländes darf die Strahlenexposition, hervorgerufen durch Emissionen aus dem Endlager über Abluft oder Abwasser je 0,3 mSv/a nicht überschreiten, ferner effektive Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung 1 mSv im Kalenderjahr nicht überschreiten (2000 Stunden).

2.2 Gebindeeingangskontrolle des Strahlenschutzes

Die Gebindeeingangskontrolle des Strahlenschutzes umfasst die Kontrollmaßnahmen und -messungen, die aus Sicht des betrieblichen Strahlenschutzes notwendig sind und vom Strahlenschutzpersonal durchgeführt werden. Sie dient dazu, die erforderliche Vorsorge für das Betriebspersonal bei der Annahme, Handhabung und Endlagerung der angelieferten Gebinde im Hinblick auf unzulässige Kontaminationen und Strahlenbelastungen zu treffen. Bei der Gebindeeingangskontrolle wird in verschiedenen Arbeitsgängen festgestellt, ob die angelieferten Gebinde unfallfrei und unbeschädigt vorliegen und ob die für den Transport vorgeschriebenen Grenzwerte für Ortsdosisleistung und Oberflächenkontamination bei den Transportbehältern eingehalten werden. Diese Maßnahmen unterscheiden sich nicht von der bei der Endlagerung im Salz beschriebenen Gebindeannahme.

Nach der Einfahrt in die Umladehalle wird am Typ B(U) Transportbehälter die Oberflächenkontamination festgestellt. Gegebenenfalls wird eine Dekontamination durchgeführt. Ferner wird die Ortsdosisleistung an der Oberfläche und in 1 m Abstand vom Behälter gemessen, wobei die Gamma- und die Neutronendosisleistung gemessen werden.

Die gemessenen Werte werden mit den zulässigen Grenzwerten nach den geltenden Transportvorschriften verglichen. Die Ergebnisse von Kontaminations- und Ortsdosisleistungsmessung werden registriert und dokumentiert.

Bei Typ B(U) Transportbehältern, die auf dem Weg zum Endlager in einen Unfall verwickelt waren, wird beim Umladen der Endlagergebände aus dem Transportbehälter in den innerbetrieblichen Transferbehälter die Abluft aus der Umladezelle über Filter geleitet. Das Ausmaß der Schädigung wird festgestellt und der Strahlenschutz entschieden, welche zusätzlichen Maßnahmen zum Schutz des Betriebspersonals und zur Ver-

hinderung einer Kontaminationsverschleppung bei der weiteren Behandlung der betroffenen Endlagergebinde notwendig sind. An den aus dem Typ B(U) Transportbehälter entladenen Endlagergebinden für die Bohrlochlagerung werden innerhalb der Umladezelle Wischtestproben entnommen. Diese Proben werden zur Auswertung aus der Umladezelle ausgeschleust. Bei Überschreiten von innerbetrieblich festzulegenden Grenzwerten werden die Endlagergebinde, bevor sie in den innerbetrieblichen Transportbehälter verbracht werden, dekontaminiert.

2.3 Kontaminationsüberwachung

Oberflächenkontaminationen sind dort möglich, wo Endlagergebinde umgeladen, gehandhabt, transportiert und eingelagert werden. Nichtfesthaftende Oberflächenkontamination kann durch Luft oder Wetter auch in andere Bereiche verschleppt werden. Im hier zu betrachtenden Endlager besteht nur eine sehr geringe Kontaminationsgefahr, weil die Abfälle bereits endlagergerecht in den gasdicht verschweißten Endlagerbehältern angeliefert werden, und weil im Rahmen der Gebindeeingangskontrolle auch die Endlagerbehälter auf Kontamination überprüft und bei Bedarf dekontaminiert werden.

Nach den Strahlenschutzgrundsätzen des § 6 StrlSchV ist jede unnötige Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt zu vermeiden. Dies bedingt eine genaue Überwachung von Arbeitsflächen, die Verhinderung von Kontaminationsverschleppung und vorbeugende Maßnahmen im Umgang mit kontaminierten Gegenständen. Nach § 6 StrlSchV sind darüber hinaus Kontaminationen auch unterhalb der festgesetzten Grenzwerte so gering wie möglich zu halten. Diese festgesetzten Grenzwerte werden in § 44 der StrlSchV angegeben und beziehen sich auf die Arbeitsplätze, Verkehrsflächen und auf die Schutzkleidung, die getragen wird.

Bei der Überwachung von Oberflächen im Kontrollbereich werden zwei unterschiedliche Überwachungsmaßnahmen durchgeführt:

- Routineüberwachung
- Bedarfsüberwachung

Die Routineüberwachung wird im Kontrollbereich in zeitlich festgelegten oder durch den betrieblichen Ablauf im Endlager festgelegten Kontrollintervallen durchgeführt. Die Bedarfsüberwachung erfolgt in zeitlich nicht festgelegten Intervallen; die Messungen werden angefordert (z. B. bei Wartungs-, Reparatur- oder Umrüstarbeiten) oder sie werden vom Strahlenschutz angeordnet, sobald es Hinweise aus den routinemäßig durchgeführten Überwachungsmaßnahmen gibt.

Personen, Transportfahrzeuge und Betriebsmittel und -stoffe, die den Kontrollbereich verlassen, werden auf Kontaminationen überprüft. Werden Kontaminationen, die über

festgelegten Grenzwerten liegen, festgestellt, werden entsprechende Dekontaminierungs- und Entsorgungsmaßnahmen durchgeführt. Die Grenzwerte richten sich nach der Strahlenschutzverordnung und bei den Transportfahrzeugen und Typ B(U) Transportbehältern, die die Anlage verlassen, nach der Gefahrstoffverordnung für Straße und Eisenbahn /2-5/. Fester betrieblicher Abfall, dessen Ausmessung zu aufwendig ist, wird als kontaminierter Abfall entsorgt. Flüssige Abfälle werden auf Aktivitätskonzentrationen überprüft. und entsprechend behandelt.

Der Einzelabschirmbehälter wird nach jedem Transport innen und außen auf Oberflächenkontamination überprüft. Personen und Gegenstände, die sich nur im Überwachungsbereich oder einem Nichtstrahlenschutzbereich aufgehalten haben, können im allgemeinen nicht kontaminiert werden und werden deshalb nicht routinemäßig, sondern nur auf Anforderung ausgemessen. Kontaminationen, die bei der Eingangskontrolle, im Kontrollbereich oder am Kontrollbereichsübergang festgestellt werden und die den jeweils festgelegten Grenzwert überschreiten, werden sofort dem zuständigen Strahlenschutzbeauftragten gemeldet. Dieser veranlasst die notwendigen Dekontaminationsmaßnahmen.

2.4 Überwachung der Ortsdosis und Ortsdosisleistung

Die wesentliche Quelle der einlagerungsbedingten Strahlenexposition des Betriebspersonals ist die Strahlung der Endlagergebinde. Sie setzt sich aus Neutronen- und Gammastrahlung zusammen. Die neben der bereits beschriebenen Ortsdosisleistungsmessung bei der Gebindeeingangskontrolle durchzuführenden Überwachungsmaßnahmen verfolgen zwei Ziele:

- Ermittlung von Personendosen. Dies geschieht durch die amtlichen und nicht-amtlichen, am Körper getragenen Dosimeter und wird in Abschnitt 2.6 "Personenüberwachung" näher beschrieben.
- Erfassung der Strahlungsfelder, um Betriebsabläufe nach den Gesichtspunkten der Dosisminimierung zu gestalten. Dabei ist eine lückenlose messtechnische Erfassung der Strahlungsfelder nach Ort und Zeit nicht notwendig, vielmehr ist es ausreichend, an ausgewählten Punkten Ortsdosisleistungen und deren Zeitintegral, d. h. Ortsdosen, zu messen. Die Ergebnisse dieser Messungen werden vom Strahlenschutzpersonal ausgewertet und dokumentiert.

2.4.1 Ortsdosisüberwachung

Die gemischten Neutronen- und Gammastrahlungsfelder machen eine getrennte Überwachung der Neutronen- und Gammastrahlungsfelder mit unterschiedlichen Dosimetern erforderlich. Die geplante Ortsdosisüberwachung erstreckt sich auf Teile des Kontroll-

und Überwachungsbereiches. Die Standortauswahl der Dosimeter orientiert sich an folgenden Messzielen:

- Überwachung der Arbeitsbereiche des Betriebspersonals
- Überwachung der Transportwege der Endlagergebinde innerhalb der Anlage
- Vergleich der Ortsdosen mit gemessenen, zeitintegrierten Ortsdosisleistungen
- Überwachung als Vergleichsmöglichkeit mit der im Beweissicherungsprogramm ermittelten Grundbelastung.

2.4.2 Ortsdosisleistungsüberwachung

Bei der Ortsdosisleistungsüberwachung unterscheidet man zwischen stationären Messungen und mobilen Bedarfsmessungen. Beide Messverfahren erfüllen unterschiedliche Aufgaben.

Die stationären Messungen werden kontinuierlich durchgeführt und ermöglichen eine ständige Überwachung des gewünschten Standortes. Sie dienen der Überwachung der Arbeitsbereiche des Betriebspersonals und der Überwachung der Transportwege der Endlagergebinde. Die dafür verwendeten Messgeräte verfügen über eine Messwertanzeige und dienen als Warngerät bei Überschreitung der eingestellten Warnschwellen. Die Messergebnisse können z. B. auch in einer zentralen Warte dargestellt und dokumentiert werden (mit Ausnahme der Messwerte von Messgeräten in Fahrerkabinen).

Für Bedarfsmessungen an beliebigen Orten, die durch die stationären Anlagen nicht oder nicht ausreichend abgedeckt werden, werden vom Strahlenschutz tragbare, netzunabhängige Geräte für die Messung von Gamma- oder Neutronenstrahlung bereitgehalten.

2.5 Überwachung der Wetter und der Raumluft

Bei der Anlieferung der Gebinde können Oberflächenkontaminationen nicht vollständig ausgeschlossen werden. Das Ablösen und Aufwirbeln von solchen nichtfesthaftenden Oberflächenkontaminationen führt zu Luftkonzentrationen, die zwar sehr gering aber doch über den Inhalationspfad zur Strahlenexposition beitragen können.

Die Verpackung der Brennstäbe in dichtverschweißten Endlagerbehältern gewährleistet, dass es im bestimmungsgemäßen Betrieb keine bedeutsamen Freisetzungen aus den Endlagergebinden gibt. Dennoch wird die Raumluft in den Transportwegen über und unter Tage und in besonderen Bereichen (z. B. Einlagerungsbereich) überwacht. Die Überwachung erstreckt sich auf flüchtige Radionuklide wie Tritium, Kohlenstoff und

Edelgase sowie auf aerosolgetragene radioaktive Stoffe, die mit Hilfe von mobilen Festfiltergeräten gesammelt und im Labor ausgemessen werden.

2.6 Personenüberwachung

Die Personenüberwachung gliedert sich in die Maßnahmen zur

- Überwachung der externen Strahlenexposition,
- Inkorporationsüberwachung und
- Kontaminationsüberwachung.

2.6.1 Überwachung der externen Strahlenexposition

Eine externe Strahlenexposition ist bei der Handhabung der radioaktiven Abfälle nicht zu vermeiden. Sie setzt sich aus der Exposition durch Neutronen- und Gammastrahlung zusammen. Die Höhe der externen Strahlenexposition ist abhängig von der Aufenthaltszeit in der Nähe der Gebinde, dem Abstand vom Gebinde und der radialen Dosisleistungsverteilung der jeweiligen Gebinde sowie eventuellen Streustrahlungsanteilen.

Bei allen im Kontrollbereich tätigen Personen wird die Personendosis mit amtlichen und zusätzlich mit betrieblichen nichtamtlichen Dosimetern bestimmt. Bei besonderen Arbeiten, z. B. in Gebindenähe bei erhöhter Ortsdosisleistung, können zusätzlich Alarm- und Teilkörperdosimeter zur Verfügung gestellt werden.

Neben der Messung der Personendosis kann die durch externe Strahlenexposition verursachte Körperdosis aufgrund der Aufenthaltszeit von Personen in Bereichen von bekannter Ortsdosisleistung abgeschätzt werden. Auf diese Weise können z. B. die Ergebnisse der Messung der Personendosis überprüft werden.

2.6.2 Inkorporationsüberwachung

Inkorporation, also die Aufnahme radioaktiver Stoffe in den Organismus, kann durch Inhalation, Ingestion (Nahrungsaufnahme) sowie über offene Wunden erfolgen. Aufgrund der Bedingungen im Endlager (gasdicht verschweißte Endlagerbehälter) und der geschilderten Strahlenschutzmaßnahmen (Gebindeeingangskontrolle, Überwachung der Oberflächenkontamination an Arbeitsplätzen, Wetter- und Raumluftüberwachung) wird hier eine regelmäßige Inkorporationskontrolle nicht vorgesehen. Wenn aus besonderem Anlass Gründe für einen Inkorporationsverdacht vorliegen, kann eine Untersuchung auf Inkorporation extern durchgeführt werden.

2.6.3 Kontaminationsüberwachung

Da im Endlager aus den bereits genannten Gründen eine Kontaminationsgefährdung als gering eingestuft wird, ist eine regelmäßige Kontaminationskontrolle des Personals nur an den Kontrollbereichsausgängen vorgesehen. Diese Kontrolle erfolgt mit Hand-Fuß-Kleidermonitoren oder mit Ganzkörperkontaminationsmonitoren.

Daneben werden tragbare Handgeräte vorgehalten, um bei Bedarf, z. B. bei Kontaminationsverdacht jederzeit und an jedem Ort eine Kontaminationskontrolle durchführen zu können.

2.7 Emissions- und Immissionsüberwachung

2.7.1 Emissionsüberwachung

Die Emissionsüberwachung des Endlagers soll eine Beurteilung der aus der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser resultierenden Strahlenexposition von Personen in der Umgebung ermöglichen und eine Kontrolle der Einhaltung der Emissions- und der Dosisgrenzwerte gewährleisten. Der Umfang der Maßnahmen orientiert sich dabei an den entsprechenden Regeln in der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI), des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) (z. B. KTA 1503.1 /2-6/ und KTA 1504 /2-7/) und am Grundsatz der Verhältnismäßigkeit.

Aktivitätsabgabe über die Abluft

Da die Endlagerbehälter dicht verschweißt sind, ist während des bestimmungsgemäßen Betriebes mit keiner Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus dem Endlagerbehälter zu rechnen (einzige Ausnahme: Tritium kann durch die Behälterwandung permeieren; die Mengen sind jedoch aufgrund des geringen Tritiuminventars und der Temperatur der Behälterwandung unerheblich). Eine Freisetzung während des bestimmungsgemäßen Betriebes in der Umladehalle, auf dem Transportweg oder in der Einlagerungskammer ist daher nur möglich, wenn die Oberfläche des Endlagerbehälters oder des Typ B(U) Transportbehälters radioaktiv kontaminiert ist. Eine Oberflächenkontamination wird jedoch durch die Gebindeeingangskontrolle festgestellt und beseitigt.

Die ausziehenden Wetter werden entsprechend der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen überwacht. Wegen der geringen zu erwartenden Konzentration scheiden direktanzeigende Überwachungsgeräte aus. Dem Abwetterstrom im Wetterkanal wird daher mit einem Probenahmemechanismus ein Teilstrom

entnommen und geeigneten Sammelgeräten zugeführt, wobei eine kurze Probenahmeleitung anzustreben ist. Im Messraum befinden sich ein Jod-Sammler, ein H-3/C-14-Sammler, ein Festfiltergerät mit kontinuierlich betriebenen Detektor und evtl. ein Kr-85 Monitor.

Die Abluft aus der Umladezelle wird über den Kamin abgeleitet. Auch hier ist beim normalen Betriebsablauf mit keiner Aktivitätsfreisetzung zu rechnen. Daher wird die Abluft auch nicht über Filter geleitet. Lediglich, wenn nach einem Transportunfall die Möglichkeit besteht, dass der Endlagerbehälter nicht mehr ganz dicht ist, werden Filter in den Abluftweg geschaltet. Auch hier wird mit Hilfe eines Probenahmereichens ein Teilstrom entnommen und den Sammelgeräten zugeführt und hier befinden sich im Messraum ebenso ein Jod-Sammler, ein H-3/C-14-Sammler, ein Festfiltergerät mit kontinuierlich betriebenen Detektor und evtl. ein Kr-85 Monitor.

Aktivitätsabgabe mit den Abwässern

Radionuklide im Abwasser können z. B. durch das Abwaschen von Oberflächenkontamination bei Dekontaminations- und Reinigungsarbeiten oder durch Labortätigkeiten auftreten. Die Abwässer aus dem Kontrollbereich über und unter Tage werden in Sammeltanks geleitet und dort ausgemessen. Bei Überschreitung der zulässigen Aktivitätskonzentration werden die Abwässer einer kerntechnischen Abwasserbehandlungsstation zugeführt. Eine eventuelle erforderliche aufwendige Überwachung des Abwassers nach KTA 1504 ist abwassermengenabhängig.

2.7.2 Immissionsüberwachung

Die Überwachung der Immissionen in der Umgebung des Endlagers ergänzt die Aktivitätsabgabenüberwachung. Sie wird vom Betreiber der Anlage außerhalb des Anlagenzaunes entsprechend der Vorschriften in der REI durchgeführt.

Eine Strahlenbelastung von Personen außerhalb des Betriebsgeländes kann hervorgerufen sein durch Direkt- oder Streustrahlung übertägig gehandhabter Endlagergebäude oder durch mit Luft oder Wasser transportierte Radionuklide. Die Überwachung auf Direkt- oder Streustrahlung geschieht mit Hilfe von Thermolumineszenzdosimetern. Da die zu erwartenden Ortsdosen sehr schnell mit der Entfernung vom Schachtgelände abfallen werden, genügt in Abhängigkeit von der Ortsdosis eventuell eine Überwachung des Anlagenzaunes des Endlagergeländes und der näheren Umgebung außerhalb des Anlagenzaunes.

Zur Überwachung der über den Abluftpfad freigesetzten Radionuklide werden Aerosolproben der bodennahen Luft am ungünstigsten Aufpunkt genommen. Die Auswertung der Aerosolproben erfolgt gammaspektrometrisch. Wegen der geringen Aktivitätsfreisetzung über den Luftpfad genügt für die Aerosolprobenahmefrequenz ein 1/4 jährli-

cher Turnus mit 6x14-tägiger Sammelzeit pro Jahr. Bei besonderen Ereignissen kann die Probenahmefrequenz den Gegebenheiten angepasst werden oder es können mit Hilfe von mobilen Aerosolsammlern zusätzliche Aerosolproben genommen werden.

Luftgetragene Radioaktivität, insbesondere wenn sie an Staub gebunden ist, kann sich durch trockene Ablagerung (fall-out) oder durch Niederschläge (wash-out bzw. snow-out) auf Boden und Bewuchs ansammeln und dort zu einer Oberflächenkontamination führen. In Anlehnung an die REI werden zweimal jährlich Proben von Boden und Bewuchs am ungünstigsten Einwirkungsort und an einer wenig beaufschlagten Referenzmessstelle genommen.

Zur Überwachung der über den Wasserpfad freigesetzten Radionuklide wird das Oberflächenwasser im Bereich des Vorfluters ausgemessen. Hierfür stehen automatisch arbeitende Probenahmeeinrichtungen vor und hinter der Einleitstelle zur Verfügung.

2.8 Strahlenexposition des Betriebspersonals

Für die Strahlenexposition des Betriebspersonals gelten die Grenzwerte des § 54StrlSchV für beruflich strahlenexponierte Personen. Darüber hinaus ist den Grundsätzen Vermeidung und Minimierung gemäß § 6Abs. 1 StrlSchV Rechnung zu tragen.

Entsprechend den Expositionsbedingungen im Endlager ist im bestimmungsgemäßen Betrieb vorrangig der Schutz des Personals vor der Strahlung der Endlagergebinde sowie vor der Inhalation luftgetragener radioaktiver Stoffe zu betrachten. Die übrigen denkbaren Expositionspfade können demgegenüber vernachlässigt werden. Im vorliegenden Fall ist auf Grund der gasdicht verschweißten Endlagergebinde und auf Grund der Maßnahmen bei der Gebindeeingangskontrolle des Strahlenschutzes (Überprüfen des POLLUX-Behälters sowie des internen Transferbehälters auf nichtfesthaftende Oberflächenkontamination) auch nicht mit nennenswerter Inhalation radioaktiver Stoffe zu rechnen. Es wird daher im folgenden nur die Strahlenexposition des Betriebspersonals durch äußere Strahlung betrachtet.

2.8.1 Strahlenexposition durch äußere Strahlung

Es wird davon ausgegangen, dass in das Endlager radioaktive Abfälle bei einschichtigem Betrieb eingelagert werden, wobei die Anzahl der einzulagernden Endlagergebinde pro Jahr für den Ein- oder Mehrschichtbetrieb bestimmend ist.

Für die Abschätzung der zu erwartenden Personendosis eines Beschäftigten durch äußere Strahlung ist die Kenntnis der Ortsdosisleistung am Arbeitsplatz, der Aufent-

haltsdauer in dem entsprechenden Strahlungsfeld des Arbeitsplatzes sowie der jährlichen Arbeitszeit notwendig. Die Kollektivdosis ergibt sich als Summe der Individualdosen.

Als Arbeitszeit wird für die über Tage Beschäftigten acht Stunden pro Schicht angesetzt, für die unter Tage beschäftigten Personen beträgt die gesetzlich zulässige Arbeitszeit sechs Stunden pro Schicht. Bei einer effektiven Anzahl von 200 Arbeitstagen pro Person und Jahr ergibt sich für die Personen, die über Tage arbeiten, eine jährliche Arbeitszeit von 1.600 Stunden/Jahr und für die Personen, die unter Tage arbeiten, eine jährliche Arbeitszeit von 1.200 Stunden/Jahr.

Für die Berechnung der Personendosis wird angenommen, dass die Ortsdosisleistung in einem Meter Abstand von der Behälteraußenfläche 1×10^{-4} Sv/h beträgt (für die Summe aus Gamma- und Neutronenstrahlung). Dies gilt für den Typ B(U) Transportbehälter und für den innerbetrieblichen Transferbehälter.

Für die Änderung der Ortsdosisleistung mit dem Abstand wurden die gleichen Werte wie bei SEK /2-8/ zugrunde gelegt. Diese Werte sind in Tabelle 2-1 angegeben. In Transport- und Einlagerungsstrecken wird bei SEK die Streuung am Salz berücksichtigt, die für Neutronenstrahlung erhebliche Beiträge liefern kann; diese Werte sind für die Streuung am Tongestein im ersten Ansatz übernommen worden, da für Tongestein noch keine anderen Werte vorliegen (siehe Tabelle 2-1, letzte Spalte). Grundsätzlich ist der Neutronenrückstreustrahlungsanteil für Ton zu ermitteln.

Abstand (m)	Ortsdosisleistung (10^{-6} Sv/h)	
	ohne Streustrahlung	mit Streustrahlung
0,5	135,0	147
1	100,0	
2	63,0	
3	46,0	125
4	39,0	129
5	32,5,0	124
7	26,0	119
8	21,5	97
9	19,5	
10	18,0	

Tabelle 2-1: Abhängigkeit der Ortsdosisleistung (Summe aus Gamma- und Neutronenstrahlung) mit dem Abstand vom Gebinde (Typ B(U) Transportbehälter und Einzelabschirmbehälter) ohne und mit Berücksichtigung der Streustrahlung

Wenn die Beschäftigten in großer Entfernung von den Strahlenquellen arbeiten und eine exakte Extrapolation nicht sinnvoll erscheint, wird ein Wert von 1×10^{-6} Sv/h für die Ortsdosisleistung angenommen. Dies gilt zum einen für das nicht unmittelbar mit der Einlagerung beschäftigte Personal im Kontrollbereich. Zum anderen wird beim Ein-

lagerungspersonal diese Ortsdosisleistung unterstellt, wenn es sich um nicht näher spezifizierte Restzeiten handelt.

2.8.2 Ergebnisdarstellung

Die tätigkeitsbezogenen Dosen und die Körperdosen für die unmittelbar mit der Einlagerung der radioaktiven Abfälle bzw. für die mit Arbeiten im Strahlungsfeld beschäftigten Personen sind im Rahmen einer weiterführenden Planung im einzelnen darzustellen, wobei für jede Person ein Datenblatt anzulegen ist.

Die jährlichen Körperdosen, die in den Personaldatenblättern ausgewiesen sind, sind mit dem Grenzwert für die effektive Äquivalentdosis nach § 55 StrlSchV (20 mSv/a) zu vergleichen. Die Kollektivdosis für das unmittelbar mit der Einlagerung oder sonst unmittelbar im Strahlungsfeld beschäftigte Personal sowie die mittlere Körperdosis ist in Personen·mSv/a bzw. in μ Sv/a zu ermitteln.

2.9 Ermittlung und Klassifizierung von Störfällen

Wie bei jeder technischen Anlage, muss auch beim Betrieb eines Endlagers für radioaktive Stoffe mit Störungen auf Grund verschiedener Ursachen gerechnet werden. Diese Störungen können durch das Versagen von Anlagenteilen, durch Handhabungsfehler oder auch durch Einwirkungen von außen auftreten. Durch Auslegungsmaßnahmen an der Anlage bzw. den Endlagergebinden können Störfälle vermieden werden oder in ihren radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung so begrenzt werden, dass Störfallplanungswerte nicht überschritten werden. Nach StrlSchV § 3 Abs.28 ist ein Störfall wie folgt definiert:

„Ereignisablauf, bei dessen Eintreten der Betrieb der Anlage oder die Tätigkeit aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann und für den die Anlage auszulegen ist oder für den bei der Tätigkeit vorsorgliche Schutzvorkehrungen vorzusehen sind. § 7 Abs. 2a des Atomgesetzes bleibt unberührt“.

2.9.1 Festlegung relevanter Betriebsbereiche

Zur Durchführung der Analyse werden zunächst die für die Einlagerung der Endlagergebände relevanten Betriebsbereiche festgelegt. Das geplante Endlager wird in die Anlagenbereiche

- Übertägige Anlage
- Schachtförderanlage
- Untertägige Anlage

unterteilt. Für die hier durchzuführende Störfallanalyse wird eine weitere Untergliederung der oben genannten drei Anlagenbereiche in Betriebsbereiche vorgenommen. Dabei werden nur solche Betriebsbereiche berücksichtigt, in denen es während der Handhabungs- und Transportvorgänge zu einer Beaufschlagung der Endlagergebinde mit mechanischen und/oder thermischen Lasten kommen kann. Entsprechend dem Weg der Endlagergebinde vom Eingangstor des Schachtgeländes bis zur Einlagerung in den Strecken und Bohrlöchern wird die Gesamtanlage in folgende Betriebsbereiche untergliedert:

- übertägige Anlage
 - Schachtgelände
 - Umladehalle (mit Umladezelle)
- Schachtförderanlage
 - Schachthalle
 - Schachtförderanlage
 - Füllort
 - Transportstrecken
- untertägige Anlage
 - Bohrlochbeschickungsstrecken für die Einlagerung in Bohrlöchern
 - Einlagerungsstrecken für die Streckenlagerung

2.9.2 Festlegung relevanter Betriebsabläufe

Nachfolgend werden die relevanten Betriebsabläufe in den einzelnen Betriebsbereichen für die Handhabung der Endlagergebinde bei Strecken- und Bohrlochlagerung beschrieben.

- Schachtgelände
 - Einfahrt des Zuges oder LKW mit beladenem Typ B(U) Transportbehälter auf das Betriebsgelände
 - Überprüfen der Fahrzeugpapiere
 - Fahrt des Zuges auf ein Bereitstellungsgleis bzw. Fahrt des LKW auf den Parkplatz
 - Rangierbetrieb

- Umladehalle
 - Einfahrt der DB-Waggons bzw. LKW in die Umladehalle
 - Öffnen des DB-Waggons bzw. Entriegeln der LKW-Abdeckung
 - Entfernen der LKW-Haube
 - Eingangskontrollmessungen des Strahlenschutzes am Typ B(U)-Transportbehälter
 - Fahrt von DB-Waggon bzw. LKW in die Umladeposition
 - Vorbereiten der Entladung des DB-Waggons oder LKWs (Entfernen der Transportsicherungen; Spülanschluss und Primärdeckeladapter anschrauben)
 - Umsetzen des Typ B(U) Transportbehälters oder des POLLUX-Behälters in den innerbetrieblichen Transportwagen
 - Einfahren des innerbetrieblichen Transportwagens mit Typ B(U) Transportbehälter in die Umladezelle oder des POLLUX-Behälters zur Bereitstellungsposition vor dem Förderkorb
- Umladezelle (Bohrlochlagerung)
 - Aufrichten des Typ B(U) Transportbehälters
 - Vorbereiten des Typ B(U) Transportbehälters zur Entladung
 - Entladung eines Endlagergebindes aus dem Typ B(U) Transportbehälter
 - Entnahme einer Wischprobe am entladenen Endlagerbehälter
 - Ausschleusen der Wischprobe aus Umladezelle und Auswertung der Wischprobe
 - bei festgestellter Kontamination:
Verbringen des Endlagergebindes in den Dekontaminationsbereich (innerhalb der Umladezelle) und Dekontamination des Endlagerbehälters;
nach erfolgter Dekontamination:
Einsetzen des Endlagergebindes in den leeren Transferbehälter auf dem Plateauwagen
 - b) bei Kontaminationsfreiheit:
Einsetzen des Endlagergebindes in den leeren Transferbehälter auf dem Plateauwagen
Verschließen des beladenen Transferbehälters
Ausschleusen des beladenen Plateauwagens aus Umladezelle
Ausschleusen des leeren Typ B(U) Transportbehälters aus Umladezelle
- Umladehalle
 - Transport des beladenen Plateauwagens zum Schacht
 - Kontaminationskontrolle am leeren Typ B(U) Transportbehälter (Freimessung); wenn nötig, Dekontamination des Typ B(U) Transportbehälters.
Wartung und Kontaminationskontrolle am leeren Transferbehälter; wenn nötig: Dekontamination des Transferbehälters (im Funktionsbereich Bereitstellung und Wartung Transferbehälter)

- Schachthalle
 - Aufschieben des beladenen Plateauwagens auf den Förderkorb
- Schachtförderanlage
 - Förderung des beladenen Plateauwagens nach unter Tage
- Füllort
 - Abziehen des beladenen Plateauwagens vom Korb
 - Ankuppeln der untertägigen Lokomotive
- Transportstrecken
 - Transport des beladenen Plateauwagens
- Bohrlochbeschickungsstrecken für die Einlagerung in Bohrlöchern
 - Fahrt der untertägigen Lok mit beladenem Plateauwagen in die Einlagerungsstrecke
 - Positionieren des beladenen Plateauwagens in der Einlagerungsposition
 - Übergabe des Transferbehälters an die Einlagerungsvorrichtung
 - Aufrichten des Transferbehälters und Absetzen auf Bohrlochsleuse
 - Abschirmhaube auf den Transferbehälter setzen
 - Öffnen des Transferbehälters
 - Anschlagen des Seiles mit Greifer
 - Endlagerbehälter in das Bohrloch absenken
 - Verschließen des Bohrloches
 - Auswechseln des Transferbehälters gegen einen Versatzbehälter
 - Einbringen von Versatzmaterial in das Bohrloch
 - Abschirmhaube abnehmen
 - Rücktransport des leeren Transferbehälters zum Schacht und zum Funktionsbereich Bereitstellung und Wartung in der Umladestation
- Einlagerungsstrecken für die Streckenlagerung
 - Fahrt der untertägigen Lok mit beladenem Plateauwagen in die Einlagerungsstrecke
 - Positionieren des beladenen Plateauwagens in der Einlagerungsposition
 - Übernahme durch die Einlagerungsvorrichtung
 - Ablegen des Behälters in die Bentonitschale
 - Auflegen der abdeckenden Bentonithalbschalen
 - Versatz des Resthohlraums
 - Rückfahrt zum Schacht zur Übernahme eines neuen Behälters

2.10 Störfallanalyse

2.10.1 Anlageninterne Störfälle

Bei der Analyse der betrieblichen Abläufe zur Erfassung von Störfällen, die durch Einwirkung von innen verursacht werden können, werden nachfolgend beschriebene anlageninterne Ereignisse betrachtet. Die Analyse erfolgt systematisch von der Anlieferung der Endlagergebinde im übertägigen Anlagenbereich bis zur Einlagerung der Abfallgebinde in die dafür vorgesehenen Grubenbaue. Hierbei werden anlageninterne Ereignisse, die zu einer Beeinträchtigung der Integrität von Endlagergebinden führen können und somit unter Umständen zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe aus den Endlagergebinden durch mechanische und/oder thermische Einwirkungen untersucht:

Mechanische Einwirkungen auf Endlagergebinde:

- Absturz von Endlagergebinden
- Absturz schwerer Lasten auf Endlagergebinde
- Kollisionen von Transportmitteln ohne Brand

Thermische Einwirkungen auf Endlagergebinde:

- Kollision von Transportmitteln mit Brand
- Fahrzeugbrand
- Anlageninterner Brand
- Anlageninterne Explosion

Als auslösende Vorgänge für diese Ereignisse werden zugrunde gelegt:

- Technisches Versagen von Handhabungseinrichtungen
- Technisches Versagen von Transporteinrichtungen
- Technisches Versagen von Verriegelungseinrichtungen
- Technisches Versagen von leittechnischen Einrichtungen
- Handhabungsfehler
- Fahrfehler
- Rangierfehler
- Wartungsfehler

Der Kritikalitätsstörfall wird in Kapitel 3 ausführlich betrachtet.

Die Grubengebäude werden auf der Grundlage von thermischen und thermomechanischen Analysen ausgelegt. Gebirgsmechanische Ereignisse auf Grund des Wärmeeintrages in die Wirtsgesteinformation werden daher hier nicht weiter betrachtet.

2.10.2 Störfälle durch Einwirkungen von außen

Störfälle, die durch Einwirkungen von außen verursacht werden können, sind von anlageninternen Betriebsvorgängen unabhängig, so dass eine den Einwirkungen von innen vergleichbare Erfassungssystematik entfällt. In kerntechnischen Anlagen sind folgende Einwirkungen von außen systematisch untersucht und zusammengestellt worden:

- Hochwasser
- Erdbeben
- Flugzeugabsturz
- Explosionsdruckwelle und
- sonstige Einwirkungen von außen.

Diese Ereignisse werden in der Regel standortspezifisch betrachtet. Für die vorliegende standortunabhängige Endlagerplanung werden daher bestimmte Eigenschaften des Standortes vorausgesetzt, deren Eintreffen bei einer späteren Standortbestimmung zu überprüfen ist.

- Hochwasser

Durch die Festlegung einer ausreichenden Höhenkote (Jahrhunderthochwasser) für die Umladehalle und die Schachthalle und entsprechende bauliche Maßnahmen werden Störfälle durch Hochwasser ausgeschlossen.

- Erdbeben

Die Anlage ist gegen den Lastfall Erdbeben nach KTA 2201 /2-9/ auszulegen.

Alle Anlagenteile, deren Beschädigung oder Versagen einen Schaden mit unzulässiger Freisetzung radioaktiver Stoffe verursachen oder veranlassen können, oder die eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung verhüten sollen, sowie alle diese Anlagenteile stützende oder verbindende Tragwerke sind so auszulegen, dass auch nach mehrmaligem Auftreten eines Bemessungserdbebens ihr Weiterbetrieb möglich ist und nach einmaligem Auftreten eines Erdbebens ihre Funktionsfähigkeit erhalten bleibt.

Für alle anderen Anlagenteile ist nachzuweisen, dass durch die an ihnen möglicherweise entstehenden Schäden keine der oben genannten Teile in ihrer Funktionsfähigkeit beeinträchtigt werden. Einzelheiten des zu führenden Nachweises sind in der KTA 2201 geregelt. Damit wird eine Freisetzung radioaktiver Stoffe durch eine mechanische Einwirkung auf die Endlagergebäude auf Grund der erdbebensicheren Auslegung der Gebäude und Komponenten (z. B. des Krans) vermieden.

Im Schachtbereich sind der Förderturm, die Schachthalle und der Schachtkeller gegen Erdbebenauswirkungen auszulegen. Bei den Schachteinbauten sind ebenfalls auf Grund ihrer Auslegung keine erdbebeninduzierten Auswirkungen auf die Endlagergebinde im Förderkorb zu unterstellen.

Bei den untertägigen Anlagenteilen sind die Erdbebenauswirkungen nur von untergeordneter Bedeutung. Denkbare Erdbebenauswirkungen, wie Absturz von Endlagergebänden bei Handhabungsvorgängen, sind durch die Lastannahmen bei den diskutierten Handhabungsstörfällen abgedeckt.

Bei Ausfall der Bewetterungseinrichtungen im Erdbebenfall ist ein rechtzeitiger Ersatz bzw. Reparatur möglich. Eine Strömungsumkehr ist daher nicht zu unterstellen.

– Flugzeugabsturz

Ereignisse infolge Flugzeugabsturz werden nach den Leitlinien zum § 28 (3) StrlSchV /2-10/ dem Restrisiko zugeordnet. Diese Zuordnung ist durch eine Risikountersuchung nach erfolgter Standortbestimmung zu überprüfen.

– Explosionsdruckwelle

Das Ereignis wird wie der Flugzeugabsturz den auslegungsüberschreitenden Ereignissen zugeordnet.

Auslegungsüberschreitende Ereignisse (Restrisikoereignisse) sind Ereignisse, deren Eintreten über die Betriebsdauer einer kerntechnischen Anlage nach dem Stand von Wissenschaft und Technik praktisch ausgeschlossen ist. Trotzdem wurden die Auswirkungen bestimmter Ereignisse wie Flugzeugabsturz und Eintritt von Explosionsdruckwellen untersucht. Diese Szenarien werden durch die Auslegung von Endlagerbehältern und Endlagergebäude (nach KTA 2202 und BMI Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen) abgedeckt. Soweit die Endlagerbehälterintegrität durch Restrisikoereignisse beeinträchtigt werden kann, unterschreiten die hieraus resultierenden Strahlenexpositionen die Störfall-Grenzwerte gemäß § 49 StrlSchV.

– Sonstige Einwirkungen von außen

Unter sonstigen Einwirkungen von außen sind Ereignisse wie Blitzschlag, Wind, Eis und Schnee, äußere Brände und andere standortabhängige Einwirkungen von außen zusammengefasst.

Aus diesen Ereignissen resultierende Aktivitätsfreisetzungen werden durch geeignete bauliche, technische oder administrative Maßnahmen vermieden.

Diese Ereignisse werden zusammen mit den anlageninternen Störfällen in Anlehnung an die Leitlinien zum § 28 StrlSchV bewertet.

2.11 Bewertung und Klassifizierung der Störfälle

Nach der Identifizierung der Auslegungsstörfälle erfolgt die Einteilung der Störfälle in Störfallklassen, wobei die zu treffenden Vorsorgemaßnahmen berücksichtigt werden. Es wird entweder nachgewiesen, dass das Ereignis selbst bzw. die radiologischen Auswirkungen des Ereignisses vermieden werden können durch entsprechende Auslegung der Anlage und/oder der Endlagergebinde, oder es wird gezeigt, dass die radiologischen Auswirkungen begrenzt werden. Entsprechend werden die betrachteten Ereignisse in Störfallklasse 1 oder Störfallklasse 2 eingeordnet. Kriterien, die bei der Bewertung und Einstufung der Störfälle in die Störfallklassen herangezogen werden, sind Betriebserfahrung, technische Machbarkeit, Aufwand und Effektivität einer Maßnahme.

Die Definition für die Störfallklassen lautet:

- **Störfallklasse 1:**

Störfälle, die in ihren radiologischen Auswirkungen durch die Auslegung der Anlage und/oder der Endlagergebinde begrenzt sind.

- **Störfallklasse 2:**

Störfälle, die durch Auslegungsmaßnahmen an der Anlage und/oder den Endlagergebinden vermieden werden, bzw. bei denen durch diese Maßnahmen radiologische Auswirkungen vermieden werden.

Die Ergebnisse einer ersten vorläufigen im Rahmen weiterer Planungen zu verifizierende Aufstellung von Störfallgruppen und Ereignisdefinitionen sind aus Tabelle 2-2 bis Tabelle 2-5 zu ersehen.

2.12 Ergebnisse der vorläufigen Aufstellung von Störfallgruppen und Ereignisdefinitionen

Die Ergebnisse der vorläufigen Aufstellung von Störfallgruppen und Ereignisdefinitionen sind in Tabelle 2-2 bis Tabelle 2-5 für die 3 Anlagenbereiche

- übertägige Anlage
- Schachtförderanlage
- untertägige Anlage

dokumentiert.

Störfallgruppe	Ereignisdefinition	Bemerkungen
1 <u>Übertägige Anlage</u>		
1.1 Absturz von Transport- und Endlagergebinden bei der Handhabung	Absturz von beladenem Typ B(U) Transportbehälter, POLLUX-Endlagerbehältern oder interner Transferbehälter auf den Hallenboden Absturzhöhe: noch zu ermitteln Absturz eines Endlagergebundes bei der Entnahme aus dem Typ B(U) Transportbehälter auf den Boden der Umladezelle Absturzhöhe: noch zu ermitteln	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch die Auslegung des Typ B(U) Transportbehälters, des POLLUX-Endlagerbehälters bzw. des internen Transferbehälters zu vermeiden Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch die Auslegung des Endlagergebundes und des Bodens der Umladezelle zu vermeiden
1.2 Absturz schwerer Lasten auf Endlagergebände	Absturz von Beleuchtungseinrichtungen oder LKW-Hauben oder sonstiger Lasten auf Typ B(U) Transportbehälter, POLLUX-Behälter bzw. internen Transferbehälter	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch die Auslegung des Typ B(U) Transportbehälters, des POLLUX-Behälters bzw. des internen Transferbehälters zu vermeiden
1.3 Kollision von Transportmitteln mit und ohne Brand	Kollision des Transportmittels mit einem Hindernis mit und ohne Fahrzeugbrand	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch technische und administrative Maßnahmen sowie durch Maßnahmen der Verkehrsführung, des Brandschutzes und der Behälterauslegung zu vermeiden
1.4 Fahrzeugbrand	Thermische Einwirkungen auf Endlagergebäude infolge Fahrzeugbrand	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch Maßnahmen des aktiven und passiven Brandschutzes, wie Minimierung von Brandlasten, Fernhalten von Zündquellen und Bildung von Brandabschnitten, sowie durch die Behälterauslegung zu vermeiden

Tabelle 2-2: Liste der untersuchten Ereignisse in der übertägigen Anlage (Teil 1)

Störfallgruppe	Ereignisdefinition	Bemerkungen
1.5 Anlageninterner Brand	Thermische Einwirkungen auf Endlagergebäude infolge anlageninternen Brand (z. B. in der elektrischen Anlage)	siehe 1.4
1.6 Anlageninterne Explosion	Mechanische und thermische Einwirkungen auf Endlagergebäude infolge Explosion (z. B. Explosion von Chemikalien)	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch Maßnahmen des aktiven und passiven Brandschutzes sowie durch Explosionschutzmaßnahmen, wie Minimierung von Chemikalienmengen, sowie durch die Behälterauslegung zu vermeiden
1.7 Hochwasser, Blitzschlag, Wind, Eis, Schnee und äußere Brände	äußerer Brand	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch Maßnahmen des aktiven und passiven Brandschutzes, sowie durch die Behälterauslegung zu vermeiden
	Hochwasser	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch Standortwahl bzw. durch standortabhängige Maßnahmen zu vermeiden
	sonstige naturbedingte Einwirkungen	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe kann durch standortabhängige Maßnahmen (z.B. Blitzschutzanlagen) vermieden werden
1.8 Erdbeben	Erdbebenauswirkungen auf Endlagergebäude in der Umladehalle, Umladezelle und Schachthalle	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch die erdbebensichere Auslegung von Umladezelle, Umladehalle und Schachthalle sowie der Komponenten zu vermeiden

Tabelle 2-3: Liste der untersuchten Ereignisse in der übertägigen Anlage (Teil 2)

Störfallgruppe	Ereignisdefinition	Bemerkungen
2 Schachtförderanlage		
2.1 Absturz von Endlagergebinden bei der Beschickung des Förderkorbes	Mechanische Einwirkung auf Endlagergebinde infolge Absturzes eines Plateauwagens in den Schacht	Durch Auslegung der Beschickungs- und Verriegelungseinrichtungen und durch Auslegung und Betrieb der Anlage gemäß bergbehördlicher technischer Vorschriften ist der Absturz zu vermeiden
2.2 Absturz von Endlagergebinden bei der Förderung nach unter Tage	Mechanische Einwirkung auf Endlagergebinde infolge Förderkorbabsturz	Durch Auslegung und Betrieb der Schachtförderanlage gemäß bergbehördlicher technischer Vorschriften und durch zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen ist der Absturz zu vermeiden.
2.3 Übertreiben des Förderkorbes	Mechanische Einwirkungen auf Endlagergebinde infolge schweren Übertreibens in den Schachtsumpf oder Festsetzen des Förderkorbes in der Spurplattenverdickung	Durch Auslegung und Betrieb der Schachtförderanlage gemäß bergbehördlicher technischer Vorschriften durch zusätzliche sicherheitstechnische Maßnahmen (z. B. spezielle Bremsrichtungen) sind die Auswirkungen des schweren Übertreibens zu minimieren.
2.4 Anlageninterner Brand	Thermische Einwirkungen auf Endlagergebinde infolge anlageninternen Brandes	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch Maßnahmen des aktiven und passiven Brandschutzes und Auslegung des internen Transferbehälters und des POLLUX-Endlagergebindes zu vermeiden.
2.5 Absturz schwerer Lasten auf Endlagergebinde	Mechanische Einwirkungen auf Endlagergebinde durch Absturz schwerer Lasten	Siehe 1.2
2.6 Erdbeben	Erdbebenauswirkungen auf die Schachtförderanlage	Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist durch die erdbebensichere Auslegung des Förderturms zu vermeiden.

Tabelle 2-4: Liste der untersuchten Ereignisse in der Schachtförderanlage

Störfallgruppe	Ereignisdefinition	Bemerkungen
3 <u>Untertägige Anlage</u>		
3.1 Anlageninterner Brand	Thermische Einwirkung auf Endlagergebinde infolge eines Brandes an Sonderpunkten mit erhöhtem Gefahrenpotential	Ist durch Maßnahmen des aktiven und passiven Brandschutzes und durch administrative Maßnahmen zu vermeiden
3.2 Kollision von Transportmitteln mit und ohne Brand	Mechanische und thermische Einwirkungen auf Endlagergebinde infolge Kollision von Transportmitteln	siehe 1.3
3.3 Absturz von Endlagergebinden	Mechanische Einwirkungen auf Endlagergebinde durch Gebindeabsturz	siehe 1.1
3.4 Absturz schwerer Lasten auf Endlagergebände	Mechanische Einwirkungen auf Endlagergebinde durch Absturz schwerer Lasten	siehe 1.2
3.5 Kritikalität	Auftreten eines kritischen Zustandes	Ausgeschlossen durch Gebindeauslegung
3.6 Gebirgsmechanische Ereignisse aufgrund des Wärmeeintrages in die Gesteinsformation	Mechanische Einwirkungen auf Gebinde infolge gebirgsmechanischer Ereignisse	Ist zu untersuchen und durch Auslegung des Grubengebäudes zu vermeiden
3.7 Anlageninterne Explosion	Mechanische und thermische Einwirkung auf das Endlagergebinde infolge Explosion	siehe 1.6
3.8 Fahrzeugbrand	Thermische Einwirkung auf Gebinde infolge Fahrzeugbrand	siehe 1.4

Tabelle 2-5: Liste der untersuchten Ereignisse in der untertägigen Anlage

2.13 Abschirmrechnung einer mit Bentonit ummantelten HAW-Kokille

Im Rahmen der Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten für die Endlagerung in Salz- oder Tongestein (GEIST) wurden für das Wirtsgestein Ton Betrachtungen angestellt, ob für HAW-Kokillen eine Abschirmung bzw. Ummantelung mit Bentonit möglich ist, die einen ausreichenden Strahlenschutz für das Betriebspersonal gewährleistet.

Dazu wurde in einem ersten Ansatz von einer 30 cm dicken Ummantelung der Kokille mit Bentonit ausgegangen und weiterhin untersucht, welche Dosisleistung sich an der äußeren Ummantelung bzw. in 1m Abstand von der Abschirmoberfläche ergibt.

2.13.1 Beschreibung der Kokille

Für die Zwischenlagerzeit der Brennelemente werden 40 Jahre angesetzt. Die Aktivitäten und Quellstärken für Gamma und Neutronen für diese HAW-Kokille wurden mit dem Abbrandprogramm OREST /2-11/ bestimmt.

Der HAW stammt aus folgenden DWR-Uran-Brennelementen:

Anfangsanreicherung	4,0	% U-235
Abbrand	50	GWd/tSM
Standzeit	1000	Tage
Abklingzeit	40	Jahre

Tabelle 2-6: Daten zu DWR-Uran-Brennelementen

Die abgebrannten Brennelemente werden chemisch aufgelöst, Uran und Plutonium extrahiert und der verbleibende Rohabfall verglast und die radioaktive Glasmasse in eine Kokille mit Edelstahlwandung eingefüllt. Die Kokille wird nach Verfüllung dicht verschweißt.

Die wesentlichen Daten sind:

Innendurchmesser	420	Mm	Innenvolumen	ca. 170	Liter
Außendurchmesser	430	Mm	Glasvolumen	ca. 150	Liter
Wanddicke	5	Mm	Gewicht unbeladen	ca. 80	Kg
Höhe ohne Deckel	1335	Mm	Gewicht beladen	ca. 490	Kg
Höhe mit Deckel	1338	Mm	Höhe Glasbeladung	ca. 1100	mm

Tabelle 2-7: Daten zur HAW-Kokille (COGEMA)

Die befüllte Kokille zeigt Abbildung 2-1.

2.13.2 Bestimmung der Quellstärken

Im Folgenden werden die γ - und n-Quellstärken bestimmt.

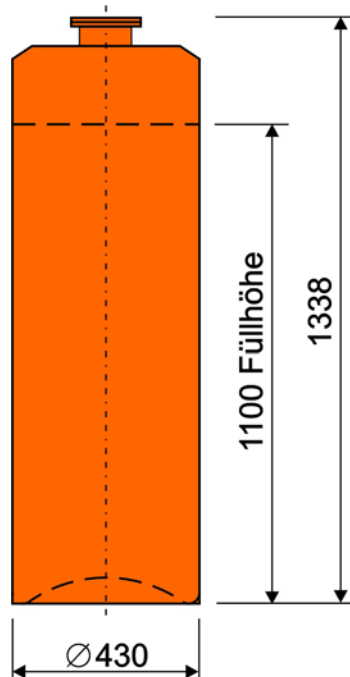


Abbildung 2-1: HAW-Kokille (COGEMA)

2.13.2.1 Neutronen- und γ -Quellen der Kokille

Die im Glas der Kokille entstehende Strahlung kann in drei Quellterme eingeteilt werden:

- Zum einen werden Primärphotonen emittiert, die durch den zeitlichen radioaktiven Zerfall der in der Glasmatrix eingeschlossenen Radionuklide entstehen, hauptsächlich durch den Zerfall der Spaltprodukte. Die Quellstärke der γ -Strahlung wird der OREST- Abbrandrechnung entnommen.
- Weiterhin besteht als zweiter Quellterm für Neutronen die Spontanspaltungsrate der im Glas eingeschlossenen Aktiniden. Deren Quellstärke wird ebenso der OREST- Abbrandrechnung entnommen.

- Zum dritten entstehen weitere Neutronen, die durch α -Strahlen im Glas induziert werden. Diese für abgebrannte Brennelement wesentliche Quellstärke, deren α -n Reaktion am Oxid des Urans stattfindet, ist wegen der Abtrennung des Urans und Plutoniums (beide α – Strahler) in der chemischen Anlage von untergeordneter Bedeutung, wesentlich sind die Wechselwirkungen am Bor im Glas. (Dieser Prozess ist in abgebrannten Brennelementen wegen des fehlenden Bors nicht gegeben.)

Um den Quellterm der Neutronen bzgl. der α -n Reaktion zu bestimmen, sind die Atomzahl-dichten im Glas mit den entsprechenden Wirkungsquerschnitten und der α -Quellstärke zu bestimmen. Weiterhin ist zu prüfen, ob das in den OREST - Abbrand-rechnungen vorliegenden Nuklide des Uran- und Plutoniumisotope einen Beitrag leistet, da die Abtrennung nicht zu 100% gegeben ist.

2.13.2.2 Abtrennung von Uran und Plutonium

Nachfolgend wird das Ergebnis einer Abschätzung hinsichtlich des Abtrennungsanteils von Uran und Plutonium vor der Verglasung der aufgelösten Brennelemente dargestellt. Nach KORIGEN sind 10.400 bis 11.000 g Pu pro tSM in BE enthalten, umgerechnet für die Kokille ergeben sich ca. 80 g , also ca. 60 g pro tSM (1 Kokille hat den Inhalt von 1,33 tSM). D. h., der Reduktionsfaktor ist somit ca. $60/10.800 = 0,0056$ für Pu. Es sind etwa $5,47E5$ g Uran pro tSM enthalten. In der Cogema-Kokille sind dementsprechend 1.980 g bzw. 1.488 g Uran pro tSM.

Der Reduktionsfaktor ist somit ca. $1.488/54.7000 = 0,0027$ für U.

Diese Reduktionsfaktoren werden für die Bestimmung der α -n Neutronen berücksichtigt.

2.13.2.3 Rechnerische Bestimmung der Neutronen-Quellstärken und der Dosisleistung

Die Quellstärke der Neutronen aus der Spontanspaltung beträgt $2,82 E08$ n/s pro tSM, dabei dominiert Cm-244 mit $2,71 E08$ n/s und Cm-246 mit $1,04 E07$ pro tSM.

Die Quellstärke der α 's für die Aktiniden und Töchter beträgt $2,76 E14$ α /s pro tSM, wobei Am-241 zu 72,8% und Cm-244 zu 25,6 % beteiligt sind. Die Verhältnisse verschieben sich je nach Dauer der Zwischenlagerzeiten, dh, Am-241 baut sich im Lauf der Zeit auf. Berücksichtigt man die relativen Atomdichteanteile der Glasmatrix und die α -n - Wirkungsquerschnitte /2-12/, so erhält man $5,06 E08$ Neutronen pro tSM bzgl. der α -n Reaktion.

Um die Neutronen-Quellstärke für die HAW-Kokille zu erhalten, sind die obigen Quellstärken mit 1,33 zu multiplizieren. Damit ergibt sich eine Neutronen-Quellstärke für die HAW-Kokille von 6,74 E8 n/s für die α -n Reaktion und von 3,74 E8 n/s für die Spaltung.

In weiteren Rechnungen wurde die neutroneninduzierte Dosisleistung aus dem beim Prozess verbliebenen Kernbrennstoff mit 2,44 mSv/h ermittelt.

2.13.3 Durchführung der Abschirmrechnung

Im Folgenden werden das benutzte Rechenprogramm, die Energiespektren, die Abschirmgeometrie und die Abschirmmaterialien dargestellt.

2.13.3.1 Rechenprogramm MCNP

Für die Berechnung der Dosisleistung an bestimmten Orten außerhalb der Kokillenabschirmung wird das Monte-Carlo-Programm MCNP4C /2-13/ eingesetzt. Vorteil dieses Programms ist, dass komplizierte Geometrien von Quellvolumen und Abschirmung dreidimensional zusammenstellbar sind und der Verlauf der Startteilchen bis zum Detektor physikalisch simuliert wird. Dabei werden bei jeder Wechselwirkung der verfolgten Teilchen mit der Materie die entsprechenden Wechselwirkungsquerschnitte für z. B. Streuung oder Absorption bestimmt und mit den ebenfalls gewürfelten Streuwinkeln die weitere Bahn Richtung Detektor verfolgt.

Da die Teilchen statistisch im Quellvolumen (Glas) gestartet werden und ggf. bei bestimmten Startwinkeln die Detektororte selten treffen, werden zur Optimierung der Rechenzeiten bestimmte Programmparameter gesetzt (z.B. Russian Roulette, Importance). D.h., Teilchen, die in Gebiete gelangen, in denen kein Dosisbeitrag am Detektor zu erwarten ist, werden unterdrückt oder bestimmte Teilchen werden bevorzugt verfolgt.

Der durch die Monte-Carlo-Rechnung bedingte statistische Fehler bei der Bestimmung der Dosisleistung am Detektorort sollte unter 5 % liegen. Zur Bewertung der Rechenergebnisse wird der statistische Fehler mit angegeben.

Die für den Rechenlauf erforderlichen aktuellen Wirkungsquerschnittsbibliotheken sind in dem Datensatz DLC-200 /CCC200 enthalten und Teil des Programmpakets. Die Rechenzeiten für die Dosisberechnung liegt mit drei Detektoren bei etwa fünf Stunden.

2.13.3.2 Energiespektren

Die γ -Quellstärken werden den OREST-Abbrandrechnungen entnommen, wobei in der Tabelle 2-8 das Photonenspektrum der Spaltprodukte für zwölf Energiegruppen pro tSM angegeben ist und zwar zum Zeitpunkt der Reaktorentladung, nach 10 Jahren und nach 40 Jahren Zwischenlagerzeit.

#	Mittlere Energie (MeV)	Entladung	10 Jahre	40 Jahre
1	3,00E-01	2,90E18	8,59E14	3,62E14
2	6,30E-01	2,99E18	5,26E15	2,08E15
3	1,10E00	8,80E17	2,27E14	2,25E13
4	1,55E00	5,00E17	2,00E13	1,44E12
5	1,99E00	1,88E17	1,94E11	4,77E10
6	2,38E00	1,31E17	2,80E10	2,05E7
7	2,75E00	7,04E16	4,96E09	5,93E0
8	3,25E00	5,19E16	8,43E08	1,02E0
9	3,70E00	2,91E16	3,71E05	4,47E-4
10	4,22E00	1,37E16	0	0
11	4,70E00	5,76E15	0	0
12	5,25E00	4,56E15	0	0
	<i>Total</i>	<i>7,76E18</i>	<i>6,37E15</i>	<i>2,47E15</i>

Tabelle 2-8: Photonenergiespektrum in γ /sec der Brennelemente für den Zeitpunkt Reaktorentladung, 10 oder 40 Jahre nach Reaktorentladung (Spaltprodukte)

Das Photonenergiespektrum der natürlichen Elemente und Aktivierungsprodukte kann vernachlässigt werden, da der Beitrag um etwa 6 Zehnerpotenzen geringer ist. Die in den Tabellen angegebenen Werte für den Zeitpunkt Reaktorentladung und 10 Jahre Zwischenlagerzeit sind zum Vergleich aufgeführt und werden für die Dosisleistungsrechnung nicht benutzt.

Das Photonenspektrum der Aktinide und deren Folgeprodukte ist in 18 Energiegruppen eingeteilt, die Angaben beziehen sich pro tSM.

Für die Neutronen wird als Quellspektrum bezüglich der Spaltneutronen das Spektrum von Cm-244 angesetzt. Dieses Watt-Spalt-Spektrum ist in dem MCNP-Programm als eingebaute Funktion bereits enthalten und wird wie folgt dargestellt:

$$F(E) = C \cdot \exp(-E/a) \cdot \sinh(bE)^{0,5}$$

mit den Konstanten $a = 0,906 \text{ MeV}$ und $b = 3,848 \text{ 1/MeV}$.

Die Konstante C wird vom Programm durch Normierung bestimmt. Für die Neutronen, die aus α -n Reaktionen am Glas entstehen, wird in einem ersten Ansatz als Energieverteilung ebenfalls ein Spaltspektrum angesetzt.

#	Mittlere Energie (MeV)	Entladung	10 Jahre	40 Jahre
1	3,00E-02	4,10E17	5,01E13	6,48E13
2	4,00E-02	7,74E16	3,77E11	3,97E11
3	6,00E-02	5,05E17	3,57E13	7,29E13
4	1,00E-01	5,93E17	2,30E12	1,87E12
5	1,50E-01	1,04E16	3,03E10	2,60E10
6	2,00E-01	1,35E17	5,40E11	4,00E11
7	3,00E-01	1,42E17	5,31E11	4,23E11
8	6,30E-01	1,39E16	8,15E09	5,98E09
9	1,10E00	1,09E16	2,22E09	1,28E09
10	1,55E00	2,52E13	7,74E08	2,93E08
11	1,99E00	1,98E11	2,13E08	7,55E07
12	2,38E00	2,34E09	2,58E08	8,40E07
13	2,75E00	1,21E09	1,09E09	9,06E08
14	3,25E00	6,94E08	8,55E07	2,78E07
15	3,70E00	4,36E08	5,13E07	1,67E07
16	4,22E00	2,70E08	3,06E07	9,98E06
17	4,70E00	1,35E08	1,65E07	5,38E06
18	5,25E00	1,07E08	2,02E07	6,56E06
	<i>Total</i>	<i>1,90E18</i>	<i>8,96E13</i>	<i>1,41E14</i>

Tabelle 2-9: Photonspektrum der Aktinide und Töchter in γ /sec

2.13.3.3 Abschirmgeometrie

Die HAW-Kokille mit Abschirmung wird durch eine zylindrische Anordnung für das Rechenprogramm modelliert, wobei das innen liegende Kokillenglas von einem Stahlmantel und dieser von einem Luftspalt umgeben ist. Der verbleibende Raum über der Glasmasse innerhalb des Stahlzylinders ist leer. Zur Vereinfachung der Rechnung wird anstelle von Luft Vakuum angesetzt. Die Umschließung mit Bentonit wird mit 300 mm angesetzt (s. Abbildung 2-2).

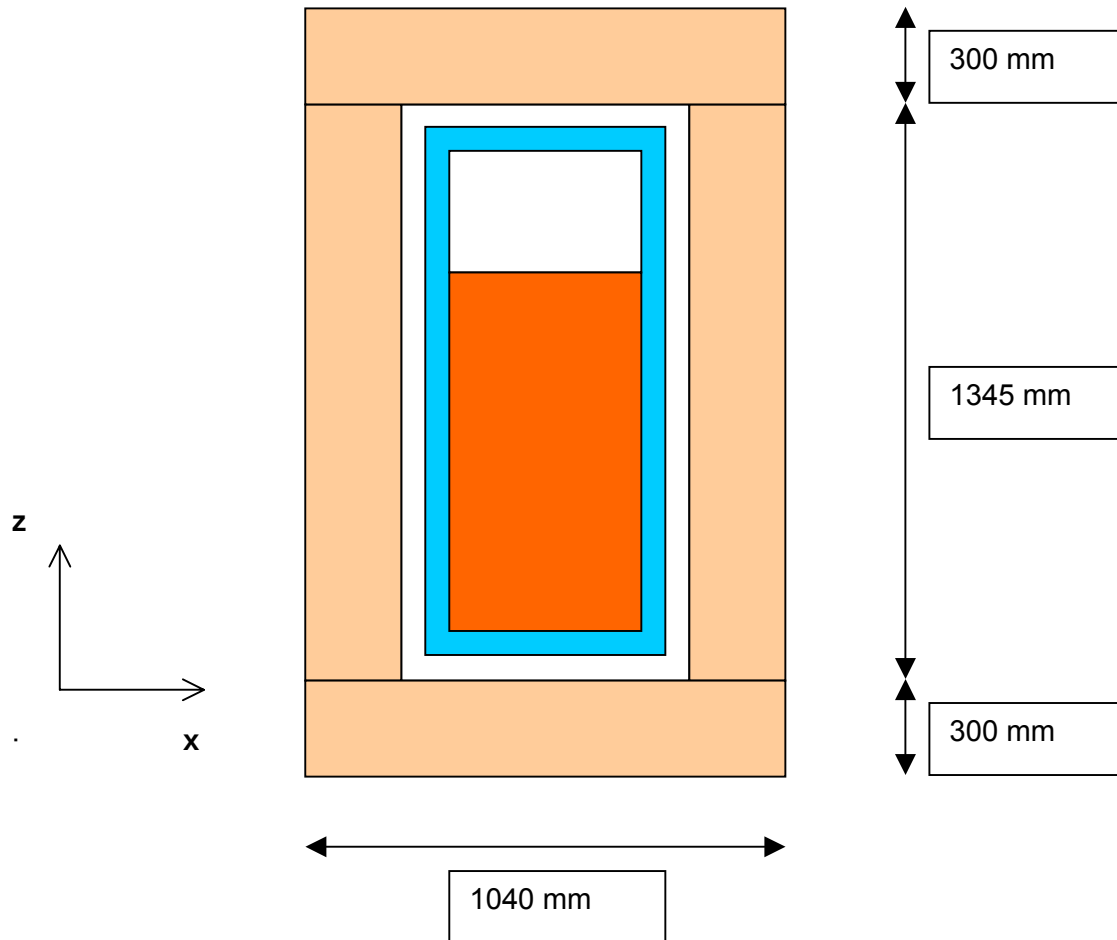


Abbildung 2-2: Mit Bentonit ummantelte HAW-Kokille

Damit ergeben sich folgende Einzelmaße (s. Tabelle 2-10) für die Rechnung:

Material	Durchmesser innen (mm)	Durchmesser außen (mm)	Dicke (mm)
Glasmatrix	0	420	(420)
Stahlmantel	420	430	5
Luftspalt	430	440	5
Bentonit	440	1040	300

Tabelle 2-10: Geometriemaße des Rechenmodells

2.13.3.4 Abschirmmaterialien

Bentonit

Für Bentonit wurde die in Tabelle 2-11 angegebene Zusammensetzung gewählt. Die spezifische Dichte beträgt $2,775 \text{ g/cm}^3$.

SiO ₂	Al ₂ O ₃	Fe ₂ O ₃	MgO	CaO	K ₂ O	Na ₂ O	H ₂ O	Summe
63,7	21,6	4,6	3,8	1,8	0,6	1,9	2,0	100

Tabelle 2-11: Spezifikation Bentonit (MX-80) / Angaben in Gewichts-%

Kokillenglas

Für das Kokillenglas mit den aufgelösten Brennelementresten wurden die Bestandteile kleiner 2% durch MoO₃ und RuO₂ ersetzt. Wegen der fehlenden Wirkungsquerschnittsdatei für Zn wurde stattdessen ZrO₂ eingesetzt. Damit sind die ca. 13% Folgeprodukte, Zirkonoxidanteile und metallischen Anteile berücksichtigt. Folgende prozentualen Materialzusammensetzungen und Atomdichten wurden benutzt:

#	Chemische Zusammensetzung	Prozentualer Anteil
1	SiO ₂	45,1 %
2	B ₂ O ₃	13,9 %
3	Na ₂ O	9,8 %
4	Al ₂ O ₃	4,9 %
5	CaO	4,0 %
6	Fe ₂ O ₃	2,9 %
7	Li ₂ O	2,0 %
8	ZrO ₂	2,5 %
9	MoO ₃	7,5 %
10	RuO ₂	7,4 %

Tabelle 2-12: Zusammensetzung des Glases für die Modellrechnung

Die zugehörigen Atomzahldichten sind in der Tabelle 2-13 angegeben.

Die Atomdichten der einzelnen Isotope beziehen sich auf die in Tabelle 2-12 angegebenen Verhältniszahlen der chemischen Verbindungen. Es ist ersichtlich, dass Sauerstoff und Silizium dominieren.

Bei der Bestimmung der Neutronen aus der α -n Reaktion sind die Wirkungsquerschnitte von Li, B, O, Na und Al maßgeblich.

#	Nuklid	Atome pro cm ³
1	Li	2,217E+21
2	B	6,614E+21
3	O	4,809E+22
4	Na	5,237E+21
5	Al	1,592E+21
6	Si	1,243E+22
7	Ca	1,181E+21
8	Fe	6,015E+20
9	Zn	3,360E+20
10	Mo	8,630E+20
11	Ru	9,210E+20

Tabelle 2-13: Berechnete Atomzahldichten (nach Tabelle 2-12)

Stahl

Die Stahlwandung der Kokille ist spezifiziert und in Tabelle 2-14 angegeben. Die Dichte beträgt 7,9 g/cm³.

Stahl	Zusammensetzung in Gewichtsprozent			
	C	Cr	Ni	Fe
Anteil	0,15 %	24 %	12 %	63,85 %

Tabelle 2-14: Legierungsbestandteile des Stahles der Behälterwand

2.13.4 Erste Ergebnisse

Im Folgenden sind die Detektorpunkte sowie die Dosisleistung für γ und n sowie die Folgerungen dargestellt.

2.13.4.1 Darstellung der Detektorpunkte

Die Punktdetektoren befinden sich axial oberhalb und unterhalb der Bentonitabschirmung sowie radial außerhalb des Bentonitmantels in der Symmetrieebene der halben

Glasskokillenfüllung. Auf der halben Höhe der Glasmatrix ist der maximale Dosiswert außerhalb der Abschirmung zu erwarten.

Für die Detektoren im Nahbereich wurden die Ortskoordinaten der ursprünglichen Testinputs verwendet, um Vergleichbarkeit bei der Variation von Eingabeparametern (Spektren etc.) zu erhalten. Für die 1m- Abstände der Detektorpunkte von der Außenseite der Bentonithülle wurden die exakten Geometriepunkte angesetzt.

2.13.4.2 Dosisleistung für Gamma und Neutronen

Im folgenden sind die Neutronendosisleistungen und Sekundärgammadosisleistungen auf die HAW-Kokille bezogen. Die Umrechnungen von Flussspektren auf Äquivalentdosis erfolgte unter Berücksichtigung der ICRP 60 /2-14/ entsprechend der gültigen Strahlenschutzverordnung.

Der Detektorpunkt P(55;0;55) ist ca. 3 cm radial außerhalb des Bentonitmantels in halber Kokillenhöhe, P(0;0;-35) befindet sich 5 cm unterhalb des Bentonitbodens und P(0;0;169,5) 4 cm oberhalb des Bentonitdeckels auf der Symmetrieachse des Zylinders.

Der Detektorpunkt P(152; 0; 55) befindet sich in 1m Abstand vom Bentonitmantel in halber Kokillenhöhe, P(0; 0; -130) 1 m unterhalb des Bentonitbodens und P(0; 0; 264,5) in 1 m Abstand oberhalb des Bentonitdeckels auf der Symmetrieachse.

Die Ergebnisse der Monte-Carlo Berechnungen sind in Tabelle 2-15 für die Neutronen und in Tabelle 2-16 für die γ -Strahlung angegeben. Da die Neutronen in der Abschirmung, im Stahlmantel und im Glas Sekundärgammas induzieren, sind die daraus resultierenden Dosisleistungen ebenfalls zu berücksichtigen.

Glaskokille	Neutronen		Sekundärgammas	
P(x,y,z) Cm	Dosisleistung mSv/h	rel. Fehler %	Dosisleistung mSv/h	rel. Fehler %
P(55; 0; 55)	3,03E+0	1,45	1,60E-1	1,03
P(0; 0; -35)	2,36E+0	1,54	1,09E-1	1,19
P(0; 0; 169,5)	1,23E+0	2,20	6,44E-2	1,95
P(152; 0; 56)	4,67E-1	0,57	2,45E-2	0,49
P(0; 0; -130)	1,88E-1	1,02	1,08E-2	0,80
P(0; 0; 264,5)	9,60E-2	1,43	6,38E-3	1,12

Tabelle 2-15: Dosisleistung durch Neutronen und Sekundärgammas

Glaskokille	γ -Strahlung	
P(x,y,z) cm	Dosisleistung mSv/h	rel. Fehler %
P(55; 0; 55)	7,72 E+2	4,02
P(0; 0; -35)	9,05 E+2	3,20
P(0, 0; 169,5)	4,99 E+2	10,8
P(152; 0; 56)	1,57 E+2	1,00
P(0; 0; -130)	7,59 E+1	1,57
P(0; 0; 264,5)	4,62 E+1	2,01

Tabelle 2-16: Dosisleistung durch γ -Strahlung

2.13.4.3 Ergebnis

Vergleicht man die Dosisleistungen von Neutronen und Photonen an einem festem Detektorpunkt, so zeigt sich, dass die Beiträge durch γ -Strahlung wesentlich höher sind. Dabei ist der Anteil der Sekundärgammas von untergeordneter Bedeutung. Grund hierfür ist der fehlende Anteil schwerer Elemente (z. B. Eisen), die für die Abschirmung gegen Photonen maßgeblich ist.

Wählt man als Bezugspunkt den Ort in 1 m Abstand radial in halber Kokillenhöhe, dann sind die einzelnen Anteile der Dosisleistung bzgl. Neutronen (0,467 mSv/h), Sekundärgammas (0,0245 mSv/h) und γ -Strahlung (157 mSv/h) zu addieren. Im Ergebnis erhält man 157,4 mSv/h, d.h., entscheidend bleibt die primäre γ -Komponente.

In weiteren Rechnungen wurde die neutroneninduzierte Dosisleistung aus dem beim Prozess verbliebenen Kernbrennstoffen mit 2,44 mSv/h ermittelt. Die Auslegungswerte für Abschirmungen orientieren sich in der Regel an den Ortsdosisleistungswert in 1 m Abstand von der Transportverpackung von 0,1 mSv/h bzw. 2 mSv/h an ihrer Oberfläche. In jedem Fall ist für die Handhabung der mit 30 cm Bentonit ummantelten HAW-Kokille eine Transportabschirmung erforderlich, für Photonen wäre überschlägig eine Abschirmung aus Eisen von ca. 18 cm ausreichend.

3 Kritikalitätsbetrachtung für die Betriebsphase eines Endlagers in Ton

Im Rahmen des Forschungsvorhabens wurde die GRS beauftragt, eine generische Kritikalitätsanalyse zur Betriebsphase eines Endlagers in Ton durchzuführen. In einem dazu geführten Fachgespräch wurden mögliche Szenarien der Betriebsphase erörtert, die zur Kritikalität eines Behälters mit bestrahltem Kernbrennstoff führen könnten. Dabei wurde der Absturz einer Brennstabkokille in ein Bohrloch als Szenario für genauere Kritikalitätsbetrachtungen ausgewählt. Zusätzlich wird ein Wasserzutritt in das Bohrloch unterstellt, der auch zu einem späteren Zeitpunkt stattfinden kann. Dieses Szenario wird im Folgenden hinsichtlich seiner Auswirkungen auf die Kritikalitätssicherheit untersucht.

3.1 Endlagerkonzept BSK 2 in Tonversatz in vertikalen Bohrlöchern

Das betrachtete Endlagerkonzept sieht die Verbringung von abgebrannten Brennstäben im Behältertyp Brennstabkokille 2 (BSK 2) in vertikale Bohrlöcher in einem Endlagerbergwerk im Wirtsgestein Ton vor. Dieser Behältertyp ist eine nicht abgeschirmte Stahlkokille, welche die Brennstäbe von zwei DWR-Brennelementen ohne Skelett aufnehmen kann. Es wurden die Brennstabdaten eines modernen DWR-Brennelements vom Typ „Konvoi“ zugrundegelegt, wie es z. B. in GKN II eingesetzt wird. Insgesamt handelt es sich um 600 einzelne Brennstäbe, die in Tabelle 3-1 näher spezifiziert sind.

Die Bohrlöcher unter Tage haben einen Durchmesser von 110 cm und eine Tiefe von 50 m und sollen vier BSK samt Bentonitmantel und Versatzmaterial aufnehmen. Der Außendurchmesser der Kokillen beträgt aufgrund des verringerten Inhalts 41 cm, bei einer Wandstärke von 4,0 cm. Abbildung 3-1 veranschaulicht dieses Konzept. Die Einlagerung der Kokillen in die Bohrlöcher erfolgt mittels Tragekörben aus Stahl, in denen jeweils eine Brennstabkokille von Formteilen aus Versatzmaterial (Bentonit) umgeben ist. Dieses Gebinde wird in das Bohrloch abgesenkt. Der Außendurchmesser des Tragekorbes ist so gewählt, dass er das Bohrloch nahezu passgenau ausfüllt.

3.2 Aspekte der Kritikalitätssicherheit in dem betrachteten Endlagerkonzept während der Betriebsphase

Für die Betriebsphase des Endlagers wird konservativ ein Zeitraum von 100 Jahren angenommen. Während dieser Phase ist bei der Handhabung und Einlagerung der Abfallbehälter die Kritikalitätssicherheit lückenlos zu gewährleisten.

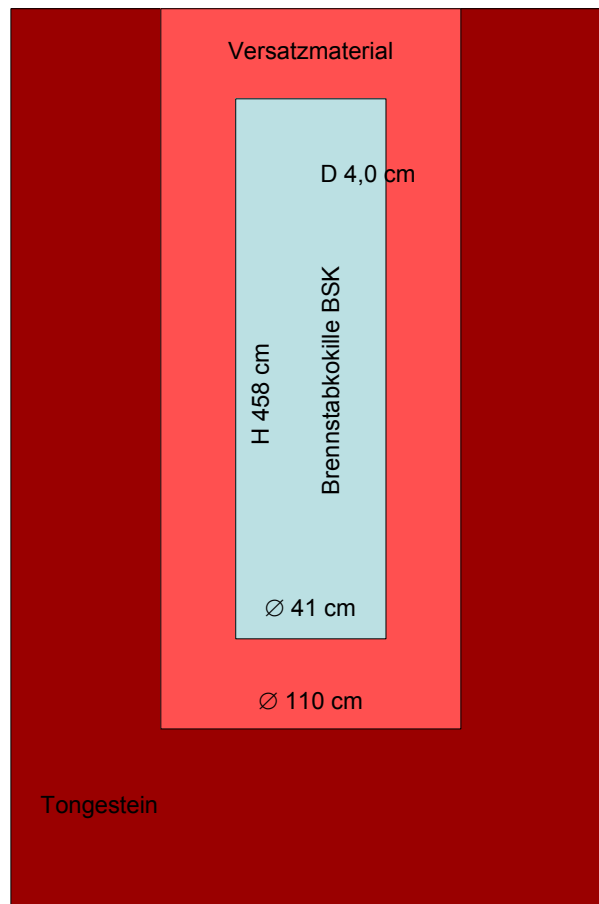


Abbildung 3-1: Endlagerkonzept BSK 2 mit Versatz in Tongestein

Im bestimmungsgemäßen Betrieb ist dies durch entsprechende Auslegung von Behältern sowie Planung von Transporten und sonstigen Betriebsabläufen sicherzustellen. So ist die Unterkritikalität des Behälters BSK bei Wasserflutung und unter voller Neutronenreflexion durch Wasser in der Regel eine Anforderung im Rahmen der Behälterzulassung. Beim Transport decken die Zulassungsvorschriften des entsprechenden Transport- oder Transferbehälters diese Anforderungen ab, gegebenenfalls auch hinsichtlich der Neutronenwechselwirkung mehrerer Behälter. Die wesentlichen Kriterien für die Kritikalitätssicherheit sind Masse und Zusammensetzung des in die Behälter verbrachten Brennstoffs, insbesondere in Bezug auf Anfangsanreicherung und Abbrand, sowie die Zwischenmoderation der Brennstäbe. Im bestimmungsgemäßen Betrieb sind diese Parameter durch geeignete Maßnahmen, z. B. Massenlimitierung oder Mindestabbrand, Behälterdimensionierung usw. so festgelegt, dass die Kritikalitätssicherheit für jede denkbare Situation gegeben ist. Kritikalitätsrelevante Ereignisse sind daher nur bei Störfällen vorstellbar. In Störfallanalysen sind Szenarien zu identifizieren, bei denen eine oder mehrere der genannten Anforderungen verletzt werden können. Solange die Endlagerbehälter in ihrer äußeren und inneren Struktur intakt bleiben, ist keine Kritikalität möglich. Die Zerstörung eines Behälters stellt jedoch ein sehr unwahr-

scheinliches Ereignis dar. Der einzige identifizierte Vorgang, der zu einer derartigen Beschädigung oder Zerstörung eines BSK 2 Behälters führen könnte, ist der Absturz einer Kokille in ein 50 m tiefes Bohrloch, beispielsweise durch das Versagen des Tragkorbes, mit dem die Kokille in das Bohrloch hinabgelassen wird. Dazu wird hypothetisch unterstellt, dass die Integrität des Behälters beim Aufschlag verloren geht, die Brennstäbe aus dem Behälter freigesetzt und über den Querschnitt des Bohrloches verteilt werden können. Unterstellt man zusätzlich einen nachfolgenden Wasserzutritt, so kann dies zu einer deutlichen Erhöhung des Neutronenmultiplikationsfaktors führen. Diese Ereigniskette wird als „Worst case-Szenario“ angenommen und im Folgenden näher untersucht.

Bei der Handhabung von Endlagerbehältern des Typs POLLUX /3-1/, der als Referenzkonzept für eine Streckenlagerung vorgesehen ist, sind keine Szenarien denkbar, die zu einer vergleichbar gravierenden Änderung der Brennstabanordnung führen könnten.

3.3 Kritikalitätsanalyse zum Stöfallereignis „Absturz einer Brennstabkokille“

3.3.1 Bestimmung des Nuklidinventars durch Abbrandrechnung

Das Nuklidinventar des abgebrannten Brennstoffs, der dieser Betrachtung zu Grunde liegt, wurde mit dem Abbrandcode OREST 96 /3-2/; /3-3/ auf der Basis der in Tabelle 3-1 und Tabelle 3-2 spezifizierten Brennelementdaten berechnet.

Als Brennstoff wurde Urandioxid mit den in Tabelle 3-2 aufgeführten Werten zugrundegelegt. Die aktive Zone wurde konservativ als über die gesamte Brennstablänge reichend angenommen. Strukturteile wie z. B. der Zirkaloyabschluss an den Brennstabenden wurden vernachlässigt.

Die Anfangsanreicherung von 4,0 Gew.-% ²³⁵U entspricht dem Standard moderner Brennelemente, die für einen Abbrand bis zu über 50 GWd/tSM ausgelegt sind. Der hier gewählte mittlere Abbrand von 20 GWd/tSM ist vergleichsweise gering und entspricht einem teilabgebrannten Brennelement. Für die anschließenden Kritikalitätsrechnungen ist diese Annahme abdeckend konservativ.

Parameter	Wert
Pelletdurchmesser (cm)	0,805
Hüllrohrinnendurchmesser (cm)	0,822
Hüllrohraußendurchmesser (cm)	0,950
Brennstabmittenabstand (cm)	1,270
Brennstablänge (cm) ^(*)	440,5
Schwermetallmasse pro Brennstab (kg) ^{(*)(**)}	1,78
Brennstabgitter quadratisch	18 x 18
Steuerstabpositionen	24
Brennstäbe je Brennelement	300
Gitterabstand Brennelemente (cm)	22,95

^(*) Für OREST-96 nicht relevant, doch in den anschließenden Kritikalitätsrechnungen verwendet.

^(**) Bei einer aktiven Länge von 390 cm.

Tabelle 3-1: Für die Abbrandrechnung verwendete Brennelementgeometrie eines DWR-Elements vom Typ Konvoi /3-4/

Parameter	Wert
Anfangsanreicherung ²³⁵ U (Gew.-%)	4,0
Mittlerer Abbrand (GWd/tSM)	20
Abklingzeit nach Entladung (Jahre)	32

Tabelle 3-2: Für die Abbrandrechnung festgelegte Abbranddaten der Brennelemente

Für die Kritikalitätsrechnungen wurden nicht alle errechneten Abbrandnuklide verwendet, sondern lediglich eine Auswahl der kritikalitätsrelevanten Aktiniden sowie Sauerstoff als häufigstem Bestandteil der Brennstoffmatrix neben den Aktiniden. Tabelle 3-3 zeigt die Zusammensetzung, wie sie für die Kritikalitätsrechnungen verwendet wurde.

Die reaktivitätsmindernde Wirkung von Spaltprodukten, insbesondere der sog. „major fission products“ /3-5/, wurde außer in einigen explizit gekennzeichneten Vergleichsrechnungen nicht berücksichtigt. In den Vergleichsrechnungen mit Spaltprodukten wurden die Nuklide ⁹⁵Mo, ⁹⁹Tc, ¹⁰¹Ru, ¹⁰³Rh, ¹⁰⁹Ag, ¹³³Cs, ¹⁴⁷Sm, ¹⁴⁹Sm, ¹⁵⁰Sm, ¹⁵¹Sm, ¹⁵²Sm, ¹⁴³Nd, ¹⁴⁵Nd, ¹⁵¹Eu, ¹⁵³Eu, und ¹⁵⁵Gd entsprechend ihrem berechneten Gewichtsanteil in die Kritikalitätsrechnungen einbezogen. Diese Nuklide zeichnen sich durch relativ hohe Absorptionsquerschnitte für thermische Neutronen sowie durch hinreichend lange Halbwertszeiten aus.

Nuklid	Gewichtsprozent
¹⁶ O	1.20576E+01
²³⁰ Th	1.98474E-06
²³² Th	2.94163E-07
²³¹ Pa	9.16451E-08
²³³ U	4.01621E-07
²³⁴ U	2.08987E-02
²³⁵ U	1.88322E+00
²³⁶ U	3.06652E-01
²³⁸ U	8.50861E+01
²³⁷ Np	2.22644E-02
²³⁸ Pu	2.74486E-03
²³⁹ Pu	4.39537E-01
²⁴⁰ Pu	1.12939E-01
²⁴¹ Pu	1.27405E-02
²⁴² Pu	9.83837E-03
²⁴¹ Am	4.45287E-02
²⁴³ Am	8.79613E-04

Tabelle 3-3: Nuklidzusammensetzung des Brennstoffs für die Kritikalitätsanalysen

3.3.2 Rechnungen zur Kritikalität

Verwendete Rechencodes

Für die Bestimmung des infiniten Neutronenmultiplikationsfaktors des unendlich ausgedehnten Brennstoffgitters wurde der Neutronentransportcode XSDRN mit einer 238-Gruppen-Bibliothek für die Wirkungsquerschnitte verwendet. Zur Berechnung des effektiven Multiplikationsfaktors der intakten Brennstabkockille und der Störfallszenarien wurde der Monte Carlo-Code KENO Va mit einer 238-Gruppen-Bibliothek eingesetzt. Beide Codes samt Bibliothek sind Bestandteile des Programmpakets SCALE 4.4a /3-6/. Die Brennstabanordnung wurde in den SCALE-Rechnungen als homogenisierte Zone auf der Basis von zellgewichteten Wirkungsquerschnitten angesetzt. Die Nuklidzusammensetzung des Brennstoffs wurde entsprechend der Abbrandrechnung gemäß Tabelle 3-3 gewählt.

Um die Rechenergebnisse zusätzlich mit einem zweiten, unabhängigen Verfahren zu validieren, wurde der Neutronenmultiplikationsfaktor für ausgewählte Fälle mit dem Monte Carlo-Code MCNP4C2 /3-7/ gegengerechnet. Dieser Code verwendet Punktdaten für die Wirkungsquerschnitte, welche den Kerndatenbibliotheken ENDF/B-V und ENDF/B-VI entstammen.

Betrachtete Modelle und Materialien

Als relevantes Szenario wurde der Absturz einer Kokille in ein 50 m tiefes Bohrloch mit Freisetzung der Brennstäbe sowie Wasserzutritt (Brauchwasser) im späteren Verlauf unterstellt. Dieses Szenario wurde näher untersucht. Ausgegangen wird von einem runden Bohrloch mit 110 cm Durchmesser in Tongestein. Der Tragekorb aus Stahl wird vernachlässigt, da er für den Wert von K_{eff} praktisch keine Rolle spielt. Die gewählte Zusammensetzung des Wirtsgesteins Ton entspricht exemplarisch für Tonformationen derjenigen von Opalinuston einschließlich Porenwasser, wie er z. B. in der Schweiz zu finden ist. Die Gesamtdichte beträgt $2,25 \text{ g/cm}^3$ /3-8/. Tabelle 3-4 gibt die Zusammensetzung nach Elementen aufgeschlüsselt wieder.

Element	Gewichtsprozent
Si	27,28
Al	3,69
Fe	1,65
Ca	4,73
Mg	0,84
K	1,15
Na	0,25
Cl	0,20
S	0,11
H	1,97
O	57,84

Tabelle 3-4: Zusammensetzung des in den Kritikalitätsanalysen verwendeten Gesteinstyps „Opalinuston mit Gebirgsfeuchte“, Dichte $2,25 \text{ g/cm}^3$ /3-8/

Tabelle 3-5 fasst die in den Kritikalitätsrechnungen verwendeten Daten der BSK-2 zusammen; Abbildung 3-2 illustriert das entsprechende KENO-Modell der Kokille.

Parameter	Wert
Innendurchmesser (cm)	33
Außendurchmesser (cm)	41
Wandstärke (cm)	4,0
Innenhöhe (cm)	450
Beladung (Brennstäbe gem. GKN-2)	600 (2 BE)

Tabelle 3-5: Abmessungen der Kokille BSK 2 im KENO Rechenmodell

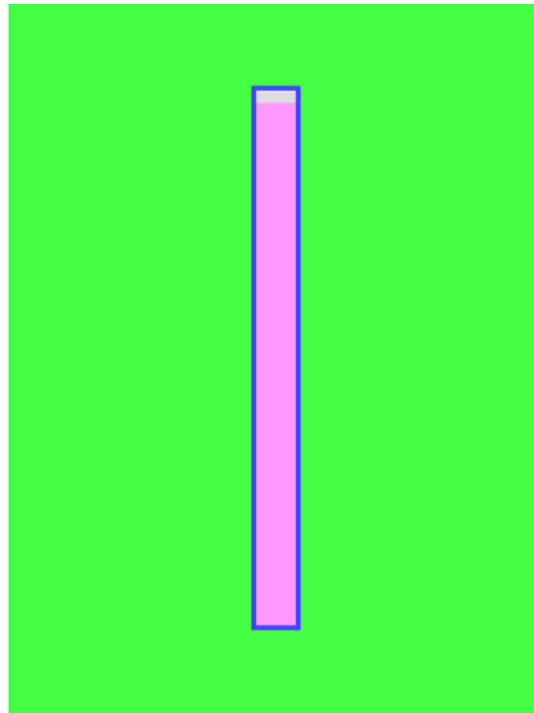


Abbildung 3-2: KENO-Modell der BSK 2 in Tongestein bei verfülltem Bohrloch mit Brennstabanordnung (lila), Behälter (blau), Luftspalt im Behälter (grau) und Tongestein (grün)

Im betrachteten Störfallszenario „Absturz einer Brennstabkokille in ein Bohrloch“ versagt der Kokillenmantel über die gesamte Länge und gibt alle oder einen Teil der Brennstäbe frei, so dass sich diese im Bohrlochquerschnitt verteilen können. Zusätzlich wird ein Wasserzutritt unterstellt. Hierbei wird konservativ reines Wasser H_2O anstelle von salzhaltigem Formationswasser angenommen. In einer Parameterstudie wird hierfür der mittlere Brennstababstand bestimmt, bei dem der Wert von K_{eff} sein Maximum erreicht. Der zugehörige K_{eff} -Wert wird als abdeckend angesehen. Für die aus der Kokille freigesetzten Brennstäbe wird vereinfachend eine vertikale parallele Ausrichtung in zweidimensional hexagonaler Gitterstruktur auf einer Kreisfläche am Bohrlochgrund angenommen. Die von Brennstäben bedeckte Fläche wird zwischen dem Innendurchmesser der Kokille und dem Bohrlochdurchmesser variiert. Das Behältermaterial wird in einer ersten Näherung vernachlässigt. Abbildung 3-3 zeigt exemplarisch das KENO-Modell dieser Situation in der vertikalen Schnittebene.

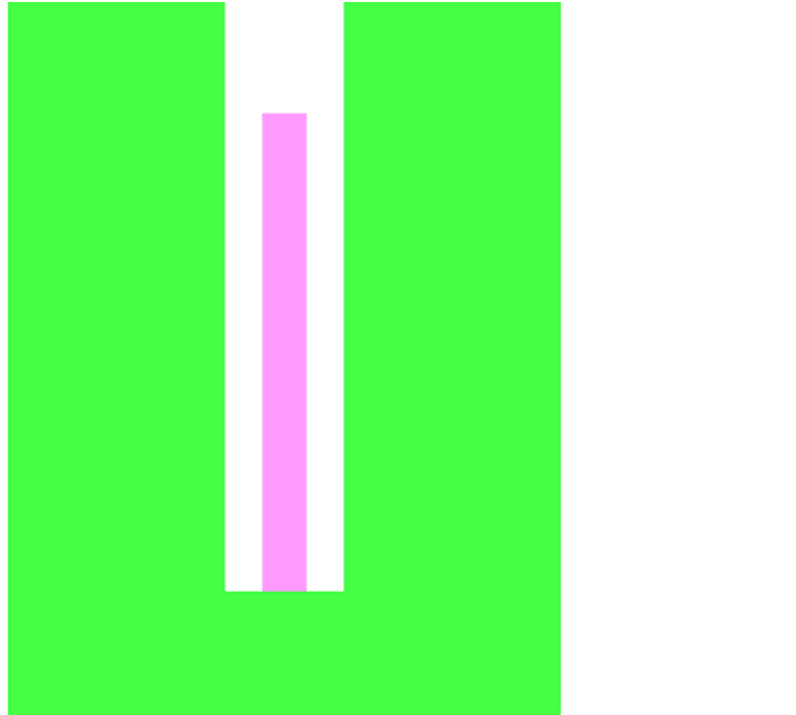


Abbildung 3-3 KENO Modell eines vereinfachten Störfallszenarios „Absturz einer Brennstabkokille“ mit Brennstab-Wasser-Anordnung (lila), Wasser (weiß) und Tongestein (grün)

Aus rechentechnischen Gründen werden die Brennstäbe als parallel zur Bohrlochachse stehend angenommen. Diese Annahme ist weitgehend dadurch gerechtfertigt, dass ein einzelner Stab der Länge 440 cm in einem Bohrloch von 110 cm Durchmesser einen maximalen Neigungswinkel von $14,5^\circ$ gegen die Vertikale einnehmen kann. Für alle anderen Brennstäbe muss dieser Winkel geringer sein und dürfte im Mittel etwa 8° bis 10° betragen, so dass eine zum Bohrloch parallele Anordnung der Brennstäbe als hinreichend gute Näherung erscheint. Durch Variieren des mittleren Stababstandes wird die reaktivste Konfiguration der Stabanordnung ermittelt.

In einer zweiten Näherung wird das Material des Behälters berücksichtigt. Dabei wird angenommen, dass die Abmessungen der Kokille erhalten bleiben, während die Brennstäbe innerhalb und außerhalb der Kokille im Bohrloch verteilt sind. Abbildung 3-4 zeigt exemplarisch das KENO-Modell einer derartigen Anordnung.

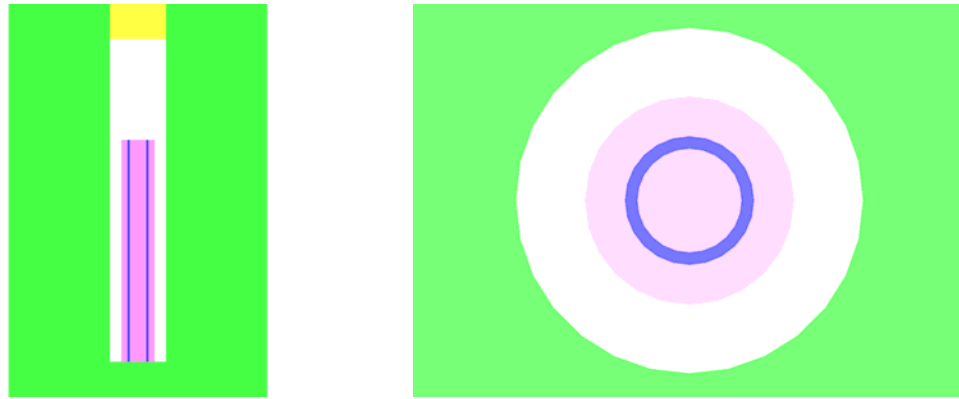


Abbildung 3-4: Längs- und Querschnitt des KENO Modells für das Störfallszenario „Absturz einer Brennstabkokille“ unter Berücksichtigung des Behältermaterials mit der Brennstab-Wasser-Anordnung (lila), dem Behälterstahl (blau), Wasser (weiß), Tongestein (grün) und Luft (gelb)

Zusätzlich zu einer unterstellten Wasserflutung kann auch Versatzmaterial vorhanden sein, das möglicherweise mitsamt der Kokille in das Bohrloch stürzt und die Zwischenräume ganz oder teilweise ausfüllt. Das freie Volumen, welches dann noch durch zufließendes Wasser aufgefüllt werden kann, wird dadurch kleiner.

Als weiteres Szenario wird die Freisetzung aller Brennstäbe und deren Verteilung außerhalb des Stahlrohres betrachtet, welches die Kokille darstellt. Als konservativster Fall wird dabei eine Anordnung unterstellt, wie sie in der Abbildung 3-5 in der Draufsicht schematisch dargestellt ist. Der leere Behälter ist auf der einen Hälfte der Bohrlochgrundfläche positioniert, in der anderen Hälfte stehen die Brennstäbe in paralleler und kreisförmiger Anordnung gleichmäßig verteilt. Sowohl Wasserflutung als auch Tonverfüllung werden betrachtet.

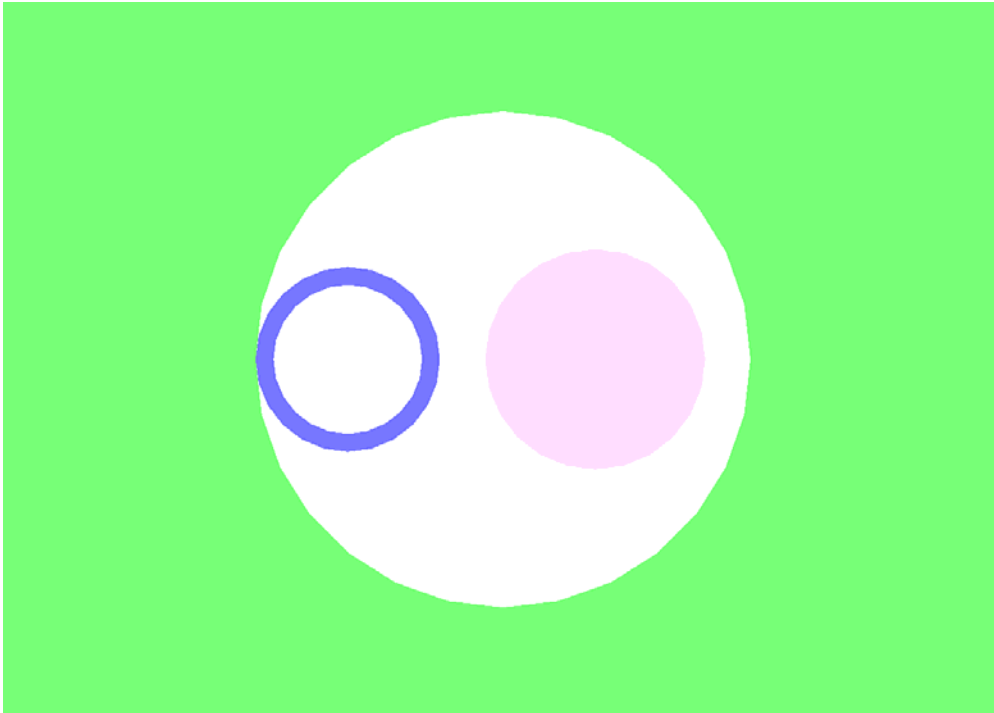


Abbildung 3-5: Querschnitt des KENO-Modells eines Absturzszenarios mit Freisetzung aller Brennstäbe mit Brennstab-Wasser-Anordnung (lila), Behälterstahl (blau), Wasser (weiß) und Tongestein (grün)

3.3.3 Rechenergebnisse

Intakte Kokille

Zur Berechnung des effektiven Multiplikationsfaktors K_{eff} einer intakten Kokille BSK 2, die mit den Brennstäben zweier Brennelemente von Typ Konvoi bestückt ist, wurden vier Varianten untersucht. Eine mit 600 bestrahlten Brennstäben beladene Kokille wird in trockenem und wassergeflutetem Zustand berechnet. Aus den verwendeten Daten für Behälter- und Brennstabgeometrie ergibt sich ein mittlerer Brennstabmittenabstand p_{BSK} von 1,28 cm. Der angesetzte mittlere Abbrand des UO_2 -Brennstoffs beträgt 20 GWd/tSM bei 4 % ^{235}U Anfangsanreicherung. Zu Vergleichszwecken werden in einer weiteren Rechnung einige langlebige Spaltprodukte aus der Abbrandrechnung berücksichtigt. Für die vierte Rechnung wird frischer Brennstoff in einer gefluteten Kokille angenommen. Eine bestimmungsgemäße Tonverfüllung des Bohrlochs wird in allen Fällen unterstellt (siehe auch Abbildung 3-2). Tabelle 3-6 fasst die errechneten Werte für K_{eff} zusammen, wobei σ die statistische Unsicherheit (Standardabweichung) aus der Monte Carlo-Rechnung bezeichnet. Die K_{eff} -Werte wurden mit dem Code KENO Va des Programmsystems SCALE berechnet.

Brennstoff/Abbrand	$K_{\text{eff}} \pm \sigma$
20 GWd/tSM, trocken, Aktinide	$0,2022 \pm 0,0002$
20 GWd/tSM, geflutet, Aktinide und Spaltprodukte	$0,7995 \pm 0,0005$
20 GWd/tSM, geflutet, Aktinide	$0,8570 \pm 0,0006$
Frischer Brennstoff (kein Abbrand), geflutet	$0,9839 \pm 0,0008$

Tabelle 3-6: Multiplikationsfaktoren K_{eff} für intakte Kokillen BSK 2 im Endlager

Die Tabelle zeigt, dass die betrachteten Brennstäbe in der BSK 2 bei dem geforderten Abbrand von 20 GWd/tSM selbst bei vollständiger Wasserflutung unterkritisch bleiben. Auch bei frischem Brennstoff bleibt $K_{\text{eff}} < 1$, überschreitet jedoch den in der Regel geforderten Wert von $K \leq 0,95$ deutlich.

Parametervariation zur Verteilung der Brennstäbe

In einer Parameterstudie wurde der Neutronenmultiplikationsfaktor K_{inf} für ein infinites regelmäßiges hexagonales Brennstabgitter aus Stäben des Typs Konvoi in Wasser, Ton und einem Gemisch aus beiden im gleichen Volumenverhältnis, in Abhängigkeit vom Brennstabmittenabstand p , untersucht. Damit kann derjenige Brennstababstand ermittelt werden, bei dem sich optimale Moderation und damit das Maximum für K_{inf} einstellt. Abbildung 3-6 fasst die Ergebnisse zusammen.

Wie die Abbildung zeigt, wird für das Brennstabgitter in Wasser für Werte des Brennstabmittenabstands p zwischen 1,05 cm und 2,85 cm der kritische Wert $K_{\text{inf}} = 1$ überschritten. Bei $p_{\text{maxK}} = 1,6$ cm erreicht K_{inf} sein Maximum mit $K_{\text{inf,max}} = 1,307$. In Ton liegt das Maximum bei $K_{\text{inf}} = 1,186$ und wird bei einem Mittenabstand von $p = 2,0$ cm erreicht. Bei Mittenabständen $p > 2,3$ ist das Brennstab-Ton-System etwas reaktiver als das Brennstab-Wasser-System. Es zeigt um 10 – 15 % höhere K_{inf} – Werte. Die Kurve für ein Gemisch aus je 50 Vol.-% Wasser und Ton liegt in ihren Tendenzen zwischen den beiden Kurven der Anordnungen mit unvermischten Anteilen. Der mittlere Brennstabmittenabstand p_{BSK} in einer intakten BSK-2 Kokille mit 600 Stäben beträgt zum Vergleich 1,28 cm, was unterhalb von p_{maxK} im infiniten Brennstabgitter in Wasser und Ton liegt.

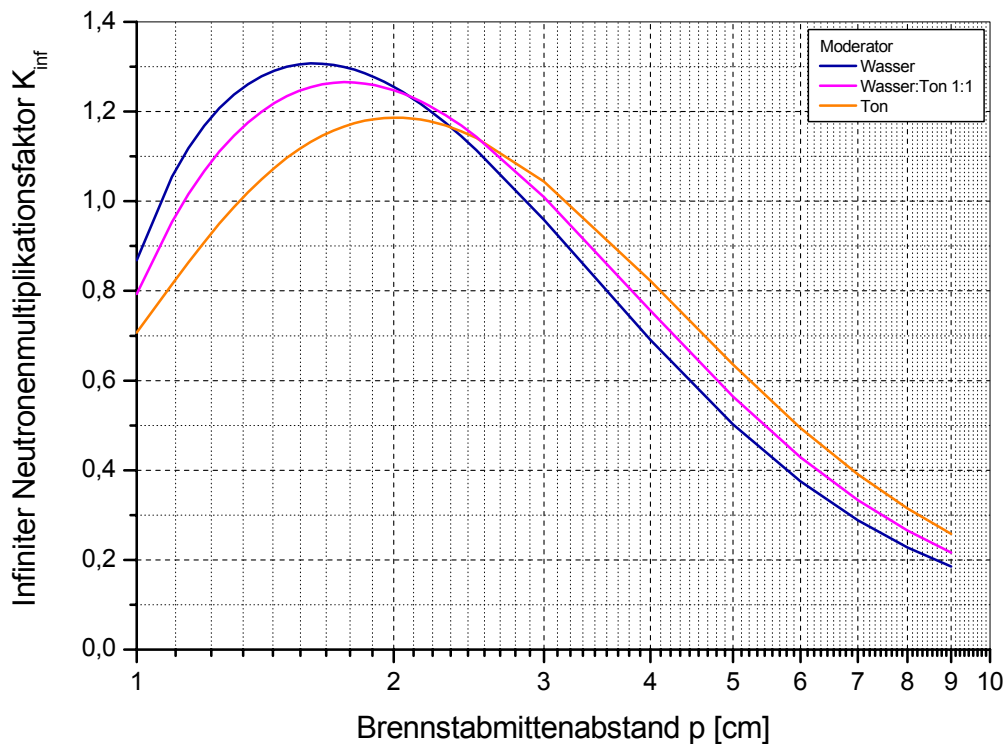


Abbildung 3-6: Infiniter Neutronenmultiplikationsfaktor K_{inf} eines infiniten Brennstabgitters in Wasser oder Ton

Szenario „Absturz einer Brennstabkokille und Wasserflutung“

Für den Absturz einer beladenen Kokille BSK-2 in ein 50 m tiefes Bohrloch mit anschließendem Behälterversagen und Freisetzung der Brennstäbe in das Bohrloch sind unterschiedliche Abläufe vorstellbar.

In einer ersten Näherung wird der Absturz der Kokille ohne das im Tragekorb befindliche Versatzmaterial betrachtet. Auch das Behältermaterial der Kokille selbst wird in den Kritikalitätsrechnungen vernachlässigt. Die Verteilung der Brennstäbe wird als gleichförmiges, hexagonales Stabgitter dargestellt, das auf einer kreisförmigen Grundfläche konzentrisch zum Bohrlochquerschnitt angeordnet ist. In einer Rechenserie wird der Brennstabmittenabstand p so variiert, dass der gesamte Bereich der möglichen Stabverteilungen über den Bohrlochquerschnitt erfasst wird. Der Radius der gesamten Stabanordnung wird entsprechend angepasst. Hierfür wird der effektive Multiplikationsfaktor K_{eff} bei unterstellter Flutung des Bohrlochs mit reinem Wasser berechnet.

In einer zweiten Näherung wird das Behältermaterial in Form eines konzentrisch im Bohrloch positionierten Stahlrohrs in das Modell integriert. Die Fläche, die das Rohr belegt, wird bei der Bestimmung der Flächenbelegung der Stäbe berücksichtigt, die

sich bei einem vorgegebenen p einstellt (vergleiche hierzu die Abbildung 3-3 und Abbildung 3-4). Abbildung 3-7 fasst die für die beiden genannten Fälle errechneten Ergebnisse zusammen.

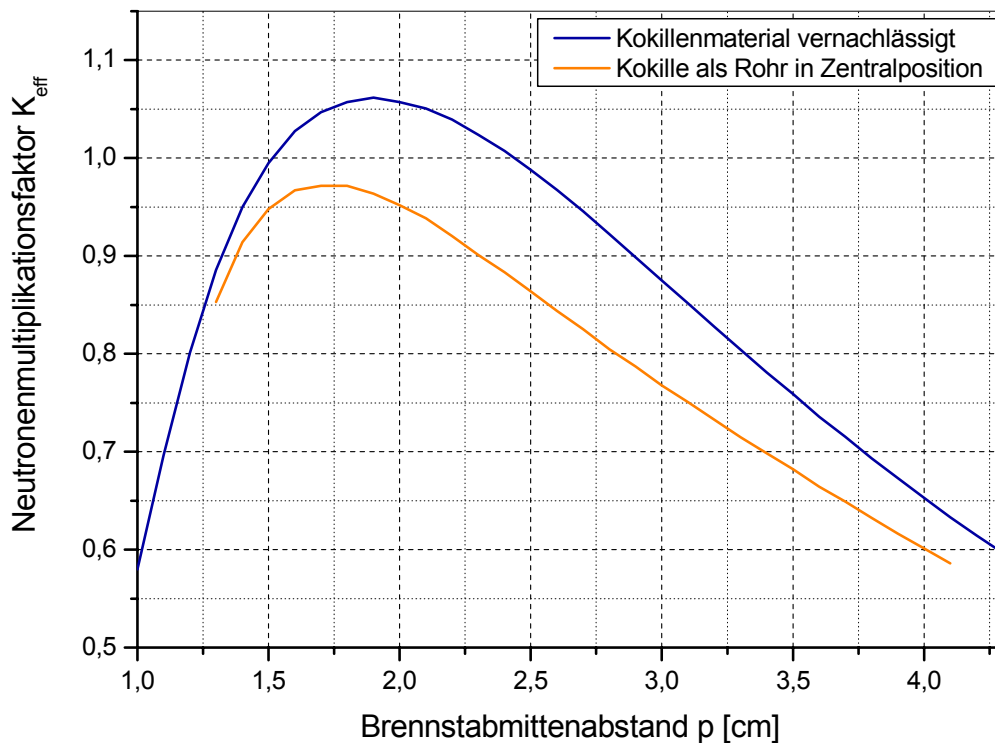


Abbildung 3-7: Multiplikationsfaktor K_{eff} für das Absturzscenario mit und ohne Behälterstahl, bei Wasserflutung, in Abhängigkeit vom mittleren Abstand p der Brennstäbe

Die Abbildung zeigt, dass bei Wasserflutung und Vernachlässigung des Behältermaterials der kritische Wert von $K_{eff} = 1$ im Bereich eines mittleren Brennstababstands zwischen 1,5 und 2,4 cm überschritten wird, mit einem Maximum von $K_{eff} = 1,0619$ bei $p = 1,9$ cm.

Nimmt man das Kokillenmaterial in Form eines Stahlrohrs in Zentralposition in das Modell hinein, so sinkt der K-Wert unter 1,0 und erreicht bei $p = 1,75$ cm sein Maximum mit $K_{eff} = 0,972$. Die Anordnung wäre unterkritisch. Verteilen sich weiter die Brennstäbe gleichmäßig über den gesamten Querschnitt des Bohrlochs, so ergibt sich ein mittlerer Abstand p von ca. 4 cm und der entsprechende K_{eff} -Wert für Wasserflutung liegt bei 0,6 (vgl. Abbildung 3-7).

Tonauffüllung

Um die Auswirkungen einer teilweisen oder vollständigen Tonverfüllung auf K_{eff} zu untersuchen, wurde in einer Erweiterung des Modells der Hohlraum der Brennstabverteilung mit unterschiedlichen Mischungen aus Wasser und Ton verfüllt angenommen. Für eine konservative Abschätzung wurden die Fälle $p = 1,5 \text{ cm}$, $1,9 \text{ cm}$, $2,5 \text{ cm}$ und $3,0 \text{ cm}$ des Szenarios ohne Kokillenmaterial untersucht und mit Gemischen aus Wasser und Ton in den Volumenverhältnissen $W:T = 1:3$, $1:1$, $3:1$ sowie reinem Wasser und reinem Ton aufgefüllt. Tabelle 3-7 zeigt die berechneten Werte für K_{eff} . Die statistische Standardabweichung σ der Monte Carlo-Rechnung ist in allen Fällen $< 0,0007$.

W:T \ p [cm]	1,5	1,9	2,5	3,0
Wasser	0,9949	1,0619	0,9879	0,8751
3:1	0,9530	1,0380	0,9884	0,8893
2:2	0,9003	1,0024	0,9812	0,8982
1:3	0,8368	0,9527	0,9624	0,8974
Ton	0,7530	0,8752	0,9210	0,8825

Tabelle 3-7: Werte des Neutronenmultiplikationsfaktors K_{eff} im Absturzscenario ohne Berücksichtigung des Kokillenmaterials für unterschiedliche Brennstabmittenabstände und Wasser-Ton-Gemische

Die Tabelle zeigt, dass bei Gitterabständen bis $2,5 \text{ cm}$ eine Zumischung von Ton zu einer Abnahme des Wertes von K_{eff} verglichen mit reinem Wasser als Moderator führt. Bei $p \leq 3,0 \text{ cm}$ kann eine teilweise oder vollständige Verfüllung mit Ton oder Ton-Wasser-Gemisch eine geringfügige Erhöhung von K_{eff} gegenüber einer reinen Wasserflutung bewirken, doch ist hier bei allen betrachteten Mischungsverhältnissen $K < 0,9$. Dieser Anstieg von K_{eff} bei $p = 3,0 \text{ cm}$ erklärt sich durch die Verschiebung des Maximums der Reaktivität im Ton gegenüber Wasser, welche auch in der Parameterstudie des unendlich ausgedehnten Gitters zu beobachten ist (siehe Abbildung 3-5). Für reale Systeme liegt K_{eff} für $p > 2,5 \text{ cm}$ jedoch deutlich unter 1, wie Abbildung 3-6 zeigt, so dass durch die Tonverfüllung kein Anstieg von K_{eff} über 1 zu erwarten ist.

Vollständige Freisetzung der Brennstäbe aus der Kokille

Im letzten betrachteten Fall wird angenommen, dass beim Absturz und Versagen des Behälters sämtliche Brennstäbe freigesetzt werden und sich außerhalb der Kokille verteilen (vgl. Abbildung 3-5). Als konservativ abdeckend wurde ein Brennstabmittenabstand von $p = 1,9 \text{ cm}$ gewählt, da sich bei diesem Wert für das Rechenmodell ohne Behältermaterial in Wasser das Maximum von K_{eff} ergibt. In Tabelle 3-8 sind die errechneten Werte für K_{eff} zusammengefasst.

Bohrlochfüllung	$K_{\text{eff}} \pm \sigma$
Wasser	$1,0611 \pm 0,0007$
Ton	$0,8779 \pm 0,0005$

Tabelle 3-8: Multiplikationsfaktoren K_{eff} für ein Absturzscenario mit vollständiger Freisetzung der Brennstäbe aus der Kokille unter Berücksichtigung der leeren Kokille

Die Tabelle zeigt, dass die Werte von K_{eff} in diesem Szenario mit den entsprechenden Werten unter Vernachlässigung des Behältermaterials (siehe Tabelle 3-7, Zeile „Wasser“ bzw. „Ton“) nahezu übereinstimmen. Für Wasserflutung sind die K_{eff} -Werte der beiden Fälle praktisch identisch, für Tonverfüllung liegt der Unterschied im Bereich von ‰. Im Falle einer völligen Freisetzung sämtlicher Brennstäbe aus der Kokille kann die Vernachlässigung des Behältermaterials folglich als gute Näherung angesehen werden.

Absicherung der Rechenergebnisse durch den Benchmark-Code MCNP

Zur Validierung der mit dem Programmpaket SCALE berechneten Ergebnisse wurden exemplarisch die reaktivsten Fälle der beiden Szenarien „Absturz einer Brennstabkokille“ mit und ohne Berücksichtigung des Behältermaterials bei Wasserflutung mit dem Code MCNP Version 4C2 gegengerechnet. Aufgrund der Verwendung von Punktquerschnittsdaten und der besseren räumlichen Detailgenauigkeit bei der Modellierung haben die Ergebnisse von MCNP Benchmark-Qualität und sind als genauer einzustufen als die KENO-Ergebnisse. Dafür ist der Zeitaufwand für Modellierung und Rechenlauf bei MCNP bedeutend höher.

Im MCNP-Modell wurden auch Strukturteile der Brennstäbe wie Endstopfen berücksichtigt, die im KENO-Modell zur Vereinfachung vernachlässigt wurden. Der grundlegende Unterschied zwischen beiden Rechenmodellen besteht aber darin, dass im MCNP-Modell die Brennstabverteilung explizit („pin by pin“) dargestellt wird, im KENO-Modell jedoch als homogene Spaltstoffzone mit geeignet gewichteten Wirkungsquerschnitten. Aus Gründen der besseren Vergleichbarkeit wurde zusätzlich ein detaillierteres Modell für KENO geschaffen, welches die Strukturteile der Brennstäbe näherungsweise ebenfalls berücksichtigt. Abbildung 3-8 zeigt zwei Ausschnitte aus einem Querschnitt durch das MCNP-Modell, Tabelle 3-9 vergleicht die mit MCNP und KENO errechneten K_{eff} -Werte.

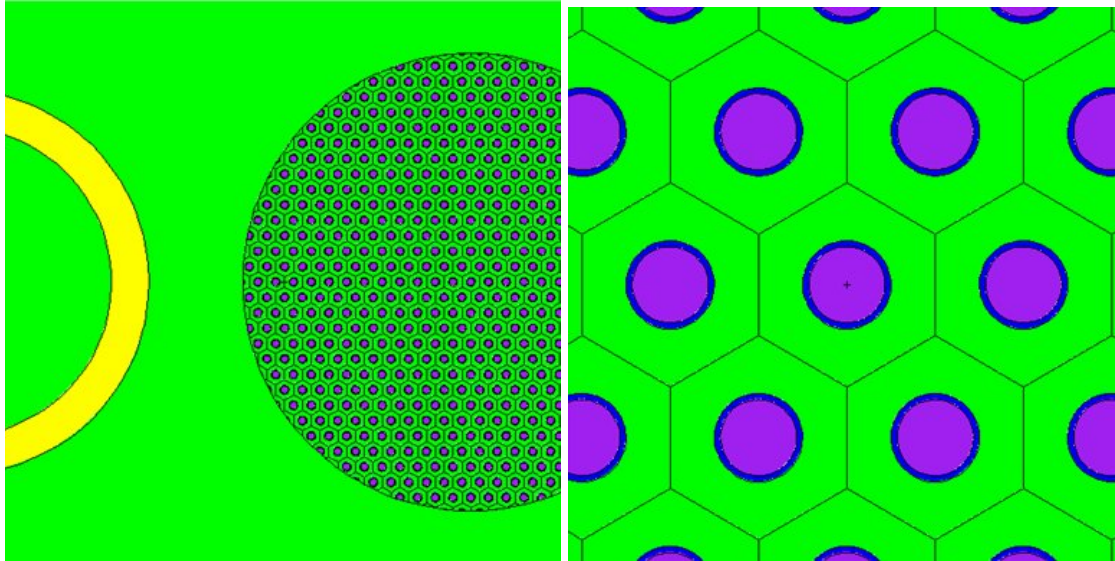


Abbildung 3-8: Ausschnitte aus dem MCNP-Modell des Absturzscenarios mit Freisetzung aller Brennstäbe aus der Kokille

	MCNP4C2	KENO detailliert	KENO einfach
Mit Behälter	$0,9694 \pm 0,0007$	$0,9720 \pm 0,0007$	$0,9717 \pm 0,0006$
Ohne Behälter	$1,0565 \pm 0,0006$	$1,0600 \pm 0,0006$	$1,0619 \pm 0,0007$

Tabelle 3-9: Vergleich der Werte von $K_{\text{eff}} \pm \sigma$ für den reaktivsten Fall jeweils mit und ohne Behältermaterial (in Zentralposition) verschiedener Rechen-codes bzw. Modellierungen.

Die Tabelle zeigt, dass die K_{eff} -Werte der beiden KENO-Modelle im Rahmen von $1-2\sigma$ des statistischen Fehlers praktisch übereinstimmen. Im Vergleich zu dem genaueren Benchmark-Code MCNP liegen die Ergebnisse mit KENO etwas höher und damit auf der sicheren Seite. Die Unterschiede sind jedoch nicht signifikant.

Dasselbe gilt für die wassergeflutete Anordnung aller Brennstäbe außerhalb der leeren Kokille nach Abbildung 3-4, die ebenfalls mit MCNP modelliert wurde. Hier errechnet sich der Wert für K_{eff} zu $1,0556 \pm 0,0006$, was dem Wert von $K_{\text{eff}} = 1,0611 \pm 0,0007$ bei KENO (siehe Tabelle 3-9) gegenübersteht.

Dies deckt sich mit den bisherigen Erfahrungen bei dieser Vorgehensweise. In der Regel liefern die auf zellgemittelten Gruppenkonstanten basierenden SCALE- Rechnungen konservativere Ergebnisse. Die mit maximal 0,5 % kleinen Unterschiede im K_{eff} zwischen KENO- und MCNP-Rechnungen bestätigen die Ergebnisse mit KENO.

4 Vergleichende Gegenüberstellung von Safeguardskonzepten für ein Endlager in Salz und Tongestein

Im Rahmen des FuE-Vorhabens GEIST (Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten in Salz- und Tongestein) sind Untersuchungen zur betrieblichen Sicherheit des Endlagers durchzuführen. Dabei ist der Aspekt der Kernmaterialüberwachung (Safeguards) für abgebrannte Brennelemente mit zu betrachten. Das vorliegende Kapitel befasst sich mit der Übertragbarkeit des entwickelten Konzeptes zur Überwachung von Spaltmaterial für ein Endlager im Salz auf ein solches in Tongestein. Wesentliche Unterschiede zwischen den beiden Safeguardskonzepten sollen dabei aufgezeigt und Ursachen dafür erläutert werden.

Die Internationale Atomenergie-Organisation in Wien (IAEO) als zuständige Organisation verfolgt mit Safeguards-Maßnahmen grundsätzlich das folgende technische Ziel: „Die rechtzeitige Entdeckung der Abzweigung von bedeutsamen Mengen von Nuklearmaterial aus der friedlichen Nutzung von Kernmaterial zur Herstellung von Waffen oder anderen kerntechnischen Sprengstoff oder für andere unbekannte Zwecke und zur Abschreckung solcher Abzweigungen durch das Risiko einer frühzeitigen Entdeckung und zur Entdeckung nicht deklarerter Materialien und Aktivitäten in einem Staat“ /4-1/.

Praktische Erfahrungen zur Kernmaterialüberwachung liegen bei der IAEO für alle kerntechnischen Bereiche vor, in denen mit spaltbarem Material umgegangen wird. Für den Bereich Endlagerung gibt es solche Erfahrungen nicht. Deshalb hat die IAEO seit 1988, als internationale Experten in einem Advisory Group Meeting in Wien empfahlen, Safeguards bei ausgedienten Brennelementen solange fortzusetzen, wie noch Safeguards in anderen Nuklearbereichen durchgeführt werden, durch eine Reihe von Meetings die möglichen Zusammenhänge zwischen Endlagerung und Safeguards untersucht. Diese Empfehlung war auch Auslöser für eine erste Aufgabe im deutschen IAEO-Unterstützungsprogramm. Das Ergebnis war ein Referenzsafeguardskonzept für ein deutsches Referenzendlagerkonzept.

Grundsätzlich werden folgende Kontrollen zur Kernmaterialüberwachung in kerntechnischen Anlagen vorgesehen:

- Materialbuchhaltung,
- Materialverifizierung,
- räumlicher Einschluss und Beobachtung (als ergänzende Maßnahmen)

Auf die Endlagerung übertragen bedeutet Kernmaterialüberwachung, dass das angelieferte spaltbare Material (z. B. in Form von Brennstäben in verschlossenen POLLUX-Behältern beim Konzept der Direkten Endlagerung) im übertägigen Bereich des Endlagers überwacht wird. Inwieweit auch eine untertägige Kernmaterialüberwachung durch die IAEO für erforderlich erachtet wird, hängt vom jeweiligen Endlagerkonzept ab. Mög-

lichkeiten zum Abzweigen von spaltbarem Material sollen identifiziert und Maßnahmen zu dessen rechtzeitiger Entdeckung entwickelt werden. Startpunkt jeglicher Safeguards-Überlegungen der IAEA ist dabei die Bedrohung, gegenüber der das Nuklearmaterial zu schützen ist. Die Auslegungsbedrohung für die IAEA ist seit dem Inkrafttreten des Zusatzprotokolls nicht mehr nur das Entwenden von Endlagergebinden durch den Staat als Betreiber des Endlagers, um nuklearen Sprengstoff herzustellen, sondern auch das heimliche Öffnen von Endlagergebinden und die heimliche Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente im Endlager. Im zivilen Bereich sind radiologische Sabotage, Diebstahl und Terrorismus die Bedrohungen.

Vor diesem Hintergrund wurde ein generisches Safeguardskonzept für Endlager in den Jahren von 1994 – 1998 von IAEA, EU und 8 Mitgliedsstaaten im Rahmen des SAGOR-Projektes entwickelt. Dabei wurde u. a. festgestellt, dass für die Umsetzung dieser Kontrollmaßnahmen auf ein Endlager in Salzformationen einige Grenzen für die o. g. Safeguards-Prinzipien bestehen.

So erfasst die betriebliche Materialbuchhaltung die eingehenden angenommenen Endlagerbehälter, muss diese aber nach deren Transport nach unter Tage ausbuchen. Eine Verifizierung der eingelagerten Behälter durch die IAEA wäre nur bis zum Zeitpunkt der Einlagerung in Strecken und anschließendem Versatz oder in Bohrlöchern mit Bohrlochverschluss möglich. Danach wären im Betrieb und Nachbetrieb eines Endlagers nur Maßnahmen des räumlichen Einschlusses und der Beobachtung denkbar, da kein direkter Zugang zu den Endlagerbehältern mehr möglich ist.

Nachfolgend wird zunächst das Endlagerkonzept in Salz und das dafür entwickelte Safeguards-Konzept dargestellt. Daran schließt sich eine Beschreibung des Endlagerkonzeptes in Tongestein mit den maßgebenden Komponenten und Betriebsabläufen an. Dafür wird dann ein Safeguards-Konzept hergeleitet und abschließend dem für ein Endlager in Salz vergleichend gegenübergestellt.

4.1 Endlagerung in Salz

In den 1980er und 1990er Jahren wurden in Deutschland konzeptionelle Arbeiten zur Auslegung eines Endlagers für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle in Salzformationen durchgeführt. Die konkreteste Planung wurde 1998 erstellt, bei der die vorliegenden Daten aus der Erkundung des Standortes Gorleben mit einbezogen wurden. Die nachfolgende Beschreibung des Endlagerkonzeptes basiert auf der Planung von 1998, der sogenannten „Aktualisierung des Konzeptes Endlager Gorleben“ /4-2/.

4.1.1 Endlagerkonzept

Das in /4-2/ beschriebene Endlagerkonzept geht von der Endlagerung aller Arten von radioaktiven Abfällen einschließlich ausgedienter Brennelemente in einem geologischen Endlager in einem Salzstock aus. Der für eine Eignungsuntersuchung ausgewählte Standort des Salzstockes Gorleben wurde seit 1979 über- und untertägig erkundet. Über zwei Schächte und entsprechende Strecken wurde der Salzstock in 840 m Teufe großräumig erschlossen und eine untertägige geowissenschaftliche Erkundung bis zum Moratorium im Oktober 2000 durchgeführt.

Für die Endlagerkonzeption wurde entsprechend der damaligen Annahme einer technischen Lebensdauer eines Kernkraftwerkes von 50 Betriebsjahren von folgenden Mengen an endzulagernden radioaktiven Abfallgebinden ausgegangen. Bei den wärmeentwickelnden Abfällen wurde unterschieden zwischen Abfällen aus der Wiederaufarbeitung (aus 5.468 t SM ausgedienter Brennelemente) und der Direkten Endlagerung (19.128 t SM ausgedienter Brennelemente). Die nachfolgende Tabelle 4-1 gibt eine Übersicht über Art und Menge der dafür vorgesehenen Endlagergebinde für die verschiedenen Abfallarten.

Abfallart	Gebindetyp	Gebindeanzahl
Verpresste Hülsen- und Strukturteile, technologischer Abfall aus der Wiederaufarbeitung	CSD-C Kokillen	ca. 7000
Ausgediente Brennelemente in oder oder	Pollux-8-DWR Pollux-10-DWR Endlagerbüchse-3 BE (heute Brennstabkokille (BSK3))	4449 3543 11955

Tabelle 4-1: Mengengerüst wärmeentwickelnder Abfälle

In Abbildung 4-1 sind die vier vorgesehenen Endlagergebinde für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle im Querschnitt und mit Angabe der Abmessungen dargestellt.

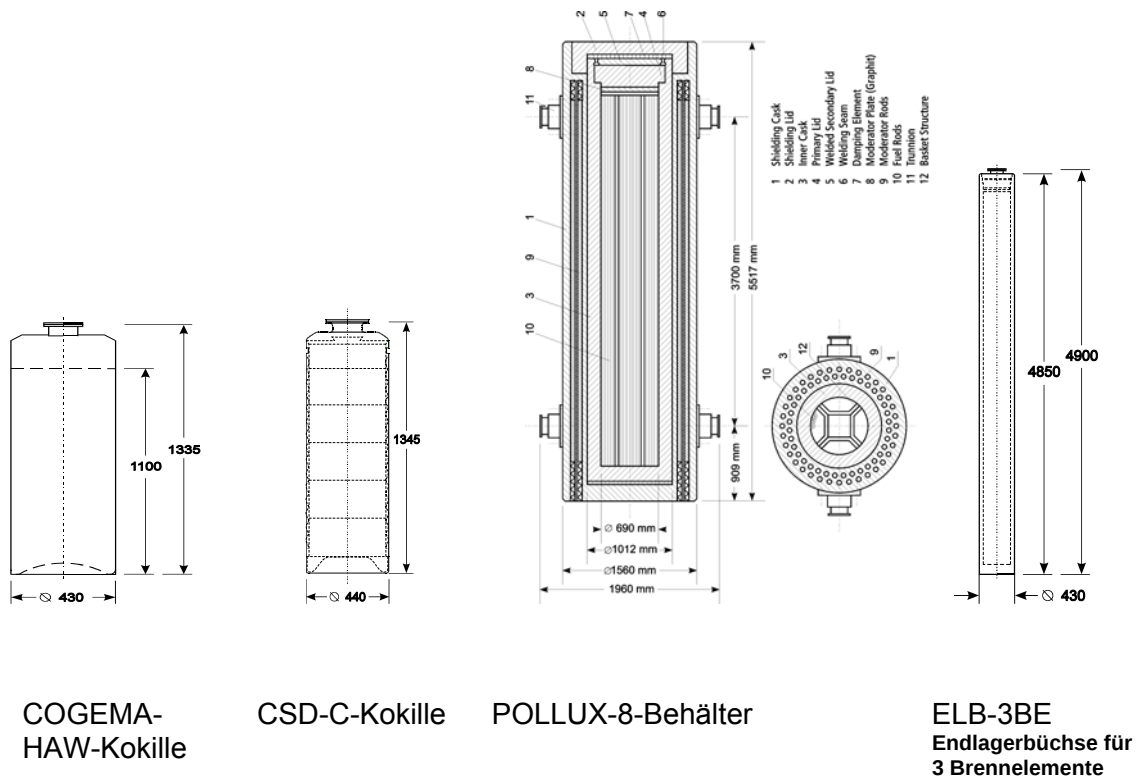


Abbildung 4-1: Gebindetypen für wärmeentwickelnde Abfälle

Die Errichtung des Endlagers ist in einer Teufe von ca. 870 m vorgesehen, d.h. 30 m unterhalb der Erkundungssohle. Die Lage der Einlagerungsfelder sowie die Länge der Einlagerungsstrecken ist der Geologie des Salzstockes angepasst. Der Zugang zu den Untertageanlagen des Endlagers erfolgt über zwei Schächte mit einem Durchmesser von ca. 7,5 m. Der für den Transport der Abfallgebände nach Untertage vorgesehene Schacht 2 ist mit einer Förderanlage für eine maximale Nutzlast von 85 t ausgerüstet.

Das Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle wurde in 14 Endlagerfelder eingeteilt, die über Querschläge zwischen den Richtstrecken erreicht werden. Von den Querschlägen gehen die Einlagerungsstrecken, die bis zu 300 m Länge erreichen, ab. Der Abstand zwischen den Einlagerungsstrecken richtet sich nach den eingelagerten Endlagergebänden. Die Höhe der Einlagerungsstrecke für die Streckenlagerung ist ca. 3,7 m und die Breite ca. 4,5 m.

Es wurden drei Varianten der Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle betrachtet:

1. Streckenlagerung der ausgedienten Brennelemente in POLLUX-Behältern oder als ELB-3; Bohrlochlagerung der HAW- und CSD-C-Kokillen in 300 m tiefen Bohrlöchern

2. Reine Bohrlochlagerung, wobei die ausgedienten Brennelemente konditioniert in ELB 3 verpackt werden
3. Streckenlagerung der ausgedienten Brennelemente in POLLUX-Behälter, Bohrlochlagerung der HAW- und CSD-C-Kokillen in 30 m tiefen Bohrlöchern.

Bei der Streckenlagerung werden die POLLUX-Behälter nach dem Transport nach Untertage mit einem gleisgebundenen Plateauwagen zur Einlagerungsstrecke transportiert. Hier werden die Behälter mit einer Einlagerungsmaschine vom Plateauwagen entladen und auf der Sohle der Einlagerungsstrecke abgelegt. Die Einlagerungsmaschine wird zurückgefahren und der Abschnitt mit dem eingelagerten POLLUX-Behälter mit Salzgrus verfüllt. In einem vorausberechnetem Abstand wird der nächste Behälter platziert usw. bis eine Einlagerungsstrecke gefüllt ist. Die Einlagerung erfolgt im Rückbau, beginnend mit den Strecken am äußersten Ende des Grubengebäudes in Richtung der Schächte. Nachdem eine Einlagerungsstrecke gefüllt ist, wird diese verschlossen. Nachdem alle Einlagerungsstrecken eines Feldes gefüllt sind, wird der entsprechende Querschlag verfüllt und verschlossen und das Feld abgeworfen. Gleichermaßen werden die Richtstrecken zu beiden Seiten der abgeworfenen Einlagerungsfelder mit Salzgrus verfüllt und verschlossen.

Für die Einlagerung von wärmeentwickelnden unabgeschirmten Gebinden wie HAW - Kokille sowie Endlagerbüchsen ELB-3 (BE) und ELB-3 (HAW-Kokillen) ist die Bohrlocheinlagerung in vertikalen bzw. unter einem Winkel von 45° geneigten Bohrlöchern möglich. Die Tiefe der vertikalen Langbohrlöcher beträgt ca. 300 m, der vertikalen und geneigten Kurzbohrlöcher ca. 30 m. Die Einlagerung der Gebinde in die Bohrlöcher erfolgt mit Einlagerungsmaschinen, mit der die Behälter aus dem abgeschirmten Transferbehälter über ein Schleusensystem in die Bohrlöcher abgesenkt werden. Nach Füllung eines Bohrloches mit Gebinden bis auf eine Resttiefe von ca. 10 m wird das Bohrloch mit qualifiziertem Versatzmaterial verfüllt und verschlossen. Nach Füllung aller Bohrlöcher einer Einlagerungsstrecke wird diese verfüllt und verschlossen. Die weitere Verfüllung wird wie beim Streckenlagerungskonzept ausgeführt.

4.2 Referenz-Safeguards-Konzept für ein Endlager in Salz

Internationaler Konsens über Kernaussagen zu Safeguards bei Endlagern wurde durch zwei Advisory Group Meetings (1988 und 1997) sowie zwei Consultants Meetings (1991 und 1995) bei der IAEO erreicht. Dabei wurde folgendes festgelegt:

- Die direkte Endlagerung von ausgedienten Kernbrennstoffen erlaubt keine Beendigung der Safeguardsmaßnahmen.
- Die internationale Überwachung ist so lange fortzuführen, wie es diese Institution gibt („as long as safeguards exists“).
- Die Überwachungsmaßnahmen sind den geologischen und technischen Gegebenheiten eines Endlagers anzupassen. Dabei haben die Sicherheitsaspekte Priorität.

- Die Überwachungsmethoden sollen durch weitere FuE-Arbeiten dem Stand von Wissenschaft und Technik angepasst werden.

An dem von der IAEО organisierten internationalen Projekt SAGOR hat Deutschland nur als Beobachter teilgenommen, weil dabei ein „generischer“ Ansatz verfolgt wurde. Bei generischen Ansätzen wird auf einheitliche Definitionen der durchzuführenden Überwachungsmaßnahmen abgezielt. Dabei werden die jeweiligen geologischen Gegebenheiten eines Standortes und sogar wesentliche Sicherheitsaspekte nicht angemessen berücksichtigt. Darauf wurde in den Diskussionen von deutscher Seite immer wieder hingewiesen. Allerdings wurde die Diskussion des SAGOR-Projekts maßgeblich vom deutschen Safeguards-Konzept beeinflusst.

Seit 1979 wurden in Deutschland Arbeiten zur Entwicklung eines Konzeptes zur Kernmaterialüberwachung für konditionierte und direkt endzulagernde Brennelemente in Salzformationen durchgeführt. Die grundlegenden Eigenschaften eines solchen Überwachungskonzeptes wurden in der Zeit von Ende 1989 bis Anfang 1991 festgelegt und auch international vorgestellt. Für ein Endlager in Salz wurde ein sogenanntes Referenzkonzept zur Kernmaterialüberwachung für abgebrannte Brennelemente erarbeitet /4-3/. 1988 wurden diese Planungen übergeleitet in das deutsche IAEО-Safeguards-Unterstützungsprogramm. Hier wurde unter Berücksichtigung des entsprechenden Standes der internationalen Diskussion und der aktuellen Forschungsergebnisse das deutsche Safeguardskonzept bis heute fortentwickelt.

Das in Deutschland verfolgte Endlager-Safeguards-Konzept in einem tiefliegenden Salzstock ist demnach im wesentlichen durch die nachfolgend zusammengefassten Merkmale charakterisiert:

- Die letztmalige Verifikation des Kernmaterials durch Messung erfolgt in der Konditionierungsanlage vor Einfüllung in den Endlagerbehälter. Im Anschluss daran wird das mit einem spezifischen Identifikationsmerkmal versehene Endlagergebäude lückenlos durch redundant ausgelegte Einschließungs- und Beobachtungsmaßnahmen bis zum Einfahren in den Schacht verfolgt.
- An beiden Schachteingängen befinden sich Strahlungsdetektoren zur Kontrolle der Endlagergebäude.
- Um sicherzustellen, dass keine heimlichen Installationen zur Wiedergewinnung des spaltbaren Materials vorhanden sind, wird das Grubengebäude im Hinblick auf seine Änderungen von den Inspektoren durch wiederkehrende Verifikation der grundlegenden technischen Merkmale überwacht. Hierbei sind (neben der normalen Inaugenscheinnahme) geophysikalische Methoden denkbar, aber auch die Entnahme von Wischproben oder eine Messung der Abluft. Die Anwendbarkeit dieser Methoden ist jedoch standortbezogen nachzuweisen.

- Nach Verfüllung und Überdeckung der Endlagergebinde in einer Strecke mit Salzgrus sind diese nicht mehr leicht zugänglich, so dass eine Verifizierung im Sinne von Safeguards auch mit geophysikalischen Methoden dann nicht mehr möglich ist. Da die beiden einzigen Zugänge zum Endlagerbergwerk überwacht werden, ist eine Verifikation der eingelagerten Endlagergebinde nicht erforderlich.
- Durch das Konvergenzverhalten des Steinsalzes und die Verfüllung der Schächte wird für die Nachbetriebsphase ein Abschluss von der Biosphäre erreicht. Damit wird das Kernmaterial praktisch unzugänglich. Dies gilt sowohl für den Zugriff auf das Material als auch für die Inspektionsmaßnahmen.

„Praktisch unzugänglich“ bedeutet hier, dass eine Rückgewinnung des Kernmaterials einen so hohen technischen und zeitlichen Aufwand erforderlich macht, dass diese nicht unbemerkt durchgeführt werden könnte.

Dieses Konzept ist im Prinzip auch bei Bohrlochlagerung in Salinargestein anwendbar /4-4/, z. B. bei der Einlagerung von Brennstabkockillen. Zusammenfassend lässt sich also festhalten, dass das Safeguards-Konzept folgende Komponenten hat:

- Behälterkontrolle über Tage und
- Überprüfung der grundlegenden technischen Merkmale sowohl über als auch unter Tage.

4.3 Endlagerung in Tongestein

Die Endlagerung in Tongestein wurde bisher nicht in dem Tiefgang untersucht wie die in Salzformationen. Es gibt deshalb keine standortspezifischen Angaben zu Mächtigkeit und Eigenschaften des Wirtsgesteines. Für die Planungen wurden deshalb Annahmen getroffen. Es wird von einem Endlagerbergwerk ausgegangen, das über zwei Schächte in einer Teufe von 500m zugänglich ist. Ein Schacht dient zum Personaltransport und ist gleichzeitig einziehender Wetterschacht. Der zweite Schacht wird zur Förderung der Endlagergebinde benutzt und dient für die ausziehenden Wetter. Die untertägigen Hohlräume sind langfristig nicht standfest und erfordern einen zusätzlichen stabilisierenden Ausbau.

4.3.1 Ausgewählte Endlagerbehälter

Anhand von formationsunabhängigen Anforderungen (Abschirmwirkung, Verfügbarkeit der Werkstoffe, Korrosionsbeständigkeit usw.) aber auch aus den zusätzlich formationspezifischen Anforderungen (max. Temperatur an Behälteroberfläche von 100 °C, Gebirgsdruck, usw.) wurden Endlagerbehälter aus metallischen Werkstoffen gewählt.

Ausgehend von den o. g. Anforderungen wurde gefolgert, dass für die Endlagerung in Ton die für die Endlagerung in Salz vorgesehen Endlagerbehälter vom Typ Pollux sowie die Kokillen für Brennstäbe und HAW grundsätzlich eingesetzt werden können. Dabei sind eventuell Anpassungen entsprechend den spezifischen Anforderungen für die Endlagerung in Ton erforderlich.

4.3.1.1 POLLUX-Endlagerbehälter

Für die direkte Endlagerung bedeutet dies, dass ein modifizierter Pollux-Behälter mit verringertem Durchmesser entsprechend der gegenüber dem Salz geringeren Beladung vorzusehen ist. In Abbildung 4-2 ist ein entsprechend konzipierter POLLUX-Endlagerbehälter mit verringerter Beladung (Brennstäben aus 3 BE) dargestellt.

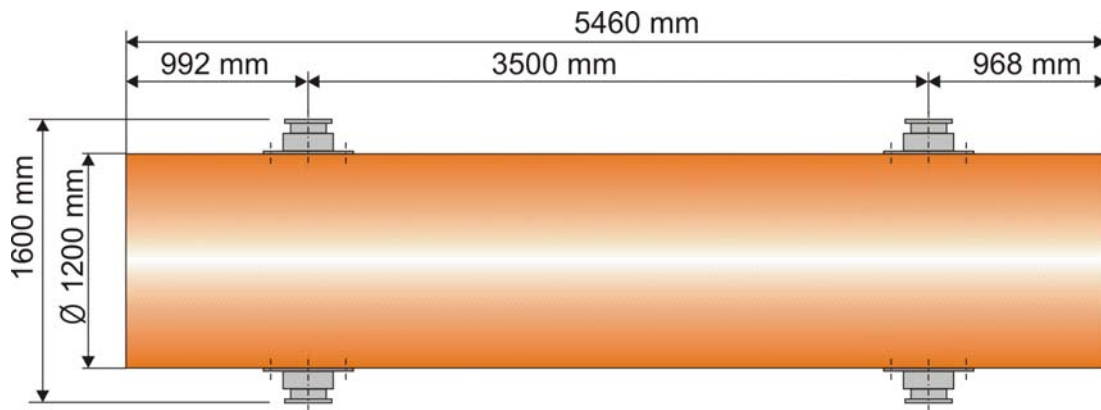


Abbildung 4-2: POLLUX-3 – Endlagerbehälter (Masse: ca 38 t)

Der Außendurchmesser wurde mit 1200 mm abgeschätzt. Die endgültigen Abmessungen sind von der noch zu ermittelnden, tatsächlich erforderlichen Abschirmdicke des Behältermantels bestimmt. Der Behälter hat eine Masse von ca. 38 t.

4.3.1.2 Bentonitummantelte Brennstabkokille (BSK 2)

Als Alternative für die Direkte Endlagerung von Brennelementen in Bohrlöchern wurde der Einsatz einer modifizierten Brennstabkokille (BSK 2) beladen mit den Brennstäben aus zwei Brennelementen ausgewählt. Das Gebinde besteht aus einem geschlitzt ausföhrbaren Transport- und Einlagerungskorb, in dem sich die Brennstabkokille allseitig von einem 30-cm dicken Bentonitmantel umhüllt befindet (siehe Abbildung 4-3). Der innerbetriebliche Transport des Endlagergebundes erfolgt mit einem noch auszulegenden speziellen Transferbehälter.

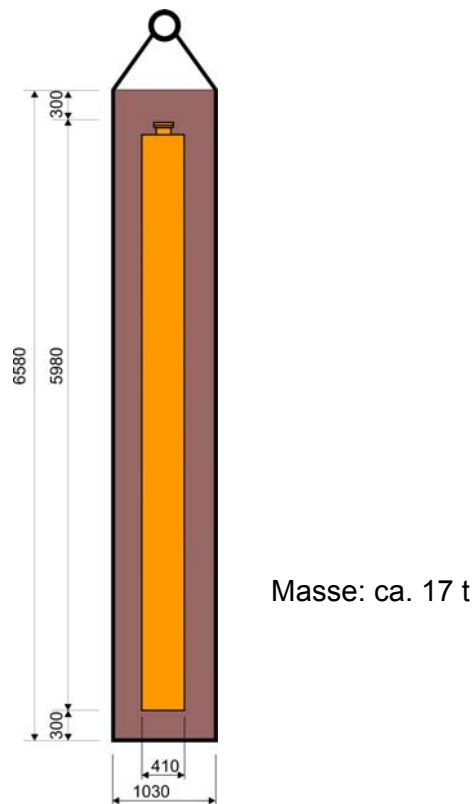


Abbildung 4-3: Bentonitummantelte Brennstabkokille (BSK 2)

4.3.2 Abfallmengengerüst

Grundlage zur Erstellung des Technischen Endlagerkonzeptes in Ton ist das Abfallmengengerüst, das sich aus der Abfallerhebung des BfS (Stand 2002) ergibt. Dabei wurden die für die Auslegung eines Endlagers in Ton erforderlichen reduzierten Belastungen der POLLUX-Behälter und Brennstabkokillen berücksichtigt. Anhand thermomechanischer Auslegungsrechnungen wurde ermittelt, dass der Inhalt des POLLUX-Gebindes auf die Stäbe dreier Brennelemente und der Inhalt des BSK-Gebindes auf die Brennstäbe zweier Brennelemente zu reduzieren ist. Damit ergeben sich die in Tabelle 4-2 dargestellten Gebindemengen.

Endlagergebinde	POLLUX-3-DWR	BSK 2
Masse SM pro Gebinde	1,6 tSM	1,08 tSM
Anzahl der Gebinde	5.524	8.286

Tabelle 4-2: Mengengerüst wärmeentwickelnder Abfälle für die Direkte Endlagerung in Tongestein

4.3.3 Endlagerkonzept für POLLUX 3-Behälter

Im Rahmen der Planungen wurde die Einlagerung von POLLUX-3-Behältern in horizontalen Strecken untersucht (Referenzmodell). Anhand der Ergebnisse der thermischen Auslegungsrechnungen wurde ein Behälterabstand von 20 m bei einem Streckenabstand von 30 m ermittelt. Für die Einlagerung einer Abfallmenge von 8 947 tSM sind ca. 5 524 POLLUX-3-Endlagergebinde erforderlich.

Das Einlagerungskonzept sieht einen schienengebundenen Transport der POLLUX-3-Behälter bis zum Einlagerungsort vor. Auf die Einlagerungssohle werden Betonfertigteile gelegt, die als Fundament für ein schienengebundenes Einlagerungssystem dienen (siehe Abbildung 4-4). Mittels einer Einlagerungsvorrichtung wird der angelieferte POLLUX-3-Behälter vom Plateauwagen gehoben und anschließend in die vorbereitete Betonithalbschale abgelegt. Damit eine einhüllende Schale aus 30 cm dickem Bentonit entsteht, wird eine zweite Halbschale über den abgelegten Behälter gepackt.

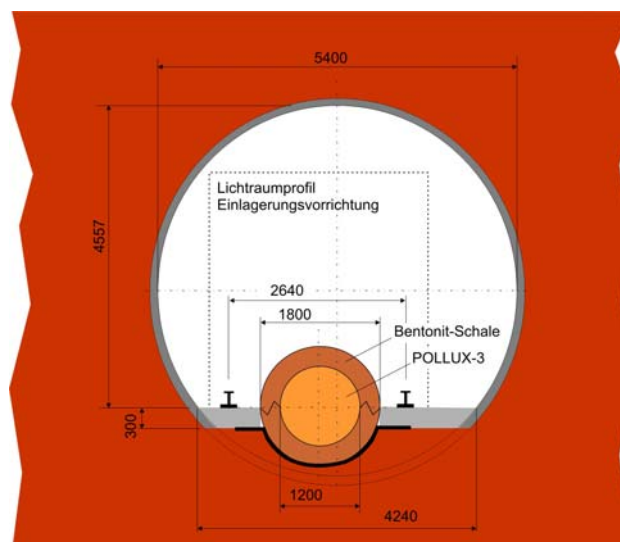


Abbildung 4-4: Querschnitt durch die Einlagerungsstrecke für POLLUX-3- Behälter
Nach der Einlagerung und dem Abdecken des POLLUX-3 durch formgepresste Bentonitfertigteile werden die Schienen und die Betonfertigteile entfernt und der Resthohl-

raum versetzt. Die Einlagerung erfolgt abschnittsweise in Rückbau vom Ende der ca. 200 m langen Tunnelstrecken aus (siehe Abbildung 4-5).

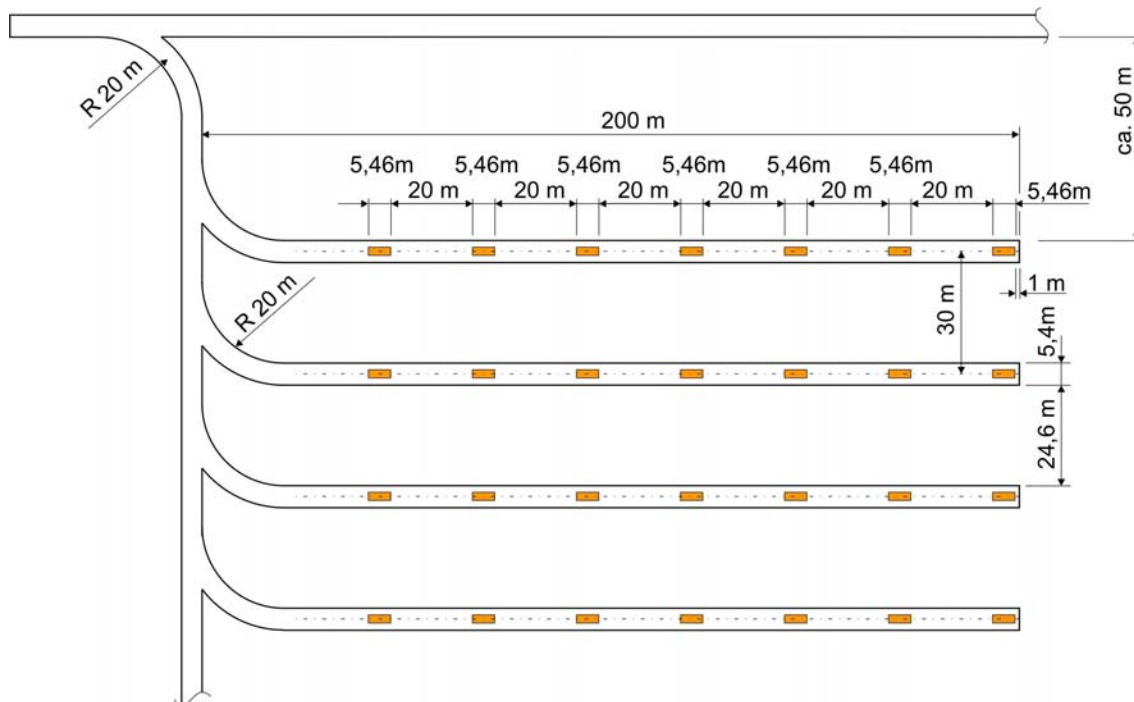


Abbildung 4-5: Anordnung der POLLUX 3- Behälter in den Einlagerungsstrecken

4.4 Endlagerkonzept für Brennstabkokillen BSK 2

Das betrachtete Endlagerkonzept sieht die Einlagerung von Brennstabkokillen (BSK 2) in vertikale Bohrlöcher vor. Die Bohrlöcher unter Tage haben einen Durchmesser von 110 cm und eine Tiefe von 50 m. Der Außendurchmesser der Kokillen beträgt 41 cm, bei einer Wandstärke von 4,0 cm. Abbildung 4-6 veranschaulicht dieses Konzept.

Der Antransport der vorgefertigten Einheit aus Brennstabkokille und Bentonitmantel erfolgt gleisgebunden in speziellen Transferbehältern. Auf die Sohle gelegte Betonfertigteile dienen als Fundament für ein schienengebundenes Einlagerungssystem. Die Einlagerung der Kokillen in die Bohrlöcher erfolgt mittels Tragekörben aus Stahl, in denen jeweils eine Brennstabkokille von Formteilen aus Versatzmaterial (Bentonit) umgeben ist. Dieses kombinierte Gebinde wird in das Bohrloch abgesenkt. Der Außendurchmesser des Tragekorbes ist so gewählt, dass er das Bohrloch nahezu passgenau ausfüllt.

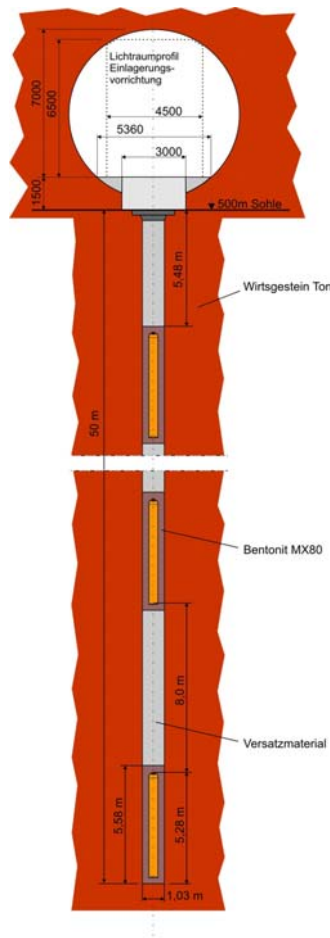


Abbildung 4-6: Vertikalschnitt durch ein Einlagerungsbohrloch für BSK 2

Der Transport von übertage bis in die Einlagerungsstrecke und der Einlagerungsvorgang für die BSK 2 ist im Folgenden beschrieben:

- Beladen des Förderkorbes mit Transferbehälter auf Plateauwagen
- Schachtförderung nach unter Tage
- Entladen des Förderkorbes und gleisgebundener Transport des Transferbehälters mit einer Grubenlok zur Einlagerungsstrecke
- Einfahrt der Lok mit beladenem Plateauwagen in die Einlagerungsstrecke
- Positionieren des beladenen Plateauwagens in der Einlagerungsposition
- Übergabe des Transferbehälters an die Einlagerungsvorrichtung
- Aufrichten des Transferbehälters und Absetzen auf Bohrlochschleuse
- Abschirmhaube auf den Transferbehälter setzen
- Öffnen des Transferbehälters
- Anschlagen des Seiles mit Greifer
- Endlagerbehälter in das Bohrloch absenken
- Verschließen des Bohrloches
- Auswechseln des Transferbehälters gegen einen Versatzbehälter

- Einbringen von Versatzmaterial in das Bohrloch
- Abschirmhaube abnehmen
- Rücktransport des leeren Transferbehälters zum Schacht und zum Funktionsbereich
- Bereitstellung und Wartung in der Umladestation

An Hand von Auslegungsrechnungen wurde ermittelt, dass für die 8 286 BSK 2 Endlagergebinde rund 2 072 Einlagerungsbohrlöcher erforderlich sind. Es ist dabei vorgesehen, 4 Behältern pro Bohrloch mit einem Abstand von 8m einzulagern. Die Bohrungen haben einen Abstand von 50 m.

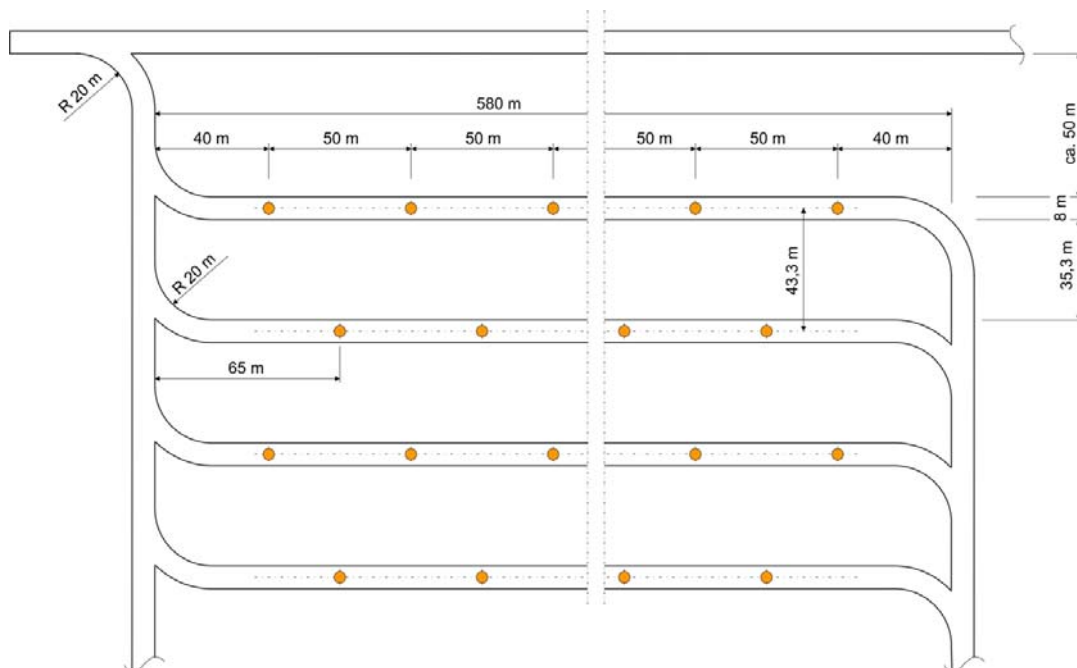


Abbildung 4-7: Anordnung der Bohrlöcher in den BSK 2- Einlagerungsstrecken

4.5 Safeguards-Konzept für Endlager in Tongestein in der Betriebsphase

Aufgrund der Tatsache, dass es kein standortbezogenes Konzept für ein Endlager in Tongestein gibt, kann die Ableitung eines Safeguards-Konzeptes nur an einem generischen Endlagerkonzept erfolgen, so wie es im vorangegangenen Kapitel 3 beschrieben wurde.

4.5.1 Angenommene Bedrohung

Im ersten Schritt ist zu definieren, gegen welche Bedrohungen das endgelagerte Spaltmaterial zu schützen ist. Als Planungsgrundlage ist nach IAE0 /4-5/, die Gefahr anzusehen, dass der Staat als Betreiber des Endlagers spaltbares Material für militärische Zwecke abzweigt. Dabei wird angenommen, dass es um das Abzweigen von ausreichend Spaltmaterial zur Herstellung einer Bombe geht (8 kg Pu oder 25 kg hochangereichertes U235 oder 75 kg niedrig angereichertes U235). Diese Annahme ist zu unterscheiden von Diebstahl oder Sabotage durch Kriminelle, gegen die Schutzmaßnahmen wie physischer Schutz und Materialbuchhaltung vorzusehen sind. Ebenso sind Sicherheitsmaßnahmen, die für die Einhaltung der Langzeitsicherheitsanforderungen an ein Endlager sorgen sollen, davon zu unterscheiden.

Als potentielle Abzweigwege werden folgende Möglichkeiten gesehen:

- Austausch eines mit spaltbarem Material beladenen Endlagerbehälters gegen einen leeren Behälter über Tage
- Rückholung eines eingelagerten Endlagerbehälters aus dem Grubengebäude
- Öffnung eines Endlagerbehälters unter Tage und Entnahme des spaltbaren Materials sowie Transport nach über Tage und
- Entnahme von spaltbarem Material aus einem Endlagerbehälter unter Tage und Betrieb einer untertägigen Wiederaufarbeitung

Diese Abzweigszenarien erfordern entweder den Rücktransport des spaltbaren Materials nach über Tage durch den Schacht oder den Zugang zum Bergwerk durch einen separaten Schacht oder Tunnel von außerhalb.

Für die Betriebsphase des Endlagers wird konservativ ein Zeitraum von 100 Jahren angenommen. Während dieser Phase ist bei der Handhabung und Einlagerung der Abfallbehälter zu gewährleisten, dass kein Spaltmaterial unbeobachtet abgezweigt wird. Zu betrachten sind die Einlagerungsabläufe und -schritte für die im Kapitel 3 beschriebene Brennstabkokille (BSK 2) und für den POLLUX-3.

4.5.2 Safeguards-Konzept

Das Safeguards-Konzept für ein Endlager in Tongestein kann sich grundsätzlich an das für ein Endlager in Salz entwickelte anlehnen, da die Gesteinsformationen ähnliche Eigenschaften aufweisen und das Endlager ähnlich konzipiert und betrieben wird. Dabei kann das für die Endlagerung in Salz entwickelte Safeguards-Konzept für POLLUX-Behälter in erster Näherung auf den POLLUX-3 mit der geringeren Beladung angewandt werden. Für die mit Bentonit ummantelte und in einem Tragegestell verpackte Brennstabkokille BSK 2 sind zusätzliche Überlegungen anzustellen.

In der Konditionierungsanlage, in der sowohl der POLLUX-3 als auch die BSK 2 mit Brennstäben befüllt werden, bietet sich letztmalig die Möglichkeit zur Verifizierung des spaltbaren Materials. Danach werden der POLLUX-3 und die BSK 2 dicht verschlossen und versiegelt. Eine Verifikation des spaltbaren Materials ist somit nicht mehr möglich. Die BSK 2 wird zusätzlich noch mit einem Bentonitmantel versehen und in ein Tragegestell gepackt. Das Tragegestell wird nach ersten Überlegungen ein mit Löchern versehener Stahlzylinder mit Anschlagsvorrichtung sein. Dieser geschlossene Stahlzylinder kann ebenso wie der POLLUX mit einer Schweißnaht versehen werden, um eine individuelle Kennzeichnung zu erreichen.

Die Konditionierungsanlage wird im Weiteren nicht mehr betrachtet, sondern Safeguards-Maßnahmen nur für den Bereich des Endlagers untersucht. Bei weiterführender Endlagerplanung sollte das Safeguards-Konzept jedoch die Konditionierungsanlage mit einschließen, weil dort letztmalig eine Verifizierung des spaltbaren Materials erfolgen kann. Außerdem werden dort die Gebinde verschlossen und versiegelt.

Die Grundstruktur des Safeguards-Konzeptes für ein Endlager in Tongestein kann wie folgt aussehen:

- Das Endlager wird zu Safeguards-Zwecken in 2 Überwachungsbereiche, in der Safeguards-Fachsprache Materialbilanzzonen /4-6/ genannt, eingeteilt: Eine Materialbilanzzone umfasst den Anlagenbereich über Tage; die andere den untertage
 - Über Tage umfasst eine Materialbilanzzone die Eingangshalle, die Umladehalle mit Umladestation, die Pufferhalle und den Schachtzugang (Förderkorb und Schachtöffnung) auf dem Gelände des Endlagerbergwerkes.
 - Untertage zählen zur Materialbilanzzone die Schächte, das Füllort im Einlagerungshorizont sowie das komplette Grubengebäude.
- Die Endlagergebäude werden über Tage auf ihrem Weg von der Eingangshalle über die Pufferhalle bis zum Schachteingang lückenlos verfolgt und kontrolliert. Dazu werden drei Kontrollmesspunkte eingerichtet;
 - bei der Anlieferung in der Eingangshalle,
 - in der Umladestation für die BSK 2 und
 - am Förderkorb/Schachtöffnung

Damit sollen alle Transporte von über Tage nach untertage und umgekehrt lückenlos überwacht werden können und eine eindeutige Bilanz über eingehende und ausgehende Transporte möglich sein.

- Zusätzlich werden nicht nur der übertägige Anlagenbereich sondern auch das Grubengebäude durch Inspektoren der IAEO/EURATOM auf Übereinstimmung mit den vorgelegten und genehmigten Planungen kontrolliert (Designverifikation). Dadurch soll eine rechtzeitige Entdeckung eines heimlichen Missbrauches sichergestellt werden, wie beispielsweise des Baues von nichtdeklarierten Heißen Zellen unter Tage. Der Ausschluss von Heißen Zellen macht eine untertägige Kontrolle der Endlagergebinde überflüssig.
- Eine Verifikation der Endlagergebinde soll letztmalig unmittelbar vor der Schachtfahrt erfolgen. Im Falle der BSK 2-Kokille ist allerdings die Rückkehr eines leeren Transferbehälters aus dem Grubengebäude zu verifizieren.

Im Einzelnen können folgende Safeguards-Maßnahmen /4-7/, die redundant und diversitär sein sollten, an den einzelnen Kontrollmesspunkten des Endlagers eingesetzt werden:

1. Eingangshalle/Umladehalle/Pufferhalle

Die letztmalige Verifikation des spaltbaren Materials erfolgt in der Konditionierungsanlage, die außerhalb des Endlagergeländes liegt. Im Endlager kann deshalb nur eine Kontrolle und Verfolgung der angelieferten Endlagergebinde erfolgen. Der Transport der POLLUX-3 Behälter zum Endlager erfolgt ohne weitere Transferbehälter. Die BSK 2-Kokille wird als Endlagergebinde in einem Transferbehälter fertig konditioniert (in einem Traggestell) angeliefert. Für beide Behältertypen erfolgt beim Eintreffen in der Eingangshalle eine Eingangskontrolle und eine Erfassung in dem entsprechenden Buchungssystem. Die Umladung des BSK 2-Endlagergebundes in einen innerbetrieblichen Transferbehälter erfolgt in der Umladestation der Umladehalle. Damit ist auch hier beim Übergang von der Eingangshalle zur Umladehalle und Umladestation eine Überwachung erforderlich. Danach wird der innerbetriebliche Transferbehälter mit der verpackten BSK 2 direkt zum Schacht transportiert für die weitere Einlagerung oder bis zur nächsten Einlagerungskampagne in der Pufferhalle zwischengelagert.

Als eine Kontrollmaßnahme ist die Zählung (item counting) der eingehenden und ausgehenden Transferbehälter sowie der eingehenden POLLUX-3 Behälter in den jeweiligen übertägigen Anlagenteilen vorgesehen. Über Videokameras an den Toren zur Eingangshalle, zur Umladehalle, Pufferhalle und am Schacht werden die Behälterbewegungen verfolgt. Die POLLUX-Behälter können anhand der Charakteristik der Schweißnähte identifiziert werden. Diese Art eines Erkennungsmerkmals, das individuell jedem verschweißten POLLUX zugeordnet werden kann, wird bei jedem Übergang in den nächsten Anlagenteil über entsprechende Scanner kontrolliert.

Für die bereits in Bentonit und dem Tragegestell verpackte BSK 2 ist ein solches Verfahren prinzipiell auch denkbar. Eine Kennung kann jedoch nur an dem Traggestell abgebracht werden. Damit ist eine mittelbare Überprüfung des Vorhandenseins des spaltbaren Materials möglich. Die Kokille mit den Brennstäben ist direkt nicht mehr identifizierbar.

2. Schachteingang

Der Schacht ist die einzige Verbindung von über Tage zum Endlagerbereich und umgekehrt, insofern ist Erfassung und Überwachung der Endlagergebinde über Tage hinreichend. Die Kontrolle der Endlagerbehälter, die in den Schacht gefördert werden, kann über eine Reihe unterschiedlicher Verfahren erfolgen. Es wird vorgeschlagen, folgende Verfahren anzuwenden:

- Behälterzählung
- Schweißnahtidentifikation (POLLUX-3 und ggf. beim Tragegestell für BSK 2) zur mittelbaren Verifikation des entsprechenden spaltbaren Materials

Zusätzlich sollten folgende Überwachungsmaßnahmen am Schachteingang zum Einsatz kommen:

- Videokameras
- Strahlungsdetektoren
- Förderseillastmessung

Nach der Förderung des Endlagergebundes in den Schacht kann eine Ausbuchtung der entsprechenden Menge spaltbaren Materials aus dem Erfassungssystem für die über-tägige Materialbilanzzone erfolgen und eine Einbuchtung für die untertägige Materialbilanzzone. Planmäßig verbleibt das eingelagerte Material für immer im Endlager. Eine Rückholung eingelagerter Endlagergebinde wird nicht in Betracht gezogen.

3. Füllort unter Tage

Aus Safeguardssicht sind am Füllort auf der Einlagerungssohle keine Kontrollmaßnahmen vorgesehen, die sich auf Endlagergebinde beziehen.

4. Grubengebäude

Die Endlagergebinde werden zum Einlagerungsort (Einlagerungsstrecke oder Bohrloch) transportiert und eingelagert und unmittelbar mit Bentonitversatzmaterial überdeckt. Ein Zugang zu den Gebinden ist danach nicht mehr möglich.

Als Überwachungsmaßnahme ist während des Endlagerbetriebes, ggf. in unregelmäßigen Abständen, eine Kontrolle im Sinne einer Design Verification durch Experten von

IAEO und EURATOM vorgesehen. Dabei wird die Übereinstimmung zwischen der geplanten Grubengebäudeherrichtung (Strecken, Einlagerungsbereiche, Bohrlöcher sowie Maschinen und Anlagen etc.) und dem tatsächlich erstellten Grubengebäude und dem vorhandenen Maschinenpark überprüft. Damit soll das Szenario eines beabsichtigten Abzweigens und Lagerns von spaltbarem Material außerhalb der vorgesehenen Bereiche abgedeckt werden.

5 Vergleich der Sicherheit in der Betriebsphase im Salz und Ton

Im Weiteren erfolgt die Auswertung der durchgeführten Arbeiten im Bereich der Sicherheit in der Betriebsphase.

5.1 Gegenüberstellung des betrieblichen Strahlenschutzes für Endlagerung in Salz oder Tongestein

Die Endlagerung von radioaktiven Abfällen im Salz oder im Tongestein macht aus Sicht des betrieblichen Strahlenschutzes kaum einen Unterschied. Für die Handhabung einer mit 30 cm Bentonit ummantelten HAW-Kokille zeigte sich, dass eine Abschirmung von überschlägig ca. 18 cm Eisen ausreichend ist.

Strahlenschutzmaßnahmen

Die Strahlenschutzmaßnahmen sind im wesentlichen die gleichen. Unterschiede resultieren lediglich daraus, welche Art von Abfällen behandelt werden, welche Endlagergebinde oder Transportbehälter zur Anwendung kommen und welche Endlagervariante vorgesehen ist.

Werden z. B. nur dichtumschlossene Endlagerbehälter verwendet, die hohe Dichtungsanforderungen erfüllen, so dass aus ihnen im bestimmungsgemäßen Betrieb keine radioaktive Stoffe freigesetzt werden können und im Störfall die Störfallplanungswerte eingehalten werden, dann braucht z. B. bei der Wetter- und Raumluftüberwachung und bei der Kontaminationsüberwachung weniger Aufwand betrieben zu werden, zumal dann, wenn durch die Eingangskontrolle des Strahlenschutzes eine mögliche Oberflächenkontamination der Transportbehälter und Endlagergebinde erkannt und beseitigt wird.

Der Umfang der Strahlenschutzmaßnahmen richtet sich aber auch nach dem vorgesehenen Mengengerüst. Mengenunterschiede können sich z. B. auf die Personalplanung des Strahlenschutzes und auf den vorzuhaltenden Geräteumfang auswirken. Die hier geschilderten Unterschiede resultieren aber nicht aus der unterschiedlichen geologischen Formation, in der die radioaktiven Abfälle eingelagert werden. In jedem Fall und unabhängig von der vorliegenden geologischen Formation sind alle in den Kapiteln 2.1 bis 2.7 aufgeführten Strahlenschutzmaßnahmen durchzuführen.

Strahlenexposition des Betriebspersonals

Die Strahlenexposition des Betriebspersonals hängt davon ab, wie die Betriebsabläufe gestaltet sind, welche Gebindemengen pro Jahr eingelagert werden und welche Abschirm- und Automatisierungsmaßnahmen bei den einzelnen Tätigkeiten vorgesehen sind.

So befinden sich im hier betrachteten Fall z. B. die Kokillen bis zum Erreichen der Umladezelle im Typ B(U) Transportbehälter und nach der Umladezelle bis zur Einlagerung im innerbetrieblichen Transferbehälter. Beide Behälter sind so ausgelegt, dass die Direktstrahlung außerhalb der Behälter bestimmte Werte, z. B. die in der Gefahrgutverordnung Straße und Eisenbahn festgelegten Grenzwerte, unterschreitet. Zu Zeitpunkten, in denen sich die Endlagergebinde nicht in den Transportbehältern befinden, sind andere Maßnahmen vorgesehen. So geschehen die Umladevorgänge vom Typ B(U) Transportbehälter in den internen Transferbehälter fernbedient in der Umladezelle, wobei die Abschirmwirkung der Umladezellenwandung vom Wandmaterial und von der Wanddicke abhängt. Hier wurde angenommen, dass die Wandung so ausgelegt wurde, dass außerhalb der Umladezelle die Ortsdosisleistung kleiner als 5 $\mu\text{Sv/h}$ ist. Auch der Einlagerungsvorgang selbst läuft fernbedient ab und der Transferbehälter wird im Kopfbereich durch eine Abschirmhaube zusätzlich abgeschirmt.

Die Strahlenexposition des Betriebspersonals hängt demnach nicht davon ab, in welcher geologischen Formation die radioaktiven Abfälle eingelagert werden, sondern vielmehr davon, welche Betriebsabläufe notwendig sind (wie werden die Abfälle angeliefert, z. B. bereits endlagergerecht im Endlagerbehälter oder müssen sie noch umgeladen werden oder müssen sogar noch Konditionierungsarbeiten durchgeführt werden), wie viele Endlagerbehälter pro Jahr gehandhabt werden und welchen Aufwand man an Abschirmmaßnahmen, an Automatisierungsmaßnahmen und an Maßnahmen im Hinblick auf Fernbedienung treibt.

Die Strahlenexposition des Betriebspersonals hängt aber auch von der Art des Endlagergebundes insofern ab, ob eine Freisetzung von Radionukliden während des bestimmungsgemäßen Betriebes möglich ist oder nicht, d. h. ob zusätzlich zur Strahlenexposition durch Direktstrahlung eine Strahlenexposition durch Inhalation möglich ist. Für ein Endlager im Tongestein ist die dosiserhöhende Rückstreuung der Neutronen am Ton bzw. am Beton noch zu ermitteln.

Störfälle

Auch die Störfallauswirkungen hängen nicht davon ab, in welcher geologischen Formation die radioaktiven Abfälle eingelagert werden, sondern eher davon, welches Endlagergebinde bzw. Endlagerkonzept (HAW-Kokille, POLLUX-Behälter oder Brennstabkokille, Streckenlagerung oder Bohrlochlagerung) angewandt wird. Der Unterschied bei der hier zu betrachtenden "Bohrlocheinlagerung" im Tongestein zur Bohrlocheinlagerung im Salz besteht darin, dass bei SEK die Bohrlöcher über 300 m tief sind, was eine entsprechende Absturzhöhe bedingt. Die Absturzhöhe bei der hier vorgesehenen Einlagerung beträgt ca. 50 m, wobei das Endlagergebinde auf eine Schicht Betonit fällt. Es wird davon ausgegangen, dass das Endlagergebinde vergleichbare Eigenschaften hat wie die HAW-Kokille bei SEK, die bei einem Sturz aus bis zu 13,5 m Höhe ihre Dichtig-

keit beibehält. Ein weiterer Unterschied zur Bohrlocheinlagerung bei SEK besteht hier, dass nur dichtverschweißte Endlagerbehälter zugrundegelegt werden, die Einlagerung von MAW-Fässern (z. B. Cogema-Fässer) z. B. nicht betrachtet werden soll. Auch werden hier keine Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung betrachtet.

Zusammenfassung

Aus Sicht des betrieblichen Strahlenschutzes sind die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung im bestimmungsgemäßen Betrieb und im Störfall für ein Endlager in Salz und in Tongestein vergleichbar bis auf die noch unbekannte Neutronenrückstreuung in Tongestein und weisen keine relevanten Unterschiede auf.

Die durchzuführenden Strahlenschutzmaßnahmen sind die gleichen, Unterschiede im Detail resultieren nicht aus der geologischen Formation, in der eingelagert werden soll, sondern aus der Art der Abfälle, dem Mengengerüst und aus der vorgesehenen Endlagerkonzept.

Auch die Strahlenexposition des Betriebspersonals ist unabhängig von der geologischen Formation in der eingelagert werden soll. Sie resultiert daraus, wie die Betriebsabläufe gestaltet werden, welche Abfälle und welches Mengengerüst zu betrachten sind und welchen Aufwand an Abschirmmaßnahmen, an Maßnahmen der Automation und Fernbedienung man treibt.

Die Störfallauswirkungen hängen ebenfalls nicht von der geologischen Formation, in der eingelagert werden soll, ab, sondern von den geplanten Betriebsabläufen, den zu betrachtenden Endlagerbehältern und der zur Anwendung kommenden Endlagerkonzept (z. B. Bohrlochlagerung, Streckenlagerung usw.). Es ist aber standortspezifisch in Tongestein zu überprüfen, inwieweit es durch Grubenwässer zu einer Kontaminationsverschleppung kommen kann.

Grundsätzlich ist nach Führung aller Nachweise davon auszugehen, dass bei allen Ereignissen entweder das Ereignis selbst auf Grund der Auslegungsmaßnahmen an der Anlage oder an den Behältern und Endlagergebinden oder auf Grund sonstiger technischer oder administrativer Maßnahmen vermieden werden kann, oder dass eine durch das Ereignis verursachte Freisetzung radioaktiver Stoffe vermieden werden kann.

Dies liegt im wesentlichen daran, dass das Endlagergebinde selbst gasdicht verschweißt ausgelegt ist. Hinzu kommt, dass der außerbetriebliche Transportbehälter (Typ B(U) Transportbehälter) und der innerbetriebliche Transferbehälter so auszulegen sind, dass bei allen in der Anlage möglichen thermischen und mechanischen Lastfällen eine Freisetzung verhindert wird.

5.2 Zusammenfassung der Kritikalitätsbetrachtung für die Betriebsphase eines Endlagers in Ton

Im Rahmen einer generischen Kritikalitätsanalyse zur Betriebsphase eines Endlagers für bestrahlte Kernbrennstoffe in einer Tonformation wird als relevantes Störfallszenario der Absturz einer Brennstabkokille BSK-2 in ein 50 m tiefes Bohrloch untersucht. Als Folge des Aufpralls am Grund des Bohrloches versagt der Behältermantel, wobei ein Teil der Brennstäbe oder alle Brennstäbe aus dem Behälter freigesetzt werden. Ein Hüllrohrversagen der Brennstäbe selbst wird nicht angenommen.

In der Untersuchung wird für verschiedene Anordnungen von Kokille und Brennstäben am Grund des Bohrlochs die Neutronenmultiplikation berechnet. Zusätzlich wird auch ein vom Absturz unabhängiges Überfluten der jeweiligen Anordnung mit Wasser sowie ein Verschütten mit Ton als abhängige Folge des Störfalls betrachtet. Es wird exemplarisch von UO_2 -DWR-Brennstäben mit 4 % Anfangsanreicherung und 20 GWd/tSM mittlerem Abbrand ausgegangen. Als Wirtsgestein wurde Opalinuston angenommen.

Die Ergebnisse lassen sich wie folgt zusammenfassen: Eine ungeflutete Anordnung würde immer unterkritisch bleiben. Um Kritikalität zu erreichen, muss ein Überfluten der Brennstabanordnung mit Wasser oder einem gleichwertigen Moderator unterstellt werden. Wird der Stahlmantel der Kokille nicht berücksichtigt, sind geflutete hypothetische Verteilungen der Brennstäbe im Bohrloch denkbar, die zu überkritischen Multiplikationsfaktoren führen. Die wesentliche Randbedingung hierfür ist, abgesehen von der Flutung mit Wasser, die Anordnung dieser Brennstäbe in ihrem reaktivsten mittleren Brennstababstand.

Bei Berücksichtigung des Kokillenmantels als konzentrisch in der Bohrlochmitte positioniertes Rohr als Modell für die wahrscheinlichste Anordnung nach dem Absturz bleibt das System immer unterkritisch. Der Grund dafür ist darin zu sehen, dass sich in diesem Fall nicht hinreichend viele Brennstäbe im reaktivsten mittleren Brennstababstand anordnen können.

Wird dagegen hypothetisch der leere Behälter getrennt von den Brennstäben angeordnet, führt dies zu annähernd gleichen Multiplikationsfaktoren wie ohne Berücksichtigung des Behälters und ermöglicht rechnerisch kritische Anordnungen.

Fällt als Folge des Störfalls Ton in das Bohrloch und füllt die freien Zwischenräume aus, steigt der Multiplikationsfaktor zwar an, bleibt aber im unterkritischen Bereich, da der Ton im Vergleich zu Wasser schlecht moderiert. Selbst bei wassergesättigtem Ton bleibt die Anordnung unterkritisch.

Die Ergebnisse enthalten hohe Konservativitäten auf Grund der zusätzlich unterstellten Wasserflutung, was als zweiter unterstellter, vom Absturz unabhängiger Störfall über die Anforderungen des Störfallprinzips der Kritikalitätssicherheit hinausgeht, sowie wegen des zur Vereinfachung angenommenen regulären Brennstabgitters bei reaktivstem mittlerem Abstand der Brennstäbe und schließlich des relativ niedrigen mittleren Abbrandes. Geht man von einer ungefluteten gleichmäßigen Verteilung der Brennstäbe über den gesamten Bohrlochquerschnitt aus, so ist die Anordnung weit unterkritisch.

5.3 Vergleich der Safeguards-Konzepte für Endlager in Salz und Tongestein

Bei einem Vergleich der Safeguards-Konzepte für Endlager in Salz und Tongestein fällt auf, dass bei angenommenem ähnlichen Gesteinsverhalten auch Art und Funktion der Safeguards-Maßnahmen sich ähneln. Unterschiede resultieren im Wesentlichen aus den Materialien und Verfahren für die Herstellung der geotechnischen Barrieren im Nahbereich der eingelagerten Endlagerbehälter. Während beim Endlager in Salz der selbstabschirmende POLLUX-Behälter in der Einlagerungsstrecke mit Salzgrus umgeben wird, kommt beim Endlager in Tongestein Bentonit sowohl in kompakter Form in direkter Umgebung der Endlagerbehälter als auch in loser Schüttung oder pelletierter Form in den Bohrungen und Strecken zum Einsatz. Damit zusammen hängt auch die im Falle der Brennstabkokille BSK 2 zu berücksichtigende Konditionierung des Endlagergebindes. Der Prozess der „Verpackung“ der Brennstabkokille in einen Bentonitmantel und in ein Tragegestell erfordert zusätzliche Kontrollmaßnahmen bei der Konditionierung. Eine Identifikation der Brennstabkokille ist nach der Verpackung in Bentonit direkt nicht mehr möglich. Dies kann nur mittelbar über eine der „Verpackung“ zugeordnete Kennung am Tragegestell erfolgen. Insofern ist dort ein zusätzlicher Abzweigpfad denkbar, der zusätzliche Überwachungsmaßnahmen und Kontrollen erfordert.

Ein weiterer wesentlicher Unterschied resultiert aus der Notwendigkeit, dass ein Transferbehälter zum Transport des Endlagergebindes BSK 2 (Brennstabkokille mit Bentonit ummantelt in einem Traggestell) erforderlich wird. Das Be- und Entladen eines solchen Transferbehälters in der Konditionierungsanlage respektive in der Umladestation des Endlagers erfordert zusätzliche Überwachungsmaßnahmen, weil dabei Abzweigungs-Szenarien denkbar sind.

In beiden Endlagerkonzepten ist eine planmäßige Rückholung eingelagerter Endlagergebäude nicht vorgesehen. Falls zu irgend einem Zeitpunkt dennoch überlegt werden sollte, Maßnahmen zur Rückholung einzusetzen, sind Unterschiede aufgrund der Wirtsgesteinseigenschaften festzustellen. Je nachdem, zu welchem Zeitpunkt eine solche Rückholung gedacht ist, erhöht sich dabei unter anderem auch der Aufwand für Kühlungsmaßnahmen während der bergmännischen Wiederauffahrung des verfüllten Grubengebäudes. Der Zeitpunkt, an dem ein Zugang zu den Endlagergebänden mög-

lich ist, wird durch die max. Belastung des Versatzmaterials Bentonits mit 100 °C und für Salz und Salzgrus mit 200 °C bestimmt. Das bedeutet, dass endgelagerte Behälter aus einem Endlager in Ton früher zurückgeholt werden könnten.

Schlussfolgerungen und Ausblick

Wie bereits eingangs erwähnt ist der Planungsstand für ein Endlager in Tongestein im Vergleich zu dem in Salz noch deutlich zu vertiefen, bevor belastbare Aussagen zu den Einlagerungstechnologien und den detaillierten Betriebsabläufen gemacht werden können. Insbesondere fehlen vollständige Angaben zu den geologischen Standortgegebenheiten, so dass ein Vergleich mit einem Konzept, das sich auf Erkundungsergebnisse zu einem Standort stützt, nur schwer möglich ist. In /5-1/ wird festgestellt: „Solange kein exakter Standort und auch nicht das endgültige Wirtsgestein sowie das zur Anwendung gelangende standortspezifische Endlagerkonzept (z. B. Rückholbarkeit/Nichtrückholbarkeit, Streckenlagerung/Bohrlochlagerung, Anzahl der Einlagerungssohlen und Schächte/Rampen) bekannt ist, kann aufgrund der nicht bekannten Betriebskonzepte und geologischen Standortgegebenheiten kein Safeguards-Konzept - Vorschlag unterbreitet werden“. Mit den im GEIST-Vorhaben entwickelten und geplanten Ansätzen wird erstmals versucht, eine Auslegung und ein technisches Betriebskonzept für ein Endlager in Tongestein aufzustellen. Ein belastbarer Vergleich von Endlagerkonzepten ist unter diesen Voraussetzungen nur eingeschränkt durchführbar.

Dabei ist auch zu berücksichtigen, dass die IAE0 und EURATOM es für sinnvoll halten, wenn ihre Experten bereits zu Beginn der Endlagerplanungen für einen ausgewählten Standort mit einbezogen werden. Damit könnte von Beginn an auf Safeguards-relevante Zusammenhänge hingewiesen werden. Aber es ist auch zu beachten, dass die Safeguards-Behörden IAE0 und EURATOM die für jedes einzelne Endlager jeweils anzuwendenden Safeguards-Maßnahmen - wie für alle anderen neuen kerntechnischen Anlagen auch - erst kurz vor, während oder häufig erst nach Einlagerungs-/Betriebsbeginn endgültig festlegen. Da es derzeit keinen ausgewählten Standort für ein Endlager in Ton gibt, ist eine Diskussion über Vor- und Nachteile bestimmter Safeguards-Maßnahmen nicht zielführend. Es kann wie in Kapitel 4 geschrieben nur ein qualitativer Vergleich erfolgen, der sich an standortunabhängigen Merkmalen belegen lässt.

Es kann zusammenfassend festgehalten werden, dass aufgrund der ähnlichen Verformungsverhalten der Wirtsgesteine Ton und Salz das bereits vorliegende deutsche Safeguards-Konzept für ein Endlager in Salz auch auf Tonformationen übertragbar ist. Die weitere Betrachtung der Endlagergebäude und der Betriebsabläufe hat gezeigt, dass die zusätzliche Verpackung der Brennstabkockille mit einem Bentonitmantel eine eindeutige Identifikation der BSK erschwert. Damit ist die lückenlose Verfolgung dieses Endlagergebäudes durch die Anlagen- und Gebäudeteile des Endlagers nur indirekt über eine Kennung am Traggestell für BSK 2 und Bentonitmantel möglich.

Im Zuge weiterführender Studien wäre zu analysieren, ob es Methoden und Verfahren gibt, mit denen durch den Bentonit hindurch Endlagerbehälter (hier: BSK 2) eindeutig identifiziert werden können. Voraussetzung dafür ist jedoch eine tiefer gehende Endlagerplanung, mit der die bisher gewählten Behälterkonzepte und die Einbettung dieser Behälter in vorkompaktierten Bentonit bestätigt würden.

Zudem könnte im Rahmen von Studien der mögliche Einsatz von seismischen Überwachungsverfahren, von Luftbildaufnahmen, von Satelliten - gestützter Überwachung und Georadar für die Überwachung eines verfüllten und geschlossenen Endlagers untersucht werden.

6 Literaturverzeichnis

- /1-1/ Engelmann, H.-J. et al: Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente, Systemanalyse Mischkonzept, Abschlussbericht, DEAB T30, Peine, Januar 1990
- /1-2/ Engelmann, H.-J. et al: Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente, DEAB (02 E 8201), Systemanalyse Endlagerkonzepte, Abschlussbericht, Hauptband, DEAB, T59, DBE, Peine, 1995
- /1-3/ Filbert, W.; Engelmann, H.-J.: Aktualisierung des Konzeptes Endlager Gorleben; Abschlussbericht, Rev. 01, Peine, 1998
- /1-4/ Filbert, W.; et al, Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten im Salz und Tongestein (FKZ 02E9511), Hauptband, DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, Dezember 2004
- /1-5/ Filbert, W.; et al, Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten im Salz und Tongestein (FKZ 02E9511), Anlagenband 1, Internationale Endlagerkonzepte im Wirtsgestein Ton, DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, Dezember 2004
- /1-6/ Filbert, W.; et al, Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten im Salz und Tongestein (FKZ 02E9511), Anlagenband 2, Vergleich der technischen Endlagerkonzepte im Wirtsgestein Salz und Ton, DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, Dezember 2004
- /1-7/ Filbert, W.; et al, Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten im Salz und Tongestein (FKZ 02E9511), Anlagenband 4, Sicherheit in der Nachbetriebsphase, DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, Dezember 2004
- /1-8/ Amelung, P., Kutowski, J.; Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten im Salz und Tongestein (FKZ 02E9511), Anlagenband 5, Vergleich der Wirtsgesteine Ton-/Tonstein und Steinsalz in den Ablagerungsräumen der Norddeutschen Senke und des Süddeutschen Molassebeckens, DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, Dezember 2004
- /1-9/ Engelhardt, J., Amelung, P.; Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten im Salz und Tongestein (FKZ 02E9511), Anlagenband 6, Geochemie, DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, Dezember 2004
- /2-1/ Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk - RdSchr. d. BMI v. 20.4.1983 -RS-AGK3-515790/2 -

- /2-2/ Gesetz über die friedliche Nutzung der Kernenergie und den Schutz gegen die Gefahren (Atomgesetz AtG) vom 15.07.1985 (BGBl. I, 5. 1565), zuletzt geändert d. Art 8 des Gesetzes vom 06.01.2004 (BGBl. I, S. 2)
- /2-3/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 20.07.2001 (BGBl. I, 5. 1714) mit Berichtigung vom 22.04.2002 (BGBl. I, 5. 1459), zuletzt geändert d. Art. 2 der Verordnung vom 18. Juni 2002 (BGBl. I, S. 1869, (1903))
- /2-4/ Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) vom 30.06.1993, (GMBI. Nr. 29 5. 502), ergänzt um die Anhänge B und C vom 20.12.1995 (GMBI. 1996, Nr. 9/10, 5. 195)
- /2-5/ Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße und mit der Eisenbahn (Gefahrgutverordnung Straße und Eisenbahn — GGVSE) in der Fassung vom 10.09.2003 (BGBl. I, S 1913), berichtigt am 13.10.2003 (BGBl. I, S2139); zuletzt geändert davon Art. 1 der Verordnung vom 24.03.2004 (BGB, I, S. 485)
- /2-6/ KTA 1503.1, Sicherheitstechnische Regel des KTA, "Überwachung der Ableitung gasförmiger und an Schwebstoffen gebundener radioaktiver Stoffe, Teil 1: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei bestimmungsgemäßigem Betrieb", Fassung 6/02
- /2-7/ KTA 1504, Sicherheitstechnische Regel des KTA, "Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser", Fassung 6/94
- /2-8/ Raitz von Frenzt, R.; Hedemann, W.
Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB), Systemanalyse Endlagerkonzepte Strahlenexposition im bestimmungsgemäßigen Betrieb
DEAB T52, August 1992
- /2-9/ KTA 2201.1, Sicherheitstechnische Regel des KTA, "Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 1: Grundsätze", Fassung 6/90

- /2-10/ Bekanntmachung der Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des §28 Abs.3 der Strahlenschutzverordnung - Störfall-Leitlinien - Bundesanzeiger Nr. 245a vom 31. Dezember 1983
- /2-11/ OREST – 94 Abbrandrechnungen, GRS Programmsystem
- /2-12/ WTI, Abschirmrechnung zur Auslegung der anlageninternen HAW-Kokillen – Transportbehälter, 1987
- /2-13/ Briesmeister, J. F. MCNP- A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, Los Alamos National Laboratories Report, (LA-13709-M), April 2000
- /2-14/ ICRP Publication 60, 1991
- /3-1/ K. Janberg, H. Spilker, Status of the Development of Final Disposal Casks and Prospects in Germany, Nuclear Technology Vol. 121, February 1998, S. 136 – 146
- /3-2/ U. Hesse, W. Denk, H. Deitenbeck, OREST - eine direkte Kopplung von HAMMER und ORIGEN zur Abbrandsimulation von LWR-Brennstoffen, (GRS-erweiterte Versionen), GRS-63, November 1986
- /3-3/ U. Hesse, J. Sieberer; OREST-96, Unix Version, User-Instruction, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GRSmbH Garching, July 1999, (GRS-erweiterte Version OREST-96)
- /3-4/ Nuclear Engineering International, World Nuclear Industry Handbook 2003, www.connectingpower.com
- /3-5/ J. C. Wagner, M. D. DeHart, C. V. Parks, Recommendations for Addressing Axial Burnup in PWR Burnup Credit Analyses, ORNL/TM-2001/273, Oak Ridge, USA 2003
- /3-6/ SCALE 4.4a: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers, NUREG/CR-0200 Rev. 6, Vol. I, II and III (March 2000)
- /3-7/ J. Briesmeister, MCNP- A general Monte Carlo N-Particle Transport Code, Los Alamos National Laboratories LA-13709-M, Version 4C, December 2000

- /3-8/ B. Kienzler, D. Bosbach, A. Bauer, L. Niemann, E. Smailos, P. Zimmer, Geochemisch begründete Eingangsparameter für Kritikalitätsanalysen, Institut für Nukleare Entsorgung (INE), Forschungszentrum Karlsruhe, FZK-INE 002/03, November 2003
- /4-1/ IAEA :IAEA Safeguards Glossary 2001 Edition, International Nuclear Verification Series No.3, IAEA, Vienna, 2002
- /4-2/ W. Filbert; H.-J. Engelmann et al: Aktualisierung des Konzepts „Endlager Gorleben“; DBE-Abschlussbericht im Auftrag des BfS, Peine 1998
- /4-3/ H.-H. Remagen; B. Richter; K. Rudolf: Reference concept for nuclear material safeguards in a geological repository for spent nuclear fuel, JOPAG/ 12.93-PRG-205, Dezember 1993
- /4-4/ H.-H. Remagen; B. Richter; H. Kranz: G. Stier-Friedland: Internationale Kernmaterialüberwachung (Safeguards) bei der Direkten Endlagerung in relevanten geologischen Formationen Deutschlands, Berlin , 2002
- /4-5/ IAEA: Technological Implications of Safeguards Requirements for Disposal of Radioactive Waste in Geological Repositories, Draft report on consultants meeting, Vienna, 2003
- /4-6/ B. Richter: International Nuclear Material Safeguards for the Direct Disposal of Spent Fuel Assemblies, Nuclear Technology, Vol 121, 1998
- /4-7/ H. Kranz; H.-H. Remagen; K. Rudolf: The German Approach on Safeguards for the Final Disposal of Spent Nuclear Fuel in a Salt Dome, DisTec '98, 1998
- /5-1/ H.-H. Remagen; B. Richter; H. Kranz: G. Stier-Friedland: Internationale Kernmaterialüberwachung (Safeguards) bei der Direkten Endlagerung in relevanten geologischen Formationen Deutschlands, Berlin , 2002

7 **Abbildungsverzeichnis**

Abbildung 2-1:	HAW-Kokille (COGEMA)	29
Abbildung 2-2:	Mit Bentonit ummantelte HAW-Kokille	34
Abbildung 3-1:	Endlagerkonzept BSK 2 mit Versatz in Tongestein	40
Abbildung 3-2:	KENO-Modell der BSK 2 in Tongestein bei verfülltem Bohrloch mit Brennstabanordnung (lila), Behälter (blau), Luftspalt im Behälter (grau) und Tongestein (grün)	45
Abbildung 3-3	KENO Modell eines vereinfachten Störfallszenarios „Absturz einer Brennstabkokille“ mit Brennstab-Wasser-Anordnung (lila), Wasser (weiß) und Tongestein (grün)	46
Abbildung 3-4:	Längs- und Querschnitt des KENO Modells für das Störfall szenario „Absturz einer Brennstabkokille“ unter Berücksichtigung des Behältermaterials mit der Brennstab-Wasser-Anordnung (lila), dem Behälterstahl (blau), Wasser (weiß), Tongestein (grün) und Luft (gelb)	47
Abbildung 3-5:	Querschnitt des KENO-Modells eines Absturzzenarios mit Freisetzung aller Brennstäbe mit Brennstab-Wasser-Anordnung (lila), Behälterstahl (blau), Wasser (weiß) und Tongestein (grün)	48
Abbildung 3-6:	Infiniter Neutronenmultiplikationsfaktor K_{inf} eines infiniten Brennstabgitters in Wasser oder Ton	50
Abbildung 3-7:	Multiplikationsfaktor K_{eff} für das Absturzzenario mit und ohne Behälterstahl, bei Wasserflutung, in Abhängigkeit vom mittleren Abstand p der Brennstäbe	51
Abbildung 3-8:	Ausschnitte aus dem MCNP-Modell des Absturzzenarios mit Freisetzung aller Brennstäbe aus der Kokille	54
Abbildung 4-1:	Gebindetypen für wärmeentwickelnde Abfälle	58
Abbildung 4-2:	POLLUX-3 – Endlagerbehälter (Masse: ca 38 t)	62
Abbildung 4-3:	Bentonitummantelte Brennstabkokille (BSK 2)	63
Abbildung 4-4:	Querschnitt durch die Einlagerungsstrecke für POLLUX-3- Behälter	64
Abbildung 4-5:	Anordnung der POLLUX 3- Behälter in den Einlagerungsstrecken	65
Abbildung 4-6:	Vertikalschnitt durch ein Einlagerungsbohrloch für BSK 2	66
Abbildung 4-7:	Anordnung der Bohrlöcher in den BSK 2- Einlagerungsstrecken	67

8 Tabellenverzeichnis

Tabelle 2-1:	Abhängigkeit der Ortsdosisleistung (Summe aus Gamma- und Neutronenstrahlung) mit dem Abstand vom Gebinde (Typ B(U) Transportbehälter und Einzelabschirmbehälter) ohne und mit Berücksichtigung der Streustrahlung	15
Tabelle 2-2:	Liste der untersuchten Ereignisse in der übertägigen Anlage (Teil 1)	24
Tabelle 2-3:	Liste der untersuchten Ereignisse in der übertägigen Anlage (Teil 2)	25
Tabelle 2-4:	Liste der untersuchten Ereignisse in der Schachtförderanlage	26
Tabelle 2-5:	Liste der untersuchten Ereignisse in der untertägigen Anlage	27
Tabelle 2-6:	Daten zu DWR-Uran-Brennelementen	28
Tabelle 2-7:	Daten zur HAW-Kokille (COGEMA)	28
Tabelle 2-8:	Photonenenergiespektrum in γ/sec der Brennelemente für den Zeitpunkt Reaktorentladung, 10 oder 40 Jahre nach Reaktorentladung (Spaltprodukte)	32
Tabelle 2-9:	Photonspektrum der Aktinide und Töchter in γ/sec	33
Tabelle 2-10:	Geometriemaße des Rechenmodells	34
Tabelle 2-11:	Spezifikation Bentonit (MX-80) / Angaben in Gewichts-%	35
Tabelle 2-12:	Zusammensetzung des Glases für die Modellrechnung	35
Tabelle 2-13:	Berechnete Atomzahldichten (nach Tabelle 2-12)	36
Tabelle 2-14:	Legierungsbestandteile des Stahles der Behälterwand	36
Tabelle 2-15:	Dosisleistung durch Neutronen und Sekundärgammas	37
Tabelle 2-16:	Dosisleistung durch γ -Strahlung	38
Tabelle 3-1:	Für die Abbrandrechnung verwendete Brennelementgeometrie eines DWR-Elements vom Typ Konvoi /3-4/	42
Tabelle 3-2:	Für die Abbrandrechnung festgelegte Abbranddaten der Brennelemente	42
Tabelle 3-3:	Nuklidzusammensetzung des Brennstoffs für die Kritikalitätsanalysen	43
Tabelle 3-4:	Zusammensetzung des in den Kritikalitätsanalysen verwendeten Gesteinstyps „Opalinuston mit Gebirgsfeuchte“, Dichte $2,25 \text{ g/cm}^3$ /3-8/	44
Tabelle 3-5:	Abmessungen der Kokille BSK 2 im KENO Rechenmodell	44
Tabelle 3-6:	Multiplikationsfaktoren K_{eff} für intakte Kokillen BSK 2 im Endlager	49

Tabelle 3-7:	Werte des Neutronenmultiplikationsfaktors K_{eff} im Absturzscenario ohne Berücksichtigung des Kokillenmaterials für unterschiedliche Brennstabmittenabstände und Wasser-Ton-Gemische	52
Tabelle 3-8:	Multiplikationsfaktoren K_{eff} für ein Absturzscenario mit vollständiger Freisetzung der Brennstäbe aus der Kokille unter Berücksichtigung der leeren Kokille	53
Tabelle 3-9:	Vergleich der Werte von $K_{\text{eff}} \pm \sigma$ für den reaktivsten Fall jeweils mit und ohne Behältermaterial (in Zentralposition) verschiedener Rechencodes bzw. Modellierungen	54
Tabelle 4-1:	Mengengerüst wärmeentwickelnder Abfälle	57
Tabelle 4-2:	Mengengerüst wärmeentwickelnder Abfälle für die Direkte Endlagerung in Tongestein	64

9 Abkürzungsverzeichnis

AtG	Atomgesetz
BSK 2	Brennstabkokille 2
DIN	Deutsches Institut für Normung e. V.
DWR	Druck-Wasser-Reaktor
EAB	Einzelabschirmbehälter
GGVSE	Gefahrgutverordnung Straße und Eisenbahn
GKN-2	Gemeinschaftskernkraftwerk Neckarwestheim II
GWd/tSM	Gigawatttage pro Tonne Schwermetall (Abbrand)
ICRP	International Commission on Radiological Protection
K_{eff}	Neutronenmultiplikationsfaktor einer endlichen Anordnung
K_{inf}	Neutronenmultiplikationsfaktor einer infiniten Anordnung
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
REI	Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen
SEK	Systemanalyse Endlagerkonzepte
SSK	Strahlenschutzkommission
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
VdTÜV	Vereinigung der Technischen Überwachungs-Vereine e.V., Essen

10 Verzeichnis der Anlagenbände

- A1 Internationale Endlagerkonzepte im Wirtsgestein Ton
- A2 Vergleich der technischen Endlagerkonzepte im Wirtsgestein Salz und Ton
- A3 Sicherheit in der Betriebsphase
- A4 Sicherheit in der Nachbetriebsphase
- A5 Vergleich der Wirtsgesteine Ton-/Tonstein und Steinsalz in den Ablagerungsräumen der Norddeutschen Senke und des Süddeutschen Molassebeckens
- A6 Sicherheit in der Nachbetriebsphase - Geochemie -