

**Entwicklung und Umsetzung von technischen
Konzepten für geologische Endlager in allen
Wirtsgesteinen**

EUGENIA

**AP 1+2 - Zusammenstellung internationaler
Konzepte zur Endlagerung in tiefen Gesteins-
formationen und zugehöriger
Sicherheitskonzepte**

DBE-TEC
DBE TECHNOLOGY GmbH

**Entwicklung und Umsetzung von technischen
Konzepten für geologische Endlager in allen
Wirtsgesteinen**

EUGENIA

**AP 1+2 - Zusammenstellung internationaler
Konzepte zur Endlagerung in tiefen Gesteins-
formationen und zugehöriger
Sicherheitskonzepte**

C. Herzog

DBE TECHNOLOGY GmbH
Eschenstraße 55
D-31224 Peine

September 2008

Die dieser Studie zugrunde liegenden Arbeiten wurden im Auftrag des BMWi vertreten durch den Projektträger Forschungszentrum Karlsruhe, Bereich Wassertechnologie und Entsorgung, (PTKA-WTE) unter dem Förderkennzeichen 02 E 10346 von DBE TECHNOLOGY GmbH durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt liegt jedoch allein bei den Autoren.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	5
2	Status von Endlagerkonzepten in tiefen Gesteinsformationen	9
2.1	Gesamtüberblick	9
2.2	Fortgeschrittene Endlagerkonzepte	11
2.2.1	Übersicht	12
2.2.2	Schweden	13
2.2.3	Finnland	18
2.2.4	Belgien	22
2.2.5	Frankreich	26
2.2.6	Schweiz	32
2.2.7	USA	35
2.2.8	Deutschland	45
3	Zusammenfassung / Schlussfolgerungen	53
	Tabellenverzeichnis	57
	Abbildungsverzeichnis	59
	Abkürzungsverzeichnis	61
	Literaturverzeichnis	63
	Anlage: Tabelle A-1	67

1 Einleitung

International gibt es Konzepte und Planungen für die Endlagerung von hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen in unterschiedlichen Wirtsgesteinen. Dazu zählen ausgediente Brennelemente (BE), insbesondere aus Leistungsreaktoren, und hochradioaktive Abfälle (HAW) aus der Wiederaufarbeitung ausgedienter BE. Der Entwicklungsstand der Endlagerprojekte ist sehr unterschiedlich und reicht von der Erarbeitung konzeptioneller Pläne und beginnenden geologischen Erkundungen zur Standortvorauswahl bis zu fertigen Konzepten und bereits ausgewählten Endlagerstandorten.

In Deutschland gibt es Planungen für ein Endlager für alle Arten von radioaktiven Abfällen in Steinsalzformationen. Im Rahmen der „Aktualisierung des Konzeptes Endlager Gorleben“ /1-1/ wurden in einem Vorkonzept Planungen für ein Endlager in einer tief lagernden Steinsalzformation erarbeitet. Nachdem seitens der Bundesregierung Ende der 90er Jahre entschieden wurde, auch alternative Wirtsgesteine zu untersuchen, sind Überlegungen zur Endlagerung in Tonformationen weiter in den Vordergrund entsprechender FuE-Arbeiten getreten.

Nachfolgend wird der internationale Stand von Wissenschaft und Technik zur Endlagerung von hochradioaktiven und wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen im tiefen Untergrund dargestellt. Betrachtet werden diejenigen Länder, in denen sich Ende 2006 Kernkraftwerke (KKW) im Betrieb und/oder im Bau befanden /1-2/. Außerdem sind Länder einbezogen worden, die Mitgliedsstaaten der OECD/NEA sind und die Programme zum Management radioaktiver Abfälle entwickeln /1-3/. Die betrachteten Länder sind in der Tabelle 1-1 aufgelistet.

Die in der Tabelle kursiv gedruckten Länder sind für weitere Darstellung von Endlagerkonzepten für hochradioaktive und wärmeentwickelnde Abfälle im Rahmen dieser Untersuchungen nicht relevant und deshalb aus den nachfolgend dargelegten Gründen nicht näher einbezogen worden.

Tabelle 1-1: KKW-betreibende und sonstige mit der Endlagerung befasste Länder

KKW-betreibende Länder /1-2/ mit Anzahl an Leistungsreaktoren		Sonstige Länder /1-3/	
<i>Armenien</i>	– 1 KKW-Block	<i>Mexiko</i>	– 2 KKW-Blöcke
<i>Argentinien</i>	– 2 KKW-Blöcke	<i>Niederlande</i>	– 1 KKW-Block
<i>Belgien</i>	– 7 KKW-Blöcke	<i>Pakistan</i>	– 2 KKW-Blöcke
<i>Bulgarien</i>	– 2 KKW-Blöcke	<i>Rumänien</i>	– 1 KKW-Block
<i>Brasilien</i>	– 2 KKW-Blöcke	<i>Russland</i>	– 31 KKW-Blöcke
<i>China</i>	– 10 KKW-Blöcke	<i>Schweden</i>	– 10 KKW-Blöcke
<i>Deutschland</i>	– 17 KKW-Blöcke	<i>Schweiz</i>	– 5 KKW-Blöcke
<i>Finnland</i>	– 4 KKW-Blöcke	<i>Slowa. Rep.</i>	– 4 KKW-Blöcke
<i>Frankreich</i>	– 59 KKW-Blöcke	<i>Slowenien</i>	– 1 KKW-Block
<i>Großbritannien</i>	– 19 KKW-Blöcke	<i>Spanien</i>	– 8 KKW-Blöcke
<i>Indien</i>	– 16 KKW-Blöcke	<i>Südafrika</i>	– 2 KKW-Blöcke
<i>Iran</i>	– 1 KKW-Block	<i>Taiwan</i>	– 6 KKW-Blöcke
<i>Japan</i>	– 56 KKW-Blöcke	<i>Tsche. Republik</i>	– 6 KKW-Blöcke
<i>Kanada</i>	– 18 KKW-Blöcke	<i>Ukraine</i>	– 15 KKW-Blöcke
<i>Korea, Rep.</i>	– 20 KKW-Blöcke	<i>Ungarn</i>	– 4 KKW-Blöcke
<i>Litauen</i>	– 1 KKW-Block	<i>USA</i>	– 104 KKW-Blöcke

Armenien

Ein Vorschlag zur Prüfung der Endlagerung armenischer KKW-Abfälle im Steinsalz ist in der UdSSR 1985 erarbeitet, jedoch nicht weiter verfolgt worden. Eine Endlagerstrategie für HAW und/oder ausgediente BE gibt es in Armenien noch nicht, strategische Programme sind erst noch zu entwickeln /1-4/, S. 27ff/.

Brasilien, Mexiko

Beide Länder betreiben KKW, haben jedoch noch keinerlei Entsorgungs- bzw. Endlagerstrategie für die ausgedienten BE entwickelt. Diese werden z. Z. am jeweiligen KKW-Standort zwischengelagert /1-5/, S. 19ff; S. 155ff/.

Rumänien

Entsprechend der nationalen Entsorgungsstrategie aus dem Jahr 2004 sollen die ausgedienten BE der CANDU-Reaktoren über mindestens 50 (bis zu 100) Jahre zwischengelagert werden /1-6/. Sicherheitsbetrachtungen für ein hypothetisches Endlager im Steinsalz sind mit ausländischen Partnern durchgeführt worden, ein Endlagerkonzept ist jedoch erst noch zu entwickeln /1-4/, S. 209ff/.

Slowenien

Gemäß der Strategie zum Management ausgedienter BE und HAW von 1996 ist eine Entscheidung bezüglich deren eventueller Endlagerung bis 2020 verschoben worden. Die BE werden derzeit am KKW-Standort zwischengelagert /1-5/, S. 191ff/.

Südafrika

Eine Strategie hinsichtlich der Endlagerung ausgedienter BE aus KKW ist noch nicht festgelegt worden. Als Favorit für ein potenzielles Endlager in tiefen Gesteinsformationen wird

derzeit der Standort Vaalputs untersucht, wobei die spätere Prüfung anderer möglicher Standorte nicht ausgeschlossen wird /1-5/, S. 203ff/.

Iran, Pakistan

Beide Länder gehören zu den KKW-betreibenden Staaten, zur Entsorgungs- bzw. Endlagerstrategie sind jedoch keinerlei Informationen zugänglich.

Die Länder *Australien, Indonesien, Italien, Lettland, Norwegen und Polen* betreiben keine Leistungsreaktoren. Ausgediente BE stammen in Italien, Lettland, Norwegen und Polen aus dem Betrieb von Forschungsreaktoren.

Italien

Ausgediente BE entstehen beim Betrieb von Forschungsreaktoren. Für eine Endlagerung in tiefen Gesteinsformationen sind per Gesetz Festlegungen zur Durchführung von Standortauswahlverfahren getroffen worden. Ein Endlagerkonzept gibt es bisher nicht /1-4/, S. 163ff/.

Lettland

Die beim Betrieb von Forschungsreaktoren angefallenen bzw. anfallenden ausgedienten BE werden entsprechend einer Vereinbarung IAEA-USA-Russland außer Landes gebracht. Dennoch werden gegenwärtig Möglichkeiten zur Realisierung eines regionalen Endlagerkonzeptes im Magmatit geprüft /1-5/, S. 139ff/.

Norwegen

Für die ausgedienten BE eines Forschungsreaktors gibt es kein Endlagerkonzept /1-3/.

Polen

Ausgediente BE entstehen beim Betrieb von Forschungsreaktoren. Es sind Untersuchungen zur Standortvorauswahl gestartet worden, wobei als mögliche Wirtsgesteine Schiefer, Granit, Ton und Salz betrachtet werden /1-4/, S. 205ff/.

Australien

Initiativgruppen für die Prüfung von Möglichkeiten für multi-/internationale Endlager hatten Gebiete in Australien als möglichen Standort in Betracht gezogen, jedoch seit ca. 2002 nicht weiter verfolgt /1-7/.

Indonesien

Indonesien beabsichtigt den Bau von KKW. Deshalb sind Aktivitäten zur Standortsuche für ein Endlager gestartet worden. Das bisherige Konzept sieht die Insel Genting Island des Indonesischen Archipels vor, auf der die ausgedienten BE im Untergrund (Magmatit) unterhalb des Grundwasserspiegels endgelagert werden sollen /1-8/, S. 133ff/.

2 Status von Endlagerkonzepten in tiefen Gesteinsformationen

2.1 Gesamtüberblick

In diesem Kapitel wird eine Übersicht über die Endlagerkonzepte von KKW-betreibenden Ländern gegeben. Nicht enthalten sind die in Kapitel 1 aufgeführten Staaten, die für die weiteren Betrachtungen auf Grund fehlender oder nicht ausgereifter Konzepte für Endlager in tiefen geologischen Formationen als nicht relevant betrachtet werden. Die Darstellung zum Status von Endlagerprojekten erfolgt in Form einer Tabelle (siehe Anlage, Tabelle A-1) mit zusammenfassenden Angaben zu folgenden Schwerpunkten:

- Nationale Endlagerstrategie für HAW und ausgediente BE
- Endlagerkonzept
- Potenzieller Standort; Wirtsgestein, Teufenlage
- Status (Planung/Forschung, Errichtung, Inbetriebnahme eines Endlagers)
- Gesetzliche Grundlagen, Regelwerke
- Organisationen, die sich mit Endlagerung beschäftigen.

Nachfolgend wird der Inhalt der Tabelle A-1 an einigen Beispielen näher erläutert.

Großbritannien

Eine Festlegung des Entsorgungskonzeptes für ausgediente BE ist in Großbritannien noch nicht getroffen worden. Die BE werden derzeit wiederaufgearbeitet, die HAW-Kokillen sollen über mindestens 50 Jahre zwischengelagert werden. Ein von NIREX Ltd. (bis 2005 zuständige Gesellschaft für radioaktive Abfälle) vorgelegtes, auf dem schwedischen KBS-3-Konzept basierendes Konzept für eine Endlagerung im Festgestein (Vulkanit) nahe Sellafield /2-1/, wurde von der Regierung verworfen. Gegenwärtig sind alle Aktivitäten zur Endlagerung gestoppt und neue konzeptionelle Planungen werden erarbeitet. Die Zuständigkeit von NIREX ist auf die Nuclear Decommissioning Authority (NDA) übergegangen.

Niederlande

Eine ähnliche Situation stellt sich in den Niederlanden dar. HAW aus der Wiederaufarbeitung und ausgediente BE sollen über einen Zeitraum von mindestens 100 Jahren zwischengelagert werden. In den Niederlanden wurden umfangreiche Untersuchungen zur Endlagerung im Steinsalz durchgeführt und die sichere Endlagerung im Salz ist nachgewiesen worden /2-2/. Das Endlagerkonzept fand jedoch keine gesellschaftliche Akzeptanz und Aktivitäten hinsichtlich eines nationalen Endlagers sind auf unbestimmte Zeit eingefroren.

Osteuropäische Staaten

Zur Lösung der Entsorgungsprobleme mit ausgedienten BE sind die osteuropäischen Länder stark auf Unterstützung durch EU- und andere Staaten angewiesen. Noch bis in die 1990er Jahre hinein fand eine Rückführung der ausgedienten BE nach Russland statt, teilweise existieren noch immer entsprechende Verträge. Seit einigen Jahren fordert Russland jedoch

(entsprechend der internationalen Praxis) die Rücknahme von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung zurückgeführter BE. Damit sind auch in diesen Staaten nationale Lösungen hinsichtlich der Entsorgung hochradioaktiver Abfälle bzw. ausgedienter BE zu schaffen.

Der Großteil dieser Staaten hat sich noch nicht auf eine bestimmte Strategie festgelegt (z. B. Litauen, Ungarn, Tschechien). Außer der Einrichtung eines nationalen Endlagers werden Optionen einer Langzeitzwischenlagerung oder auch die Beteiligung an einem multinationalen Endlager – sofern realisierbar – geprüft. Es sind jedoch, zumeist mit EU-Hilfsprogrammen, zahlreiche Standortauswahlverfahren für tiefe geologische Endlager gestartet worden. Bulgarien und Ungarn haben bereits favorisierte Standorte im Ton festgelegt, an denen Untersuchungen stattfinden. In der Slowakei und in Tschechien werden Vorauswahlverfahren durchgeführt, in deren Ergebnis bis 2010 (Slowakei) bzw. bis 2015 (Tschechien) jeweils 2 alternative Standorte festgelegt werden sollen. Litauen, Tschechien und Ungarn prüfen die Adaption des schwedischen KBS-3-Konzeptes.

Russland

In Russland werden ausgediente Brennelemente teilweise wiederaufgearbeitet, teilweise auch langfristig zwischengelagert. Für die entsprechenden Abfälle, aber auch für schwach- und mittelradioaktive Abfälle, sind an einigen Standorten, vor allem nahe der Wiederaufarbeitungsanlagen, Endlager in tiefen geologischen Formationen vorgesehen. Seit vielen Jahren werden Untersuchungen zu verschiedensten Standorten durchgeführt. Einige Gesteinsformationen sind für weitere Untersuchungen in die nähere Wahl gezogen worden (Südrural: Tuff, Porphy; Krasnojarsk: Nishnekansk Granit-Massiv; Nordrussland: Granitgneis (Halbinsel Kola) und Ton (Gebiet St. Petersburg), während andere wieder verworfen wurden (z. B. Novaja Zemlja: Permafrost). Untersuchungen zum Steinsalz als Wirtsgestein sind ebenfalls durchgeführt worden, auch in Gebieten von Kasachstan und der Ukraine. An einigen Standorten, insbesondere von militärischen Anlagen (z. B. Tomsk, Krasnojarsk), sind in der Vergangenheit große Mengen an meist schwach- und mittelaktiven und kurzlebigen radioaktiven flüssigen Abfällen in tiefe Gesteinsformationen (Sedimentschichten als Speichergesteine) verpresst worden. Diese Art der Endlagerung wird für schwach- und mittelradioaktive Abfälle z. T. noch praktiziert.

Ukraine

Die Ukraine beabsichtigt, für ausgediente BE ein Endlager zu schaffen. Als Wirtsgesteinsformationen sollen Granit und Salz betrachtet werden, ein Untersuchungsprogramm wird jedoch erst begonnen. Hauptproblem ist dessen Finanzierung; neben der Einrichtung eines nationalen Fonds wird auf internationale Kooperation gesetzt.

Kanada

Die kanadische Regierung hat im Juni 2007 das von der NWMO vorgelegte Konzept "Adaptive Phased Management" befürwortet. Demnach kann mit der Planung und Durchführung eines Standortauswahlverfahrens für ein Endlager begonnen werden, mit der Option einer befristeten oberflächennahen Zwischenlagerung. Als Wirtsgestein für eine Endlagerung in tiefen geologischen Formationen kommen Granitoide des Kanadischen Schildes in Frage, hierzu waren in der Vergangenheit bereits umfangreiche Erkundungs- und Planungsarbeiten durchgeführt und ein Referenzkonzept für ein Endlager erarbeitet worden.

Spanien

In Spanien ist die Entscheidung hinsichtlich der Entsorgungsstrategie bis 2010 aufgeschoben worden. Ein zentrales oberirdisches Lager für eine Langzeitzwischenlagerung wird gebaut, das ähnlich wie in Kanada eine langfristige Zwischenlösung bieten soll. Die für die Entsorgung zuständige Gesellschaft ENRESA beteiligt sich aktiv an internationalen Forschungsprojekten zur Endlagerung in tiefen geologischen Formationen (Ton und Granit).

Argentinien, China, Indien, Japan, Korea, Taiwan

Die Länder Argentinien, China, Indien, Japan, Korea und Taiwan haben beschlossen, ein Endlager für ausgediente BE zu schaffen. Der Entwicklungsstand eines Endlagerkonzeptes ist sehr unterschiedlich und reicht von anfänglichen Untersuchungen zur Standortauswahl (Argentinien, Taiwan) über umfangreichere geologische Standorterkundungen (Indien) bis zur Erarbeitung konkreter Konzepte für vorausgewählte Standorte (beispielsweise laufen in China Untersuchungen zu einer Granit-Formation mit Zeitplanungen für den Bau eines Untertage-lagers und eines Endlagers). In Japan ist ein Wirtsgestein noch nicht festgelegt worden, Untersuchungen zu Kristallin- und Sedimentgesteinen werden durchgeführt und mehrere Endlagerkonzepte entwickelt.

USA

Hinsichtlich der Einrichtung von Endlagern in tiefen geologischen Formationen nehmen die USA einen besonderen Status ein. Ein Endlager in Steinsalz (Endlager WIPP, nahe Carlsbad, New Mexico) konnte bereits 1999 in Betrieb genommen werden. Es steht jedoch ausschließlich für nicht wärmeentwickelnde Transuran-Abfälle („TRU-Waste“) aus dem militärischen Bereich zur Verfügung. Für die Endlagerung von HAW und ausgedienten BE ist für den Standort Yucca Mountain (Tuff, oberhalb des Grundwassers) ein Endlagerkonzept erstellt worden, der Genehmigungsantrag wird derzeit vorbereitet und soll im Jahr 2008 eingereicht werden. Die Inbetriebnahme des Endlagers ist für das Jahr 2020 geplant. Dieses Endlagerkonzept wird allerdings in den weiteren Betrachtungen nicht berücksichtigt, da die Wirtsgesteinsformation hinsichtlich einer Standortauswahl in Deutschland nicht relevant ist.

2.2 Fortgeschrittene Endlagerkonzepte

In den folgenden Kapiteln werden die Endlagerkonzepte, die schon weit fortgeschritten sind, ausführlicher beschrieben. Endlager werden weltweit in unterschiedlichen Wirtsgesteinen geplant. In den skandinavischen Ländern Finnland und Schweden ist Granit vorgesehen. In Belgien, Frankreich und in der Schweiz sind verschiedene Tongesteine ausgewählt worden. Salzgestein ist in Deutschland für das Referenzkonzept eines HAW-Endlagers vorgesehen. Das Endlager für militärischen radioaktiven Abfall in den USA wurde ebenfalls in Salzgestein errichtet, während ein HAW-Endlager dort in Tuffgestein geplant wird.

Angepasst an die spezifischen Eigenschaften des Wirtsgesteins wird ein Endlager für die jeweilige Art und Menge von radioaktiven Abfällen ausgelegt. Die Isolation der Abfälle von der Biosphäre über lange Zeiträume soll dabei generell durch ein sogenanntes Mehrbarrierensystem erfolgen. Dieses besteht aus den natürlichen, geologischen Barrieren (Wirtsgestein, Nebengestein und Deckgebirge) sowie den geotechnischen (Versatz- und

Puffermaterial, Bohrloch- Strecken- und Schachtverschlüsse) und technischen Barrieren (Behälter und Abfallmatrix). Die Festlegung von Funktionen und Anforderungen an die einzelnen technischen und geotechnischen Barrieren des Mehrbarrierensystems, die Wahl der entsprechend geeigneten Konzepte und Materialien sowie die Bewertung der Funktion der geologischen Barrieren sind abhängig von den Eigenschaften des Wirtsgesteins. In Granit und Tongestein sind die technischen und geotechnischen Barrieren maßgeblich für die langfristige Isolation der Radionuklide von der Biosphäre. Granit ist mechanisch standfest aber in der Regel mit Klüften und Spalten durchdrungen, so dass die Dichtfunktionen von den technischen und geotechnischen Barrieren zu gewährleisten ist. Tonstein ist ebenfalls in der Regel standfest und darüber hinaus auch dicht. Tongestein hat aber nur ein sehr geringes Kriechvermögen, so dass die Isolation der Abfälle auch hier von den technischen und geotechnischen Barrieren übernommen werden müssen.

Demgegenüber können kriechfähige Wirtsgesteine wie z.B. Salzgestein selber die Hauptisolation der Abfälle durch das sogenannte Prinzip des vollständigen Einschlusses übernehmen. Salzgestein ist wie Granit und Tongestein standfest. Während der gesamten Endlagerbetriebszeit ist kein stützender Ausbau erforderlich. Darüber hinaus hat Salzgestein ein plastisches Verformungsverhalten, das mit steigender Temperatur und steigendem Druck zunimmt. Das führt langfristig dazu, dass die radioaktiven Abfälle durch das Wirtsgestein selber vollständig eingeschlossen und von der Biosphäre isoliert werden.

Somit gibt es bei der Endlagerung zwei grundsätzlich unterschiedliche Prinzipien zur langfristigen Isolation der Abfälle von der Biosphäre. Bei Endlagern in Granit und Tongestein müssen die technischen und geotechnischen Barrieren so ausgelegt werden, dass sie die Isolation der Abfälle langfristig gewährleisten; bei Endlagern in Salzgestein übernimmt das Wirtsgestein selber diese Funktion.

2.2.1 Übersicht

Im Folgenden werden für die Länder, welche bereits detaillierte Endlagerkonzepte für HAW bzw. ausgediente BE entwickelt haben, weiterführende Angaben zusammengestellt. Dies betrifft:

- Schweden
- Finnland
- Belgien
- Frankreich
- Schweiz
- Deutschland
- USA

Die Zeitplanungen bis zur Inbetriebnahme der Endlager sind jedoch auf unterschiedlichem Stand, da teilweise politische Entscheidungen zur Entsorgungsstrategie oder zur Standortauswahl noch ausstehen (z. B. Belgien, Deutschland, die Schweiz).

Folgende Schwerpunkte werden in den nachfolgenden Abschnitten näher erläutert:

- a) Endzulagernde Abfälle (Art und Menge)
- b) Wirtsgestein und Teufenlage
- c) Endlagerkonzept (Endlagerdesign, Rückholbarkeit)
- d) Endlagerbehälter
- e) Entwicklungsstand der Transport- und Einlagerungstechnik
- f) Sicherheitskonzept, Verfüll- und Verschlussmaßnahmen

Diese länderbezogene Zusammenstellung stellt eine Zusammenfassung dar. Ausführlichere Informationen zu den nationalen Endlagerkonzepten sind in den nachfolgenden Arbeitspaketen dargestellt.

2.2.2 Schweden

a) Endzulagernde Abfälle (Art und Menge)

Ausgediente BE der schwedischen KKW werden nicht wiederaufgearbeitet. Es ist geplant, mit der direkten Endlagerung ab dem Jahr 2018 zu beginnen /2-3/. Über die Gesamtlaufzeit der KKW wird mit dem in Tabelle 2-1 angegebenen Aufkommen an ausgedienten BE gerechnet /2-4/.

Tabelle 2-1: Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden BE; Schweden

	Aufkommen, tSM	Anzahl BE	Anzahl Behälter	Endlagervolumen ¹⁾ , m ³
<i>Bezugszeitraum: 40-jährige Betriebszeit der KKW, bis ca. 2020</i>				
BE aus DWR, SWR	9.300	ca. 45.000	4.500	19.000

¹⁾ Kupferbehälter

b) Wirtsgestein und Teufenlage

Das Endlager soll im Wirtsgestein Granit angelegt werden. Der Einlagerungsbereich ist in 400 m bis 700 m Teufe vorgesehen.

Als potenzielle Standorte werden die Gebiete Forsmark und Laxemar/Oskarshamn geprüft. Eine Auswahl bzw. die Entscheidung für einen Standort soll bis 2009 getroffen werden /2-3/. Einen generellen Eindruck von der geologischen Formation am Standort Forsmark und von den dort vorkommenden Gesteinstypen vermittelt Abbildung 2-1 /2-4/.

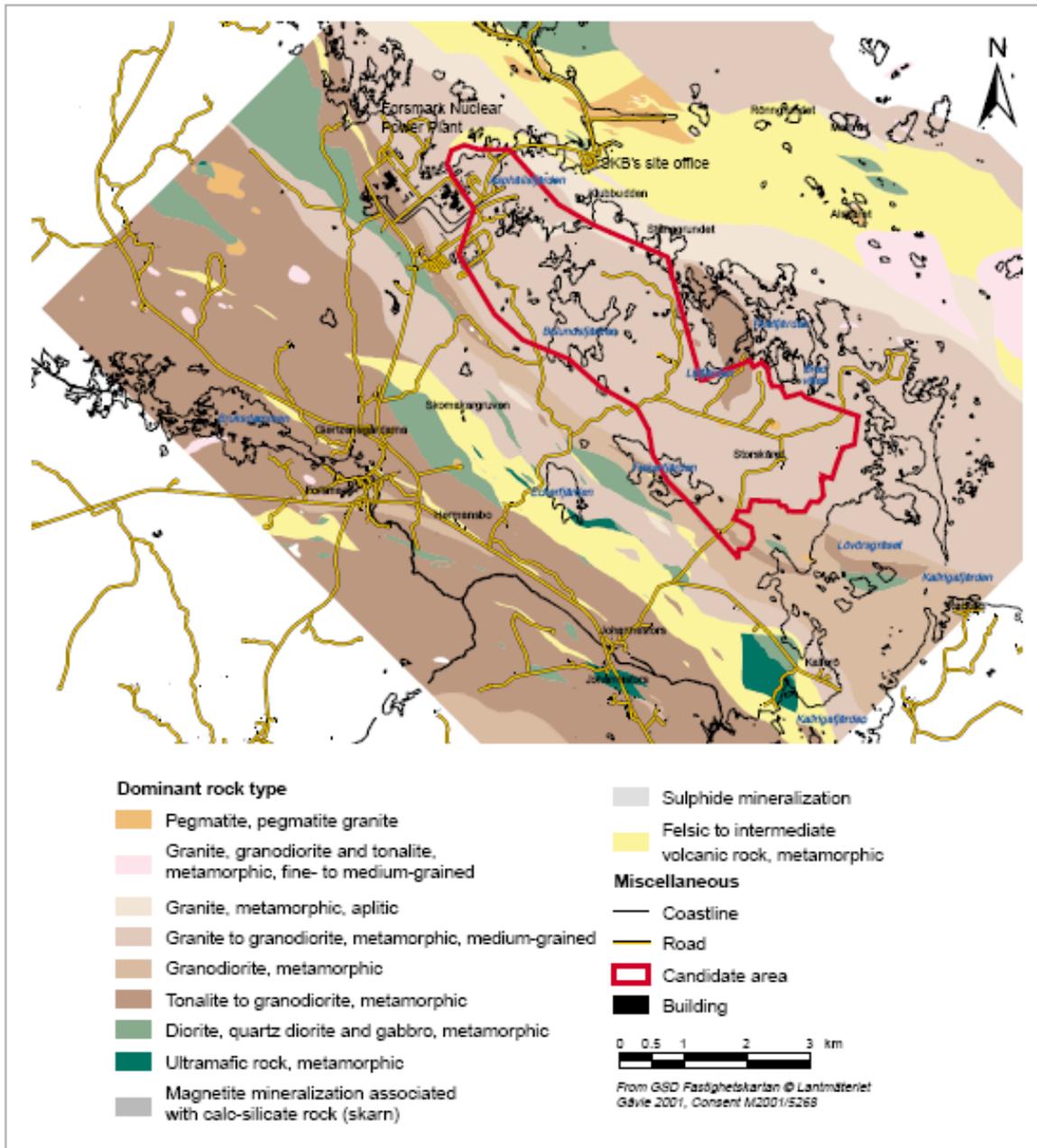


Abbildung 2-1: Karte mit Gesteinsarten im Gebiet Forsmark, Schweden

c) Endlagerkonzept (Endlagerdesign, Rückholbarkeit)

Zur Endlagerung von ausgedienten BE und von HAW ist in Schweden das KBS-3-Konzept mit den Varianten KBS-3H für horizontale Endlagertunnel und KBS-3V für vertikale Endlagerbohrungen entwickelt worden (siehe Abbildung 2-2 /2-5/). Referenzkonzept ist das KBS-3V-Konzept, alternativ wird das KBS-3H-Konzept untersucht.

Gesetzliche Festlegungen zur Rückholbarkeit sind nicht getroffen worden, die Rückholoption wird jedoch im Zusammenhang mit der Endlagerung von BE erwogen /2-6/.

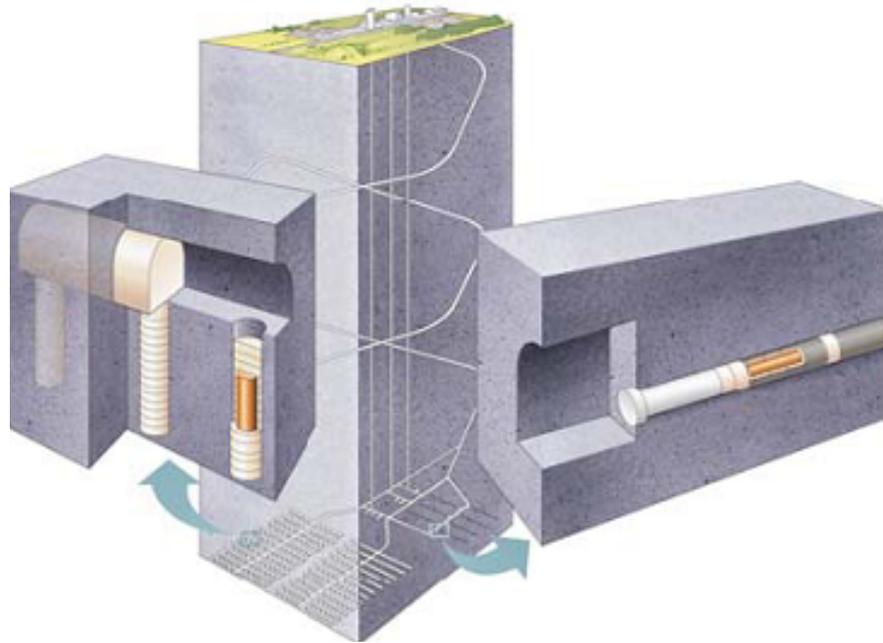


Abbildung 2-2: Schwedisches Endlagerkonzept KBS-3, mit vertikaler Einlagerung (KBS-3V) und horizontaler Einlagerung (KBS-3H)

d) Endlagerbehälter

Das schwedische Endlagerkonzept sieht die Endlagerung ausgedienter Brennelemente in Kupferbehältern vor. Der Endlagerbehälter besteht aus einem Innenbehälter aus Gusseisen und einem äußeren Kupferbehälter. Der Innenbehälter wird verschraubt, der Außenbehälter verschweißt /2-7/.

In einen BE-Endlagerbehälter können entweder 4 DWR-BE oder 12 SWR-BE eingelagert werden. Die Zwischenlagerzeit der Brennelemente wird mit mindestens 30 Jahren abgeschätzt. Die Nachzerfallsleistung liegt dann für DWR-BE bei 300 bis 450 W je BE und für SWR-BE zwischen 100 und 150 W je BE. Nach der Zwischenlagerung soll die Temperatur an der Behälteroberfläche 100 °C unterschreiten /2-8/.

In der Abbildung 2-3 ist der schwedische Endlagerbehälter für ausgediente Brennelemente dargestellt /2-7/, /2-8/. Die Tabelle 2-2 enthält Angaben zu Behälterbeladungen, -abmessungen und -standzeiten (abgeschätzte Dauer der Behälterintegrität) sowie zu Zwischenlagerzeiten und Wärmeleistung der Kupferbehälter.

Tabelle 2-2: Angaben zu Endlagerbehältern für ausgediente BE, Schweden

Abfallart	Beladung	Behälterabmessungen	Standzeit	Zwischenlagerzeit	Wärmeleistung
<i>Kupferbehälter</i>					
Brennelemente	4 DWR BE oder 12 SWR-BE	Außendurchmesser: Länge (max.): Wandstärke (max.): Gesamtmasse (max.): Gesamtvolumen	1.050 mm 4.835 mm 50 mm 25 Mg 4,2 m ³	100.000 a 30 a	1,2 kW bis 1,8 kW

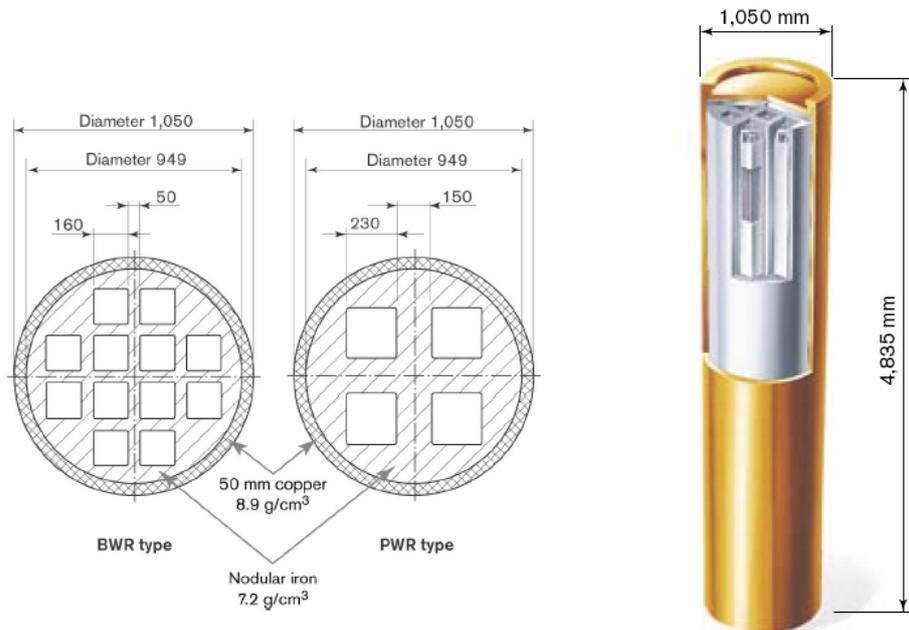


Abbildung 2-3: Endlagerbehälter für ausgediente BE, Abmessungen in mm, Schweden (BWR = SWR und PWR = DWR)

Das neueste Endlagerkonzept der SKB (Svensk Kärnbränslehantering AB) sieht vor, ausgediente Brennelemente in sogenannten Supercontainern in horizontalen Strecken (KBS-3H-Konzept) endzulagern. Ein Supercontainer besteht aus dem BE-Endlagerbehälter (Kupferbehälter), der mit Bentonitringen bzw. -blöcken sowie einem perforierten Stahlzylinder ummantelt wird (Gesamtlänge 5,5 m). In der Abbildung 2-4 /2-5/ ist der Aufbau der Supercontainer dargestellt.

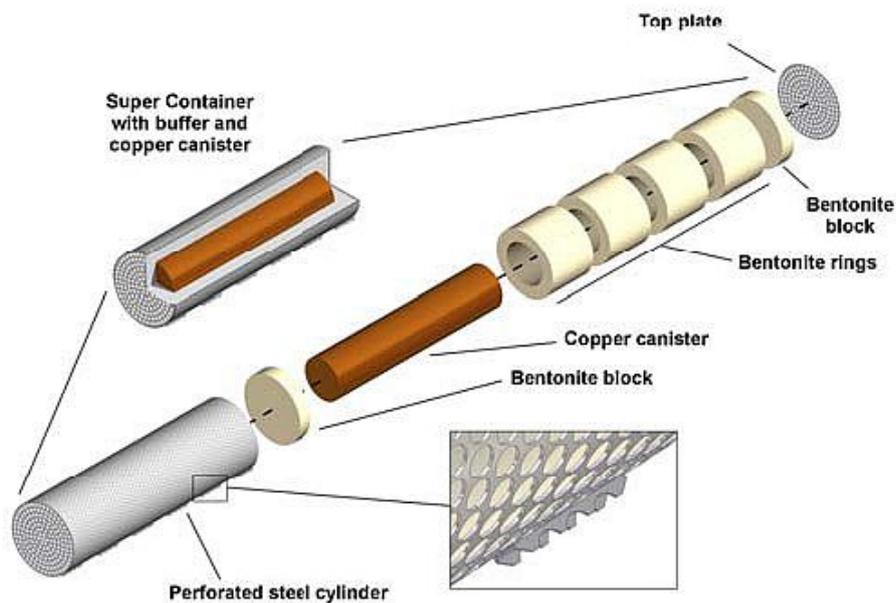


Abbildung 2-4: Supercontainer, schematische Darstellung, Schweden

e) Entwicklungsstand der Transport- und Einlagerungstechnologie

Die Technologie beginnend von der Behälterfertigung bis zur Einlagerungstechnik befindet sich in der Entwicklungs- und Erprobungsphase im Äspö Hard Rock Laboratory und im Canister Laboratory Oskarshamn.

Die Verpackung-/Verkapselungstechnologie für die BE in die Endlagerbehälter wird von SKB im Canister Laboratory Oskarshamn entwickelt und getestet. Der Bau einer Anlage zur Verkapselung ist beantragt worden /2-9/.

Für den Transport der Supercontainer in die Endlagertunnel (KBS-3H-Konzept) wurden Transportmittel auf Basis von Wasserkissentechnologie geplant und werden derzeit im Äspö-Untertagelabor getestet. Das Prinzip ist in Abbildung 2-5 dargestellt /2-10/.

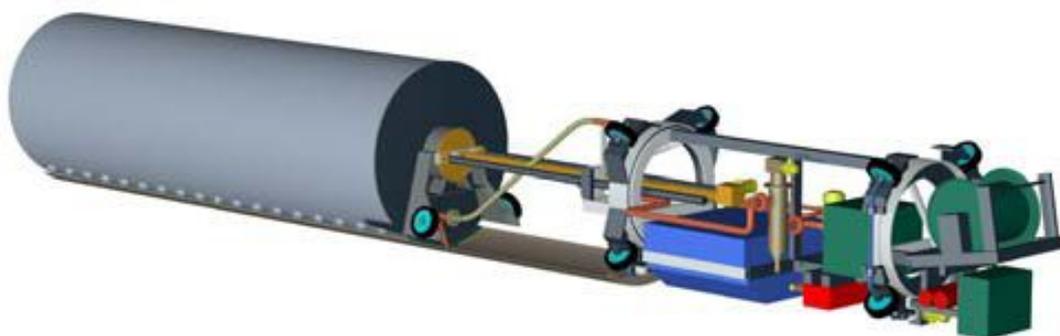


Abbildung 2-5: Prinzip der Einlagerungstechnik für das KBS-3H-Konzept, Schweden

f) *Sicherheitskonzept, Verfüll- und Verschlussmaßnahmen*

Die langfristig sichere Isolation der Abfälle von der Biosphäre soll durch ein Mehrbarrierensystem erreicht werden. Da das Wirtsgestein nur eine eingeschränkte Dichtfunktion aufweisen kann, liegt der Schwerpunkt des Sicherheitskonzeptes im Nachweis der langfristigen Integrität des Endlagerbehälters und der Dichtwirkung des Puffermaterials Bentonit.

Für die Endlagerbehälter ist Kupfer als korrosionsbeständiges Material ausgewählt worden. Als Puffer- bzw. Verfüllmaterial soll Bentonit verwendet werden, der ringförmig die Behälter ummanteln soll. Die beiden Varianten KBS-3H und KBS-3V differieren hinsichtlich der technischen Ausführung der Bentonitummantelung. Als Verfüllmaterial für verbleibende Hohlräume in den Einlagerungsbereichen ist ein Gemisch aus Bentonit mit gemahlenem Wirtsgestein vorgesehen /2-11/.

2.2.3 Finnland

a) *Endzulagernde Abfälle (Art und Menge)*

Die ausgedienten BE der finnischen KKW werden nicht wiederaufgearbeitet, sondern sind für die direkte Endlagerung ab dem Jahr 2020 vorgesehen. Die Abschätzungen zu den endzulagernden Mengen an ausgedienten BE enthält die Tabelle 2-3. Das Aufkommen bezieht sich auf die Betriebszeit der KKW bis 2070. Die Behälteranzahl entspricht der Anzahl erforderlicher Bohrlöcher /2-12/.

Tabelle 2-3: Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden BE, Finnland

Abfall	Aufkommen, tSM	Anzahl BE	Anzahl Behälter	Endlager- volumen ¹⁾ , m ³
<i>Bezugszeitraum: bis zum Jahr 2070</i>				
BE aus WWER, SWR, EPR	5.530	26.600	2.840	ca. 11.000

¹⁾ Kupferbehälter

b) *Wirtsgestein und Teufenlage*

Das Endlager soll im Kristallingestein (Standort Olkiluoto/Eurajoki) in einer Teufe von 400 m bis 500 m errichtet werden. Die Hauptgesteinsarten sind metamorphe Gesteine (Gneise) und Magmatite (Granite), die von Diabas durchschlagen werden (Diabas-Anteil 5%), siehe auch Abbildung 2-6 /2-12/.

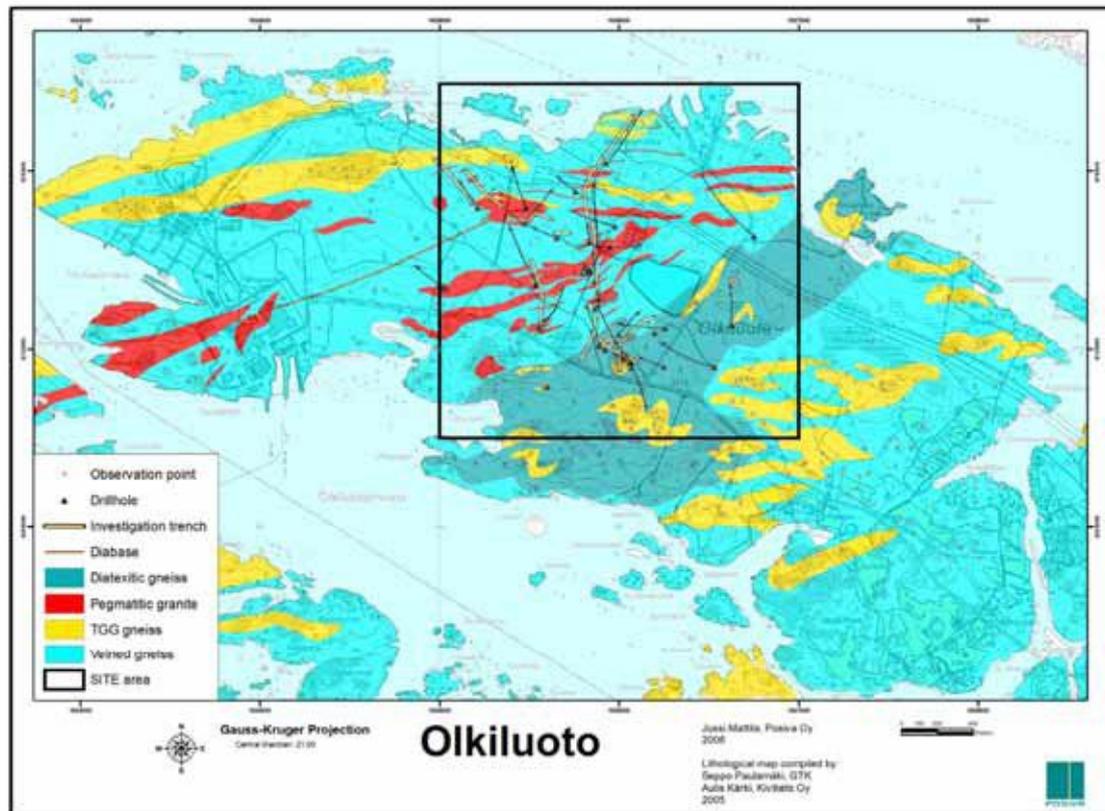


Abbildung 2-6: Schematische Geologische Übersichtskarte von Olkiluoto, Finland

c) *Endlagerkonzept (Endlagerdesign, Rückholbarkeit)*

Für die ausgedienten BE ist in Finnland die direkte Endlagerung geplant. Die Abbildung 2-7 /2-12/ enthält die schematische Darstellung des Endlagers. Das z. Z. favorisierte Endlagerkonzept ist das schwedische KBS-3V-Konzept, das die Einlagerung der Endlagerbehälter in Vertikalbohrungen, ausgehend von der Sohle der Endlagerstrecken vorsieht /2-13/.

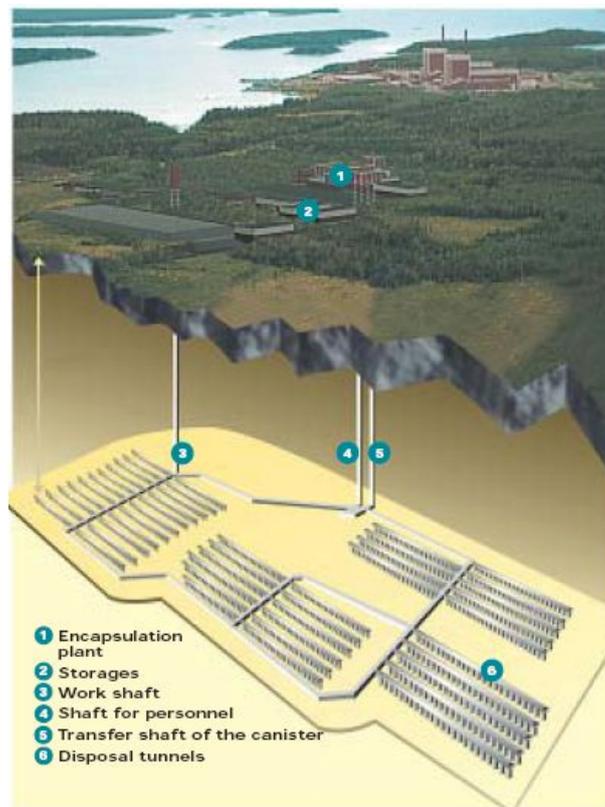


Abbildung 2-7: Schematische Darstellung des Endlagers am Standort Olkiluoto, Finnland

Es ist geplant, das Endlager in mehreren Stufen zu bauen, d. h. die Auffahrung neuer Tunnel wird parallel zum Einlagerungsbetrieb erfolgen, was über jeweils zwei parallele Haupttunnel gewährleistet werden soll /2-14/.

Derzeit findet in Zusammenarbeit mit SKB auch eine Bewertung und Machbarkeitsstudie zum KBS-3H-Konzept (Endlagerung der Behälter in horizontalen Tunneln) statt. Ein Vergleich mit dem KBS-3V-Konzept ist bis Ende 2007 vorgesehen /2-14/.

Die Rückholbarkeit endgelagerter BE wird vorgesehen. Dazu soll das Endlager so ausgelegt werden, dass eine Rückholung der Abfallgebinde, falls erforderlich, mit der zur Zeit der Endlagerung verfügbaren Technologie und vernünftigem Aufwand möglich ist /2-6/.

d) *Endlagerbehälter*

Als Endlagerbehälter sind Kupferbehälter konzipiert, in die jeweils 12 WWER- oder SWR-BE gepackt werden (siehe Abbildung 2-8 /2-15/). Die Behälter für die BE des im Bau befindlichen EPR-Reaktors sind für jeweils 4 BE vorgesehen. Der Aufbau der Behälter und die erforderliche Zwischenlagerzeit auf Grund von Temperaturbegrenzungen entsprechen den Werten für die schwedischen Kupferbehälter (siehe Kapitel 2.2.2). Die Tabelle 2-4 enthält Angaben zu den Behälterbeladungen und -abmessungen sowie zur Behälterstandzeit, -zwischenlagerzeit und -wärmeleistung /2-7/, /2-8/, /2-12/.

Tabelle 2-4: Angaben zu Endlagerbehältern für ausgediente BE, Finnland

Abfallart	Beladung	Behälterabmessungen		Standzeit	Zwischenlagerzeit	Wärmeleistung
Brennelemente	12 WWER-BE	Außendurchmesser: Länge: Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	1.050 mm 3.600 mm keine Angabe 18,6 Mg 3,0 m ³	100.000 a	30 a bis 50 a	1,2 kW bis 1,8 kW
Brennelemente	12 SWR-BE	Außendurchmesser: Länge: Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	1.050 mm 4.800 mm keine Angabe 24,3 Mg 4,1 m ³			
Brennelemente	4 EPR-BE	Außendurchmesser: Länge: Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	1.050 mm 5.250 mm keine Angabe 29,1 Mg 4,5 m ³			



Abbildung 2-8: Endlagerbehälter für ausgediente BE (links: äußerer Kupferbehälter, rechts: innerer Stahlbehälter), Finnland

e) *Entwicklungsstand der Transport- und Einlagerungstechnologie*

Eine Konzeption für die Anlage zur Verpackung der BE in die Endlagerbehälter ist fertig gestellt /2-13/.

Die technologische Entwicklung von der Behälterfertigung bis zur Einlagerungstechnik ist noch nicht abgeschlossen und läuft in Zusammenarbeit mit der SKB (siehe Kapitel 2.2.2). Der Test der technischen Ausrüstungen ist im Untertagelabor ONKALO vorgesehen. Die Entscheidung, ob das KBS-3V-Konzept weiter verfolgt wird, oder ob das KBS-3H-Konzept als das evtl. vorteilhaftere ausgewählt wird, steht derzeit noch aus /2-14/.

f) *Sicherheitskonzept, Verfüll- und Verschlussmaßnahmen*

Die langfristig sichere Isolation der Abfälle von der Biosphäre ist in gleicher Weise wie für das schwedische Endlager zu gewährleisten, da hinsichtlich des Wirtsgesteins und des Endlagerkonzepts nahezu identische Bedingungen bestehen. Die Erläuterungen im Kapitel 2.2.2, Abschnitt f) gelten daher auch für das Sicherheitskonzept des Endlagers in Finnland.

2.2.4 Belgien

a) *Endzulagernde Abfälle (Art und Menge)*

Für ausgediente BE bestehen derzeit noch Verträge zur Wiederaufarbeitung in Frankreich/Großbritannien. Für die Abschätzung der zur Endlagerung (frühestens ab dem Jahr 2025) anstehenden Mengen an HAW (verglaste WA-Abfälle) und ausgedienten BE wird von 2 Szenarien ausgegangen, je nachdem, ob die gesamten ausgedienten BE wiederaufgearbeitet werden sollen oder nicht. Die für eine Endlagerung in Frage kommenden Mengen, die über einen Zeitraum von 40 KKW-Betriebsjahren anfallen, werden innerhalb der folgenden beiden Optionen liegen (siehe auch Tabelle 2-5) /2-16/, /2-17/:

- vollständige Wiederaufarbeitung (Aufkommen von 4.860 tSM),
- direkte Endlagerung von BE und Endlagerung von WA-Abfällen.

Tabelle 2-5: Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden HAW und BE, Belgien

Abfälle	Aufkommen, tSM	Anzahl Kokillen bzw. BE	Anzahl Endlagerbehälter	Behältervolumen ¹⁾ , m ³	Endlagervolumen ²⁾ , m ³
<i>Bezugszeitraum: 40 Jahre KKW-Betrieb; bis ca. 2025</i>					
HAW	4.860	3.920 Kokillen	1.960	700	23.500
<i>oder</i>					
HAW	670	420 Kokillen	210	75	2.500
SWR-BE	4.190	10.000 BE	2.500		53.750

¹⁾ Volumen HAW-Kokillen; ²⁾ Abschätzung für Supercontainer

b) *Geologie (Wirtsgestein und Teufenlage)*

Als Wirtsgestein für ein Endlager für hochradioaktive verglaste Wiederaufarbeitungsabfälle, ausgediente Brennelemente sowie für langlebige mittelradioaktive Abfälle wird in Belgien die Tonformation „Boom Clay“ (Mol-Dessel) untersucht. Diese (meist horizontal gelegene) Ton-schicht befindet sich in einer Teufenlage von 190 bis 290 m mit darüber und darunter liegenden wasserführenden Sandschichten (siehe Abbildung 2-9). Das Forschungslabor HADES ist in einer Teufe von 225 m angelegt worden /2-18/.



Abbildung 2-9: Übersichtdarstellung der hydrogeologischen Situation am Standort des in Belgien favorisierten Wirtsgesteins Boom clay

c) Endlagerkonzept (Endlagerdesign, Rückholbarkeit)

Das ursprüngliche Endlagerkonzept SAFIR 2 /2-18/ für die Einlagerung von Endlagerbehältern für HAW und BE in horizontalen Strecken ist insbesondere hinsichtlich der Endlagerbehälter weiterentwickelt worden. Derzeit wird das Supercontainer-Konzept favorisiert. Hierbei sollen Container mit HAW-Behältern und/oder mit BE-Behältern („C-Waste“) in horizontale Endlagerstrecken (Durchmesser 3 m) eingelagert werden (siehe Abbildung 2-10 und Abbildung 2-11) /2-16/. Das Endlager soll gleichzeitig Behälter mit LILW-LL-Abfällen („B-Waste“) aufnehmen, jedoch keine LILW-SL („A-Waste“) /2-19/.

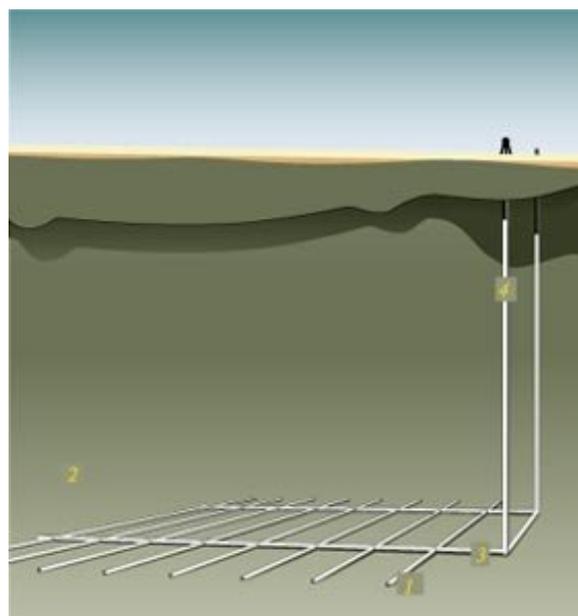


Abbildung 2-10: Schematische Darstellung des belgischen HAW-Endlagerbergwerkes

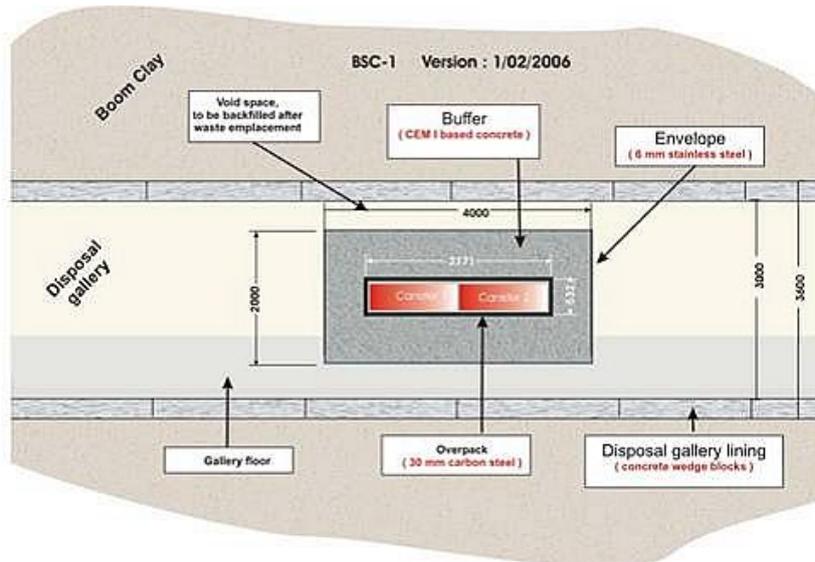


Abbildung 2-11: Belgisches Endlagerkonzept (Supercontainer)

Derzeit gibt es keine offiziellen gesetzlichen Vorgaben bzw. Genehmigungsanforderungen im Zusammenhang mit der Rückholbarkeit der endgelagerten radioaktiven Abfälle. Es wird jedoch erwartet, dass dies in Zukunft gefordert wird. Nach dem Konzept von ONDRAF/NIRAS soll ein Offenhalten der Strecken und Schächte während der Betriebszeit diese Option offen lassen /2-6/.

d) *Endlagerbehälter*

Im SAFIR 2-Konzept war von ONDRAF/NIRAS die Endlagerung von HAW-Kokillen bzw. von DWR-BE in dünnwandigen Overpacks aus Stahl vorgesehen worden /2-18/. Die inzwischen favorisierten Supercontainer (s. Abbildung 2-12, /2-16/) können im Gegensatz zu den dünnwandigen Endlagerbehältern nach ihrer Beladung ohne weitere Abschirmung gehandhabt werden /2-19/.

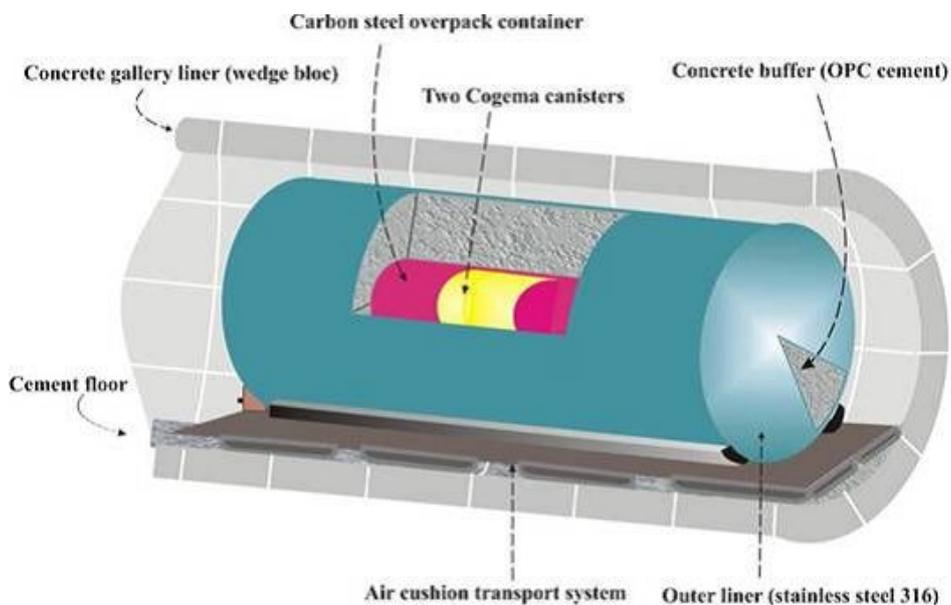


Abbildung 2-12: Endlagerbehälter für HAW-Kokillen (Supercontainer-Konzept), Belgien

Dieses Behälterkonzept sieht vor, die radioaktiven Abfälle in Overpacks aus unlegiertem Stahl zu verpacken und anschließend den Deckel zu verschweißen. In einen Overpack können entweder 2 HAW-Kokillen oder DWR-BE (4 Uran-BE oder 1 MOX-BE) verpackt werden. Jeweils ein solcher Overpack wird in einen Supercontainer verpackt. Bei den HAW-Kokillen handelt es sich um verglaste WA-Abfälle aus der inzwischen nicht mehr in Betrieb befindlichen BELGOPROCESS-Anlage PAMELA sowie um HAW-Kokillen (Volumen 180 l) aus der Wiederaufarbeitung in Frankreich (AREVA-NC, ehemals COGEMA). Weitere Daten zu den verschiedenen Varianten der Supercontainer enthält die Tabelle 2-6. Die Herstellungstechnik für den Supercontainer befindet sich noch in der Entwicklung /2-16/, /2-18/, /2-19/.

Tabelle 2-6: Angaben zu Endlagerbehältern für HAW-Kokillen und ausgediente Brennelemente, Belgien

Abfallart	Beladung	Behälterabmessungen		Standzeit	Zwischenlagerzeit	Wärmeleistung
WA-Abfälle	2 HAW-Kokillen	Außendurchmesser: Länge: Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	1.900 mm 4.200 mm 700 mm 30 Mg 12 m ³	500 a	60 a bis 70 a	keine Angabe
Brennelemente	4 DWR-BE (Uran)	Außendurchmesser: Länge (max.): Wandstärke: Gesamtmasse (max.): Gesamtvolumen:	2.100 mm 6.200 mm 600 mm 60 Mg 21,5 m ³	2000 a	60 a bis 70 a	keine Angabe
Brennelemente	1 DWR-BE (MOX)	Außendurchmesser: Länge: Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	1.600 mm 6.100 mm 600 mm 31 Mg 12,3 m ³			

Die Zwischenlagerzeit wird mit mindestens 50 Jahren (wahrscheinlich eher 60 bis 70 Jahre) abgeschätzt. Nach diesem Zeitraum soll die Temperatur zwischen Overpack und Betonabschirmung 100 °C unterschreiten /2-19/.

e) *Entwicklungsstand der Transport- und Einlagerungstechnologie*

Für die bisher betrachteten Endlagerkonzepte sind verschiedene Transportsysteme von BABCOCK NOELL und BELGATOM entwickelt worden. Zum aktuellen Supercontainer-Konzept sind in einer Machbarkeitsstudie drei verschiedene Transporttechniken betrachtet worden: Schiene, Rad, Luftkissen – für die Endlagerbereiche übertägig, Zugangs- und Endlagerstrecken. Als am geeignetsten wird die Luftkissenteknik bewertet. Hierzu ist von ONDRAF/NIRAS in Zusammenarbeit mit BABCOCK NOELL und BELGATOM eine Studie zur Basisauslegung für den Schacht- und Untergrundtransport des Supercontainers erarbeitet worden /2-19/.

f) *Sicherheitskonzept, Verfüll- und Verschlusskonzept*

Die Endlagersicherheit soll mittels eines Multibarrierensystems erreicht werden. Als technische Barrieren dienen die Endlagerbehältersysteme mit Puffermaterialien (Zement) und einer äußeren Umhüllung aus Stahl, geotechnische Barrieren sind Verfüllmaterial (Ton) und die Stollenauskleidung (Betonsegmente). Als geologische Barriere dient das Wirtsgestein Ton sowie die darüber liegenden Sedimentschichten. In der Abbildung 2-13 ist das Konzept beispielhaft für die Endlagerung von HAW schematisch dargestellt /2-16/.

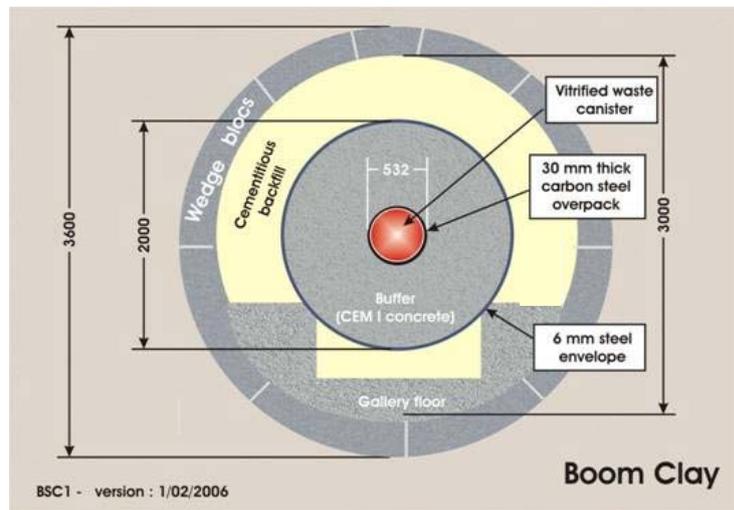


Abbildung 2-13: Endlagerkonzept (Supercontainer) für HAW, Belgien

Die Endlagerhöhlräume (Schächte und Strecken) sollen mit geeigneten Materialien verfüllt und vor dem endgültigen Verschluss mittels Stopfen versiegelt werden. Untersuchungen zur Eignung unterschiedlicher Materialien sind durchgeführt worden (RESEAL-Experiment, BACCHUS-Experiment). Gute Eigenschaften weisen demnach Materialien auf Basis von quellfähigen Tonen (Calciumbentonit, FoCa-Typ¹) unter Zusatz von Sand und Grafit in Form vorkompakterter Blöcke oder auch Pellets auf. Für den Verschluss der Schächte und Strecken sind Betonstopfen vorgesehen. Die Verfüllung der mit Abfallgebänden gefüllten Strecken soll parallel zum Einlagerungsbetrieb in den noch nicht gefüllten Endlagerstrecken erfolgen /2-18/, /2-19/.

2.2.5 Frankreich

a) *Endzulagernde Abfälle (Art und Menge)*

Die ausgedienten BE der französischen KKW werden wiederaufgearbeitet. In Abhängigkeit davon, wie sich das Szenarium des Betriebs von KKW und der Fortsetzung der Wiederaufarbeitung zukünftig entwickelt, hat die ANDRA Prognosen zum Aufkommen der für eine Endlagerung anfallenden verglasten WA-Abfällen und ausgedienten BE bis zum Jahr 2020

¹ FoCa-Ton ist ein toniges Gestein aus dem Pariser Becken und wird im Gebiet von Fourges-Cahaignes gewonnen.

gestellt. Ein Endlager soll 2025 betriebsbereit sein. Insgesamt wird mit einem Aufkommen von ca. 45.000 tSM über eine 40-jährige Betriebszeit der KKW gechnet /2-20/.

Bis zum Jahr 2020 werden endzulagernde Abfälle anfallen, deren Menge davon abhängt, ob die Wiederaufarbeitung in vollem Umfang fortgesetzt wird oder ob ausgediente BE auch direkt endgelagert werden. Die Abschätzungen auf Basis dieser beiden Optionen enthält die Tabelle 2-7 /2-21/, /2-22/.

Tabelle 2-7: Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden HAW und BE, Frankreich

Abfall	Aufkommen, tSM	Anzahl BE	Anzahl Behälter	Volumen Primärbehälter, m³	Endlager-volumen, m³
<i>Bezugszeitraum: 40-jährige Betriebszeit der KKW, bis ca. 2025</i>					
HAW	45.000		36.000	6.800	16.000
<i>oder</i>					
HAW	16.000		15.000		6.800
BE aus SWR, DWR	29.000	54.000 (Uran) + 4.000 (MOX)	17.500		134.200

b) Geologie (Wirtsgestein und Teufenlage)

Das Endlager soll am Standort des Untertage-Forschungslabors Bure, Meuse/Haute Marne im Ton errichtet werden. Die Callovo-Oxford-Tonschicht liegt in einer Teufe von 400 m bis 600 m zwischen Kalkstein-, Mergel- und Tonschichten /2-21/. In Abbildung 2-14 /2-23/ sind die Lage und der Aufbau der geologischen Formation schematisch dargestellt.

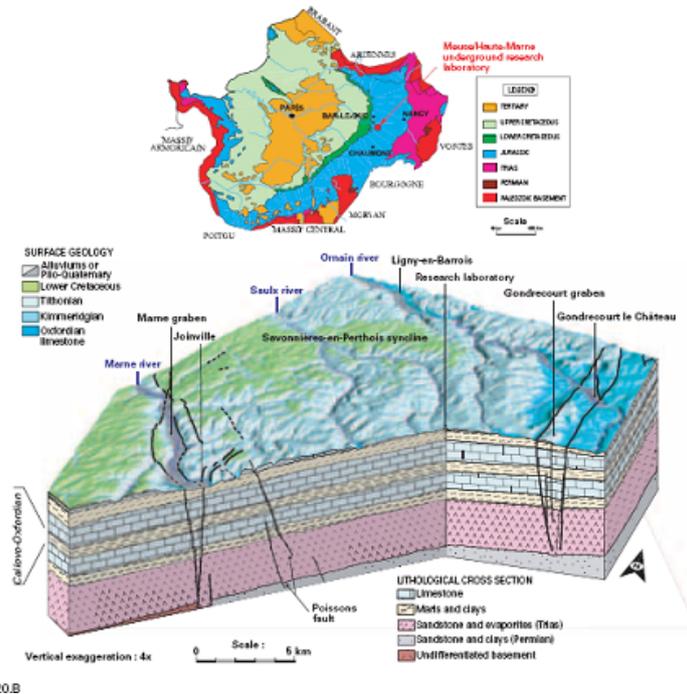


Abbildung 2-14: Geologisches Blockdiagramm, Gebiet Meuse/Haute Marne, Frankreich

c) Endlagerkonzept (Endlagerdesign, Rückholbarkeit)

Das im Juni 2006 verabschiedete neue Entsorgungsgesetz gibt vor, dass bis 2015 der Sicherheitsnachweis eines geologischen Endlagers für hochradioaktive Abfälle vorliegen und

2025 das Endlager in Betrieb gehen soll /2-24/. Das Endlager soll am Standort des Untertage-Forschungslabors Bure, Meuse/Haute Marne im Ton errichtet werden. Die Endlagerung der HAW („C-Waste“) und ggf. der ausgedienten BE ist mit LILW-LL („B-Waste“) in einem gemeinsamen Endlager in getrennten Einlagerungsbereichen vorgesehen /2-21/. Einen Gesamtüberblick über das geplante Endlager gibt die Abbildung 2-15 /2-25/.

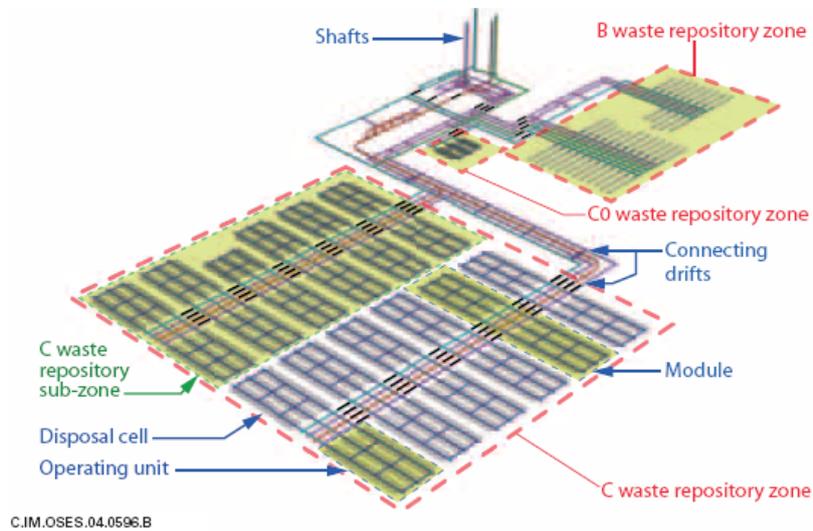


Abbildung 2-15: Allgemeiner Aufbau des geplanten Endlagers, Frankreich

Die Einlagerung der Abfallbehälter ist in horizontalen Bohrlöchern mit einem Durchmesser von 0,7 m und einer Länge von 40 m (für HAW-Behälter) und mit einem Durchmesser von 2,6 m bis 3,3 m und einer Länge von 43 m bis 45 m (für BE-Behälter) geplant. In den Abbildung 2-16 und Abbildung 2-17 ist das Konzept zur Einlagerung von Endlagerbehältern mit HAW-Kokillen und ausgedienten BE dargestellt /2-21/.

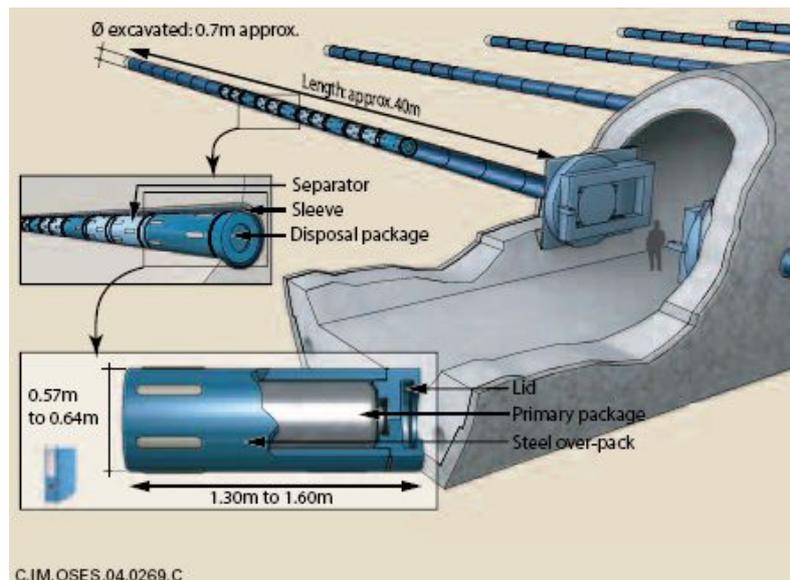


Abbildung 2-16: Endlagerbohrloch für Endlagerbehälter mit HAW-Kokillen, Frankreich

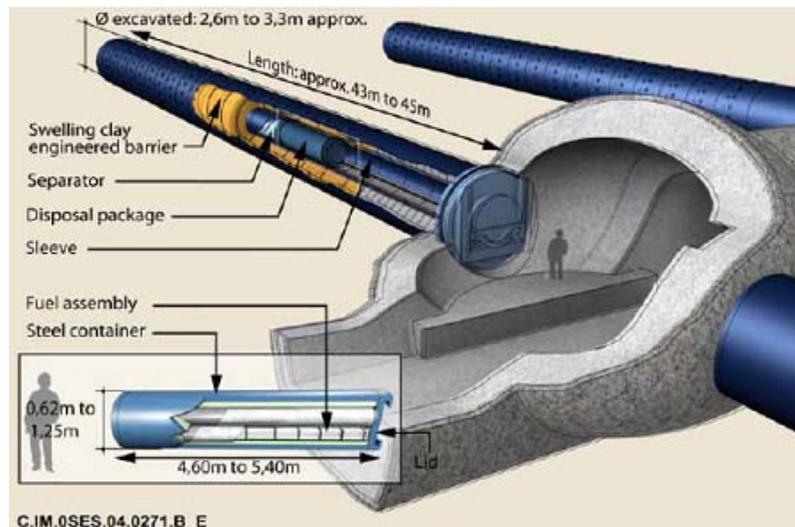


Abbildung 2-17: Endlagerbohrloch für Endlagerbehälter mit ausgedienten BE, Frankreich

Im Endlagerkonzept wird die Option der Rückholbarkeit berücksichtigt. Eine Rückholbarkeit der radioaktiven Abfälle soll mindestens für 100 Jahre gewährleistet sein /2-21/.

d) *Endlagerbehälter*

Endlagerbehälter für HAW-Kokillen:

Die Endlagerbehälter bestehen aus einer Kokille mit verglastem hochradioaktivem Abfall aus der Wiederaufarbeitung und einem Overpack aus unlegiertem Stahl. Endlagerbehälter und Behälterdeckel werden verschweißt. Bei den HAW-Kokillen handelt es sich um verglaste WA-Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in Frankreich (AREVA-NC) mit einem Volumen von ca. 180 l. Außerdem gibt es bis 1981 hergestellte kleinere Kokillen sowie sog. AMV-Container mit einem Volumen von 200 l. Nach einer Zwischenlagerzeit von 60 Jahren wird für die HAW-Kokillen eine Wärmeleistung von 470 bis 590 W angegeben. Daher wird die Mindestzwischenlagerzeit auf 60 bis 70 Jahre festgelegt /2-21/, /2-25/, /2-26/.

Endlagerbehälter für DWR-BE:

In die Endlagerbehälter aus unlegiertem Stahl werden 4 Uran-BE verpackt. Behälterkörper und -deckel werden verschweißt. Weiterhin ist vorgesehen, MOX-BE einzeln in modifizierte BE-Endlagerbehälter zu verpacken /2-25/.

In der Abbildung 2-18 /2-21/ sind die Endlagerbehälter für HAW-Kokillen und für ausgediente Brennelemente dargestellt. Die Tabelle 2-8 enthält Angaben zu Behälterbeladungen, -abmessungen und -standzeiten sowie zur Zwischenlagerzeit und Wärmeleistung /2-26/.

Tabelle 2-8: Angaben zu Endlagerbehältern für HAW-Kokillen und ausgediente BE, Frankreich

Abfallart	Beladung	Behälterabmessungen		Standzeit	Zwischenlagerzeit	Wärmeleistung
WA-Abfälle	1 HAW-Kokille	Außendurchmesser: Länge (max.): Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	600 mm 1.600 mm 55 mm 2 Mg 0,45 m ³	4.000 a	60 a bis 70 a	0,47 kW bis 0,59 kW
Brennelemente	4 DWR-BE (Uran)	Außendurchmesser: Länge (max.): Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	1.300 mm 5.400 mm 110 mm 43 Mg 9,5 m ³	10.000 a	60 a bis 90 a	1,0 kW bis 1,5 kW
Brennelemente	1 DWR-BE (MOX)	Außendurchmesser: Länge (max.): Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	620 mm 5.400 mm 120 mm 10 Mg 1,5 m ³			

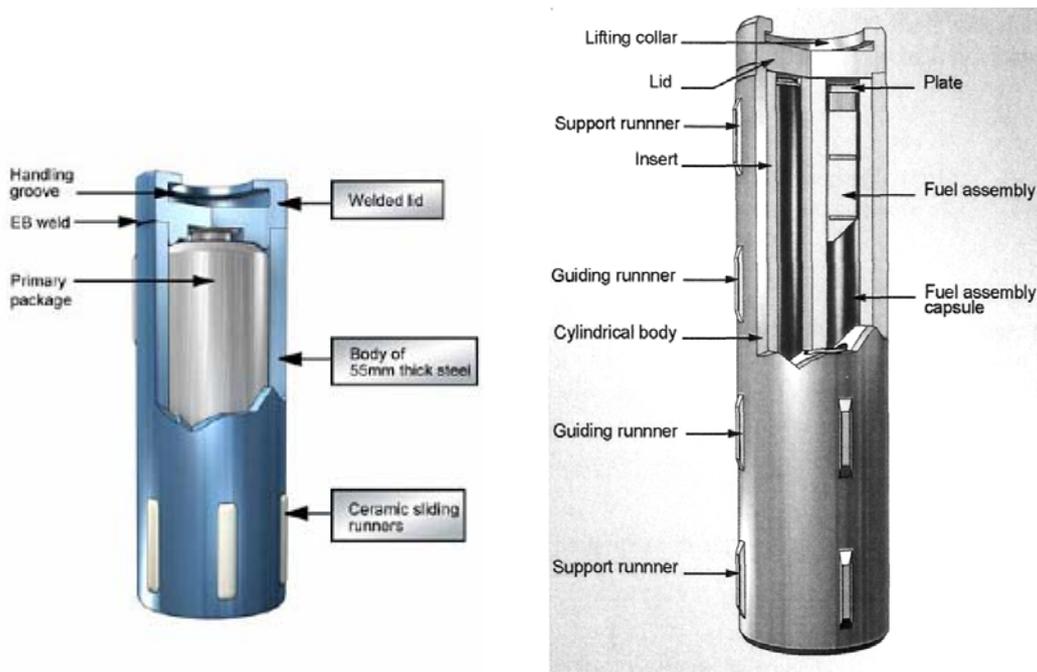


Abbildung 2-18: Endlagerbehälter (links: für HAW-Kokillen, rechts: für ausgediente BE), Frankreich

e) *Entwicklungsstand der Transport- und Einlagerungstechnik*

Die Entwicklung der Endlagertechnik ist noch nicht abgeschlossen. Diverse technologische Komponenten werden in einem Prototyp-Testprogramm geprüft. Für die Einlagerung der Behälter in den Endlagerhohlraum sind z. B. Transportmittel auf Luftkissenbasis vorgesehen /2-21/. Für den Transport werden die Endlagerbehälter in Abschirmbehälter verpackt (siehe Abbildung 2-19 /2-10/).

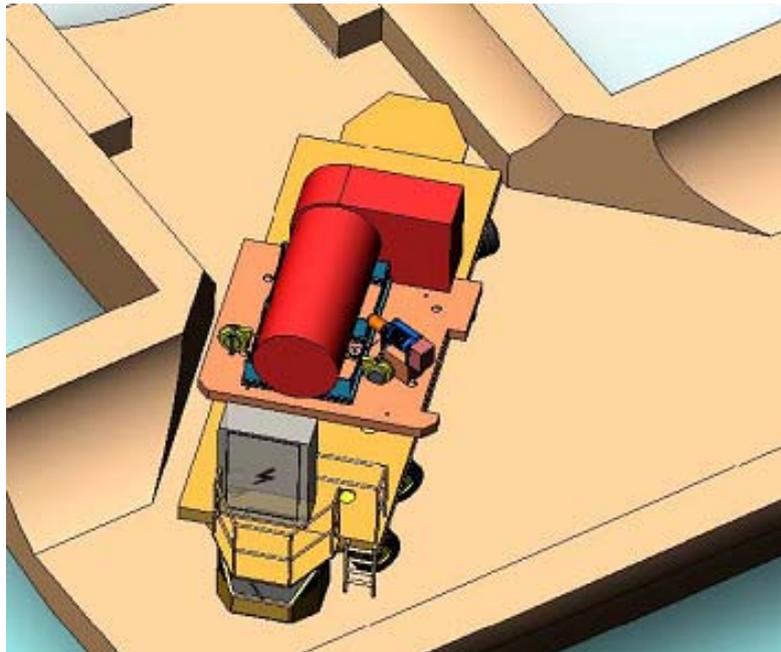


Abbildung 2-19: Transportfahrzeug für Abschirmbehälter, Frankreich

f) *Sicherheitskonzept, Verfüll- und Verschlusskonzept*

Das Sicherheitskonzept entspricht einem Multibarriersystem, bestehend aus den Barrieren Abfallbehälter, Puffermaterial und umgebendes Wirtsgestein. Als Puffermaterial zwischen Behälter und umgebendem Gestein soll quellfähiger Ton verwendet werden. Das technische Barrierensystem ist in der Abbildung 2-20 /2-10/ dargestellt.

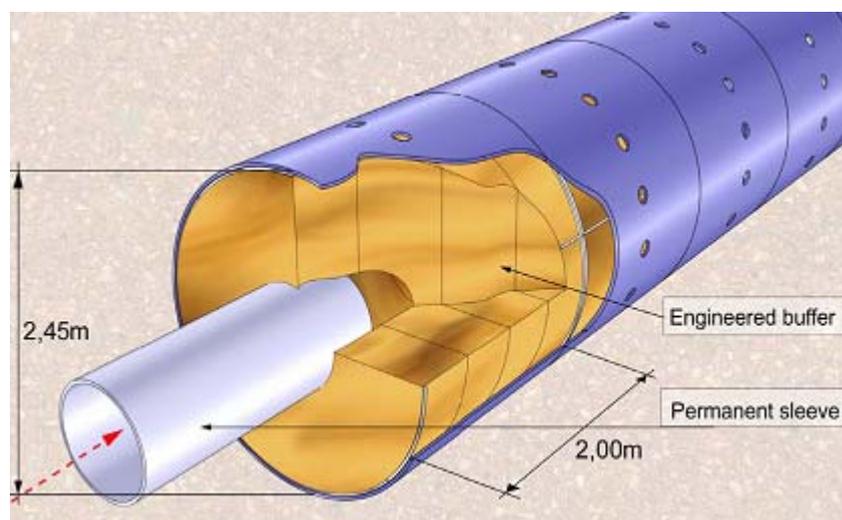


Abbildung 2-20: Technisches Barrierensystem, Frankreich

Die Verfüllung und der Verschluss der Hohlräume sollen stufenweise vorgenommen werden /2-27/. Die mit den Endlagerbehältern befüllten Bohrlöcher werden verfüllt und versiegelt, anschließend werden die Zufahrtstrecken verfüllt. Danach werden die gesamte Endlagereinheit (bezüglich einer spezifischen Abfallkategorie) und alle Arbeitsbereiche und zuletzt die Hauptstrecke und die Hauptschächte verschlossen.

Die Hohlräume der Endlagerbohrlöcher werden nach Beladung mit den Behältern mit einem Metallstopfen versehen und danach verfüllt und versiegelt. Als Verfüllmaterial für die Endlagerstrecken ist kompaktierter standorteigener Ton vorgesehen, als Versiegelungsmaterial quellfähiger Ton, auch in Form von Bentonitblöcken, oder Beton /2-21/.

2.2.6 Schweiz

a) Endzulagernde Abfälle (Art und Menge)

Für die ausgedienten BE der KKW in der Schweiz haben bisher Verträge zur Wiederaufarbeitung bestanden. Per Gesetz wurde festgelegt, dass zukünftig keine weitere Wiederaufarbeitung stattfindet. Die Inbetriebnahme eines Endlagers ist ab dem Jahr 2040 geplant.

Unter der Annahme einer 50-jährigen Betriebszeit der schweizerischen KKW fallen die in der Tabelle 2-9 angegebenen Mengen an endzulagernden hochradioaktiven Abfällen an /2-28/.

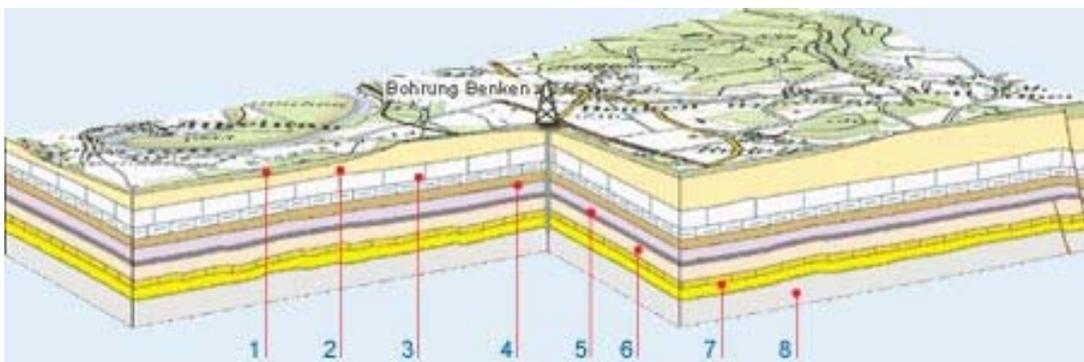
Tabelle 2-9: Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden HAW und BE, Schweiz

Abfall	Aufkommen, tSM	Anzahl BE	Anzahl Behälter	Volumen Primärbehälter, m ³	Endlager-volumen, m ³
<i>Bezugszeitraum: 50-jährige KKW-Betriebszeit, bis ca. 2040</i>					
HAW	1.140		634	120	900
BE aus DWR, SWR	2.460	10.500	1.630		6.600

b) Geologie (Wirtsgestein und Teufenlage)

Die NAGRA hat im Jahr 2002 die Resultate zum Projekt Opalinuston vorgelegt. Der Bundesrat kam Ende Juni 2006 zum Gesamturteil, dass der gesetzlich geforderte Entsorgungsnachweis für diese Abfälle erbracht ist. Ein konkreter Standort für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle ist damit jedoch noch nicht festgelegt.

Die geologische Schichtfolge im Gebiet des Zürcher Weinlandes zeigt die Abbildung 2-21 /2-29/.



1 – Quartär, 2 – Tertiär, 3 – Malm, 4 - Dogger (mit Opalinuston violett), 5 – Lias, 6 - Keuper
7 - Muschelkalk und Buntsandstein, 8 - Grundgebirge

Abbildung 2-21: Geologische Schichtfolge im Zürcher Weinland, Schweiz

c) *Endlagerkonzept (Endlagerdesign, Rückholbarkeit)*

Ein Endlagerkonzept ist für ein Tiefenlager im Opalinuston erarbeitet worden. Es berücksichtigt die Endlagerung von HAW-Kokillen aus der Wiederaufarbeitung sowie von ausgedienten BE, da die Wiederaufarbeitung gestoppt wurde.

Außerdem sollen in einem getrennten Bereich des gleichen Endlagers ILW-LL-Abfälle endgelagert werden. Abbildung 2-22 /2-30/ zeigt die schematische Darstellung eines solchen Endlagers.

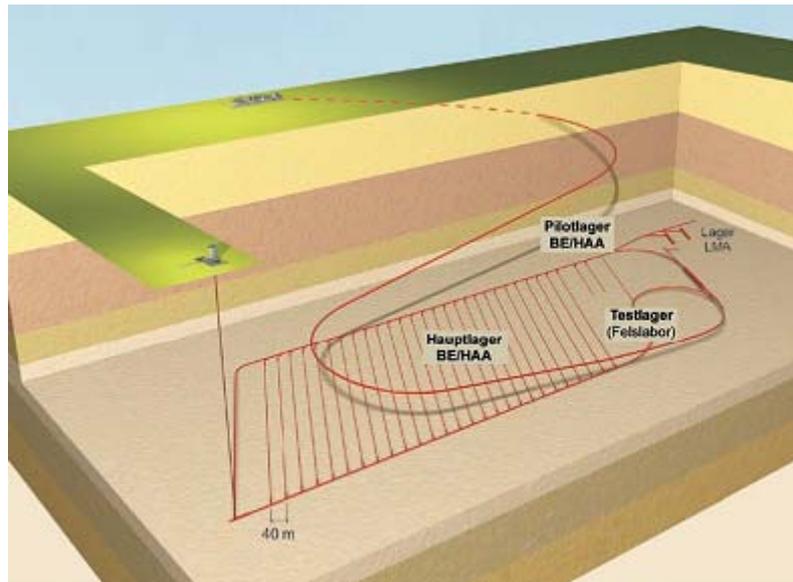


Abbildung 2-22: Schematische Gesamtdarstellung des Tiefenlagers im Opalinuston des Zürcher Weinlandes; Schweiz

Zur Rückholbarkeit legt das Kernenergiegesetz von 2003 fest, dass die Rückholung der Abfälle bis zu einem Verschluss des Endlagers ohne großen Aufwand möglich sein muss. Das von der Expertengruppe „Entsorgungskonzepte für radioaktive Abfälle“ (EKRA) entwickelte „Konzept der kontrollierten geologischen Langzeitlagerung“ berücksichtigt sowohl die Ansprüche auf Langzeitsicherheit und auf Reversibilität durch eine stufenweise Umwandlung von einer überwachten Anlage zu einem verschlossenen Endlager /2-6/.

d) *Endlagerbehälter*

Für die Endlagerung der hochradioaktiven Abfälle sind bisher 3 verschiedene Endlagerbehälter vorgesehen: Behälter für HAW-Kokillen mit verglasten WA-Abfällen aus der Wiederaufarbeitung in Frankreich (AREVA-NC, ehemals COGEMA) und Großbritannien (BN-GS, ehemals BNFL), Volumen 180 l; Behälter für SWR-BE und Behälter für DWR-BE (siehe Abbildung 2-23 /2-28/). Es ist vorgesehen, Behälterkörper, -boden und -deckel separat zu fertigen und zu verschweißen. Daten zu den Behältern enthält die Tabelle 2-10 /2-28/, /2-30/. Als Endlagerbehälter für Kokillen mit verglasten HAW sind auch Behälter für 2 Kokillen vorgesehen /2-28/, nähere Angaben zu diesen Behältern sind nicht verfügbar.

Tabelle 2-10: Angaben zu Endlagerbehältern für HAW-Kokillen und ausgediente BE, Schweiz

Behältertyp	Beladung	Behälterabmessungen		Standzeit	Zwischenlagerzeit	Wärmeleistung
WA-Abfälle	1 HAW-Kokille	Außendurchmesser: Länge: Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	940 mm 2.000 mm 250 mm 8,4 Mg 1,39 m ³	1.000 a bis 10.000 a	30 a bis 40 a	keine Angabe
Brennelemente	9 SWR-BE	Außendurchmesser: Länge: Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	1.050 mm 4.931 mm 150 mm 29 Mg 4,3 m ³		40 a bis 55 a	1,5 kW
Brennelemente	4 DWR-BE	Außendurchmesser: Länge: Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	1.050 mm 4.400 mm keine Angabe 24 Mg 3,81 m ³			



Abbildung 2-23: Endlagerbehälter für HAW (links), BE 2/3 für DWR-BE (Mitte), BE 1 für SWR-BE (rechts), Schweiz

Bei der Endlagerung der radioaktiven Abfälle ist der Wärmeeintrag in das umgebende Gestein durch Temperaturbegrenzungen für das Verfüllmaterial Bentonit, der die Endlagerbehälter umgibt, beschränkt. Im äußeren Bereich des Bentonits muss die Temperatur 125 °C unterschreiten. Aus diesem Grund sind die HAW-Kokillen 30 bis 40 Jahre vor ihrer Endlagerung zwischenzulagern. Im Falle der Beladung mit Uran-BE wird die Zwischenlagerzeit mit 40 Jahren abgeschätzt; bei einer gemischten Beladung mit Uran- und MOX-BE wird vorgeschlagen, drei Uran-BE und ein MOX-BE in einen Endlagerbehälter zu verpacken. Die Zwischenlagerzeit beträgt dann ca. 55 Jahre /2-31/.

e) *Entwicklungsstand der Transport- und Einlagerungstechnologie*

Die technische Konzeption sieht vor, die Endlagerbehälter in eine Transportabschirmung bzw. einen Transportcontainer zu verladen und per Schienentransport bis zu einer Umladestation zu bringen. Nach Entladung aus der Transportabschirmung sollen die Behälter auf Bentonitauflagern mittels Luftkissenteknik in die Einlagerungsstrecken gelangen. Der Resthohlraum der Einlagerungsstrecken wird mit Bentonitgranulat verfüllt. In der Abbildung 2-24 ist die Einlagerung der BE- und HAW-Endlagerbehälter dargestellt /2-32/.

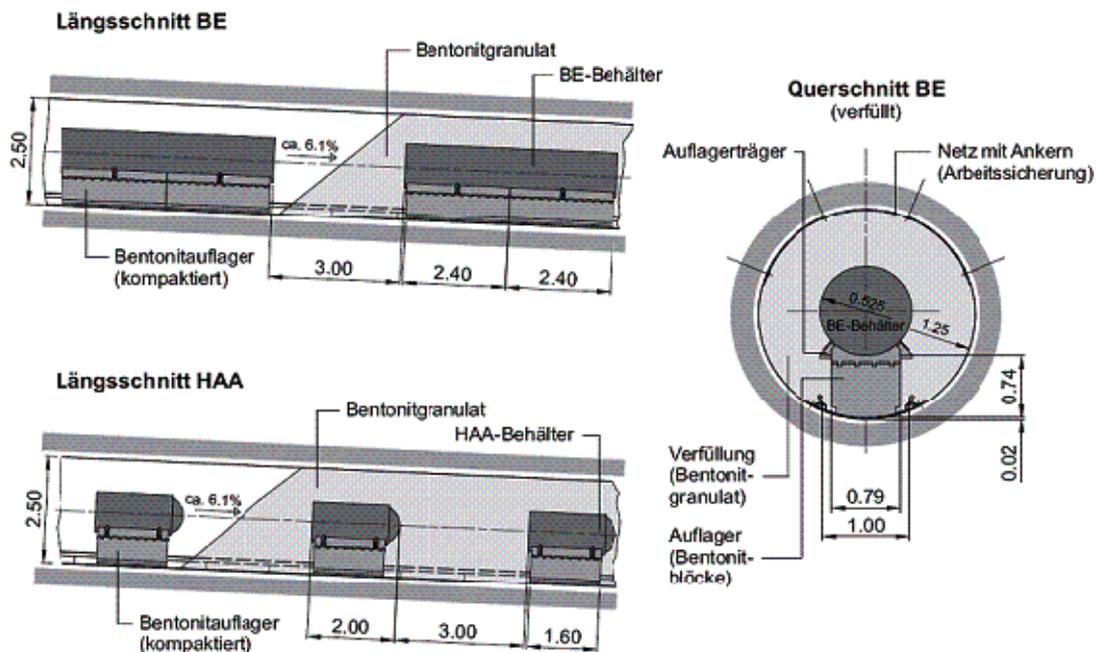


Abbildung 2-24: Einlagerung von BE- und HAW-Endlagerbehältern, Abmessungen in m, Schweiz

f) *Sicherheitskonzept, Verfüll- und Verschlusskonzept*

Die Langzeitsicherheit des geologischen Tiefenlagers im Opalinuston beruht auf dem System mehrfacher Sicherheitsbarrieren – den technischen Barrieren (Behälter, Konditionierungsmaterialien), den geotechnischen Barrieren (Verfüll-, Verschluss-, Versiegelungsmaterialien) und den geologischen Barrieren, d. h. Geosphäre (Wirtsgestein Opalinuston und umgebendes Gestein) /2-30/.

Für die Verfüllung verbleibender Hohlräume in den Endlagerbereichen ist Bentonit vorgesehen. Der Verschluss des geologischen Tiefenlagers besteht aus einem System gestaffelter, passiver Sicherheitsbarrieren aus Streckenverfüllungen, Betonpfropfen und Versiegelungen /2-30/.

2.2.7 USA

Das im weiteren betrachtete Endlager WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) ist ausschließlich für die Endlagerung von Transuran-Abfällen (TRU-Abfälle) bestimmt, die aus dem Verteidigungsprogramm der USA stammen. Das geologische Endlager in einer Salzformation wurde

1999 in Betrieb genommen. Bis November 2007 wurden hier insgesamt 51.870 m³ radioaktive Abfälle endgelagert.

a) Endzulagernde Abfälle (Art und Menge)

TRU-Abfälle sind vom U.S. Department of Energy (DOE) definiert als Abfälle, die mit Alphastrahlern der Ordnungszahl >92 und Halbwertszeiten über 20 Jahre in Konzentrationen über 100 nCi/g ($\approx 3,7 \cdot 10^3$ Bq/g) kontaminiert sind.

Die einzulagernden Endlagerbehälter werden nach der Oberflächen-Dosisleistung in zwei Kategorien eingeteilt:

- Konventionell handhabbare Endlagerbehälter (CH-TRU-Abfälle) - Oberflächendosisleistung < 2 mSv/h) und
- Fernbedient handhabbare Endlagerbehälter (RH-TRU-Abfälle) (Oberflächendosisleistung ≥ 2 mSv/h, maximal 10 Sv)

Mit dem WIPP Land Withdrawal Act (LWA) von 1992 wurde das Gesamtvolumen der für die Endlagerung im WIPP zugelassenen TRU-Abfälle auf insgesamt 175.564 m³, davon zwischen 12 und 17 Tonnen langlebiges Plutonium, festgelegt. Die Wärmeentwicklung der Abfälle ist vernachlässigbar.

Nach neueren Bewertungen der DOE werden ca. 190.000 m³ CH-TRU und 3.800 m³ RH-TRU-Abfällen an 27 DOE-Standorten anfallen [2-33]. Die Gesamtaktivität der eingelagerten Abfälle nach Abschluss der Einlagerung wird mit 6,4 mCi ($\approx 2,4 \cdot 10^8$ Bq) bewertet.

b) Wirtsgestein und Teufenlage

Das im US-Staat Neu-Mexiko befindliche Endlager liegt in 657 m Tiefe in einer ungestörten, geschichteten, insgesamt 600 m mächtigen Steinsalzformation des Perms (Abbildung 2-25). Die Abbildung 2-26 zeigt die Stratigraphie des WIPP-Standortes.



Abbildung 2-25: WIPP-Standort

SYSTEM	SERIES	FORMATION	GRAPHIC LOG	APPROX. DEPTH TO CONTACT AT SITE (Meters)	PRINCIPAL LITHOLOGY	APPROX. THICKNESS (METERS)	
RECENT		Surficial sand		3.0	BLANKET SAND AND DUNE SAND, SOME ALLUVIUM INCLUDED	0-30.5	
QUATERNARY	PLEISTOCENE (KANSAN ?)	Mescalero caliche and Gatuna Fm.		12.2	PALE REDDISH-BROWN, FINE-GRAINED FRIABLE SANDSTONE; CAPPED BY 1.5- 3.0M HARD, WHITE CRYSTALLINE CALICHE (LIMESTONE) CRUST	0-10.7	
TRIASSIC	UPP. TRIASSIC	Santa Rosa Sandstone		15.2	PALE RED TO GRAY, CROSS-BEDDED, NON-MARINE, MEDIUM TO COARSE-GRAINED FRIABLE SANDSTONE; PINCHES OUT ACCROSS SITE	0-76.2	
PERMIAN	OCHOKAN	Dewey Lake Redbeds		165.0	UNIFORM DARK RED-BROWN MARINE MUDSTONE AND SILTSTONE WITH INTERBEDDED VERY FINE-GRAINED SANDSTONE; THINS WESTWARD	30.5-76.2	
		Rustler		259.1	ANHYDRITE WITH SILTSTONE INTERBEDS CONTAIN TWO DOLOMITE MARKERBEDS, MAGENTA (M) AND CULEBRA (C), THICKENS EASTWARD DUE TO INCREASING CONTENT OF UNDISSOLVED ROCK SALT	83.8-129.5	
		Salado	Upper Member		← WIPP REPOSITORY	MAINLY ROCK SALT (85-90%) WITH MINOR INTERBEDDED ANHYDRITE (43 MARKERBEDS), POLYHALITE AND CLAYEY TO SILTY CLASTICS. TRACE OF POTASH MINERALS IN McNUTT ZONE	533.4-609.6
			McNutt Member				
			Lower Member				
		Castile	Anh. II		861.1	VARVED ANHYDRITE-CALCITE UNITS ALTERNATING WITH THICK HALITE (ROCK SALT)	381.0
Hal. II							
Hal. I							
		Anh. I					
GUADALUPIAN	DWG	Bell Canyon (Delaware sand)		1242.1	MOSTLY FINE-GRAINED SANDSTONE WITH SHALY AND LIMY INTERVALS. TOP UNIT IS LAMAR LIMESTONE MEMBER, A VERY SHALY LIMESTONE	304.8	

Abbildung 2-26: Stratigraphie des WIPP-Standortes /2-34/

c) *Endlagerkonzept (Endlagerdesign, Rückholbarkeit)*

Das WIPP ist für einen Einlagerungsbetrieb bis ca. 2034 ausgelegt. Abbildung 2-27 zeigt das Layout des Endlagers. Die acht vorgesehenen Einlagerungsfelder werden je nach Bedarf aufgefahren. Jedes Feld besteht aus 7 Einlagerungsstrecken mit einer Länge von 91 m, einer Breite von 10 m und einer Höhe von 4 m.

Die CH-TRU-Endlagerbehälter werden in die Einlagerungsstrecken eingebracht und in bestimmter Anordnung gestapelt. Abbildung 2-28 zeigt eine Einlagerungsstrecke mit CH-TRU-Gebinden.

RH-TRU-Endlagerbehälter werden in horizontalen Bohrlöchern der entsprechenden Einlagerungsstrecken eingelagert. Abbildung 2-29 zeigt die Einlagerung von RH-TRU-Gebinden.

Die Menge an Abfall in den Einlagerungsstrecken ist aus thermischen, strukturellen und physikalischen Überlegungen begrenzt. So soll ein Wert von $2,5 \text{ W/m}^2$ nicht überschritten werden.

Als Versatzmaterial ist Magnesiumoxid (MgO) vorgesehen welches dazu dienen soll, die Löslichkeit der Radionuklide zu kontrollieren/begrenzen. Jede Lage von Endlagerbehältern wird mit MgO in Polypropylen-Säcken von ca. 60 cm Höhe flächendeckend überlagert.

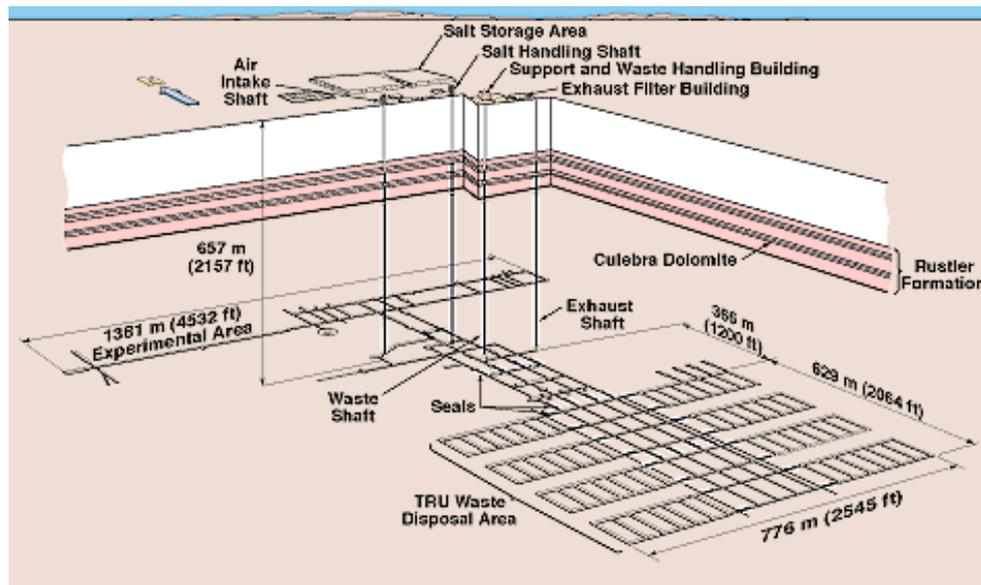


Abbildung 2-27: WIPP Layout /2-35/



Abbildung 2-28: Einlagerungsstrecke mit CH-TRU-Endlagerbehältern

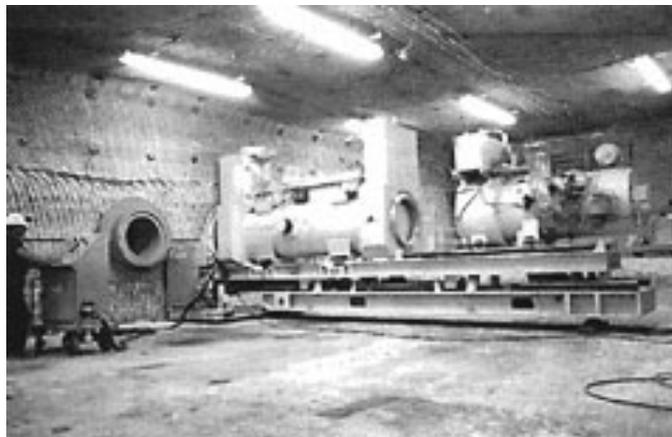


Abbildung 2-29: Einlagerung von RH-TRU-Endlagerbehältern

Entsprechend den Regelungen im Code of Federal Regulations (40 CFR Part 194.46 Removal of Waste /2-36/) ist von DOE für eine mögliche Rückholung der Abfälle aus dem Endlager WIPP ein Vorgehen in fünf Phasen konzipiert, das jederzeit umsetzbar ist:

- Phase 1 – Planung und Genehmigungsverfahren
- Phase 2 – Anlagen an der Geländeoberfläche und Schachtniederbringung
- Phase 3 – Auffahrung und Installationen der Anlagen Untertage
- Phase 4 – Lokalisieren der Abfälle und Rückholung
- Phase 5 – Verschluss und Stilllegung

Dieses Konzept wurde von der Environmental Protection Agency (EPA) befürwortet.

d) *Endlagerbehälter*

Als Endlagerbehälter für CH-TRU-Abfälle werden verschiedene Behälter aus Baustahl eingesetzt:

- 208-l Fässer
- 321-l Fässer

- 379-I Fässer
- Standard-Abfallbehälter (SWB- standard waste box) (s. Abbildung 2-30)
- 10-Fass Behälter (TDOP – ten drum overpack) für bis zu zehn 208-I Fässer oder ein Standard-Abfallbehälter. Dieser Behälter kann auch direkt mit Abfällen beladen werden (s. Abbildung 2-31).



Abbildung 2-30: Zwei übereinandergestellte Standard Waste Boxes (SWB) mit CH-TRU-Abfällen nach Entladung aus einem Transportcontainer



Abbildung 2-31: Ten Drum Overpacks (TDOP) mit CH-TRU-Abfällen auf einem Transportfahrzeug

Als Endlagerbehälter für RH-TRU-Abfälle werden folgende Stahlbehälter verwendet:

- RH-TRU-Behälter (s. Abbildung 2-32) entweder mit kleinen Endlagerbehältern oder direkt mit RH-TRU-Abfällen beladen und
- Standard 208-I Fässer angeliefert in CSN 10-160B Behältern (s. Abbildung 2-33).



Abbildung 2-32: RH-TRU-Behälter für RH-TRU-Abfälle



Abbildung 2-33: Handhabung eines CNS 10-160B Behälters mit RH-TRU-Abfallfässern im WIPP

Die nachfolgende Tabelle 2-11 zeigt Abmessungen von WIPP Endlagerbehältern:

Tabelle 2-11: WIPP – Abmessungen von Endlagerbehältern

Behälter	Höhe mm	Breite mm	Länge mm	Durchmesser mm	Material	Volumen m ³
Fass 208 l	886	keine Angabe	keine Angabe	608	Baustahl	0,21
Fass 321 l	914	keine Angabe	keine Angabe	660	Baustahl	0,32
Fass 379 l	889	keine Angabe	keine Angabe	813	Baustahl	3,80
Standard Waste Box (SWB)	9.140	1370	1140	keine Angabe	Baustahl	1,88
Ten Drum Overpack	1.900	keine Angabe	keine Angabe	1800	Baustahl geschweißt	

Behälter	Höhe mm	Breite mm	Länge mm	Durchmesser mm	Material	Volumen m ³
RH-TRU-Behälter	3.073	keine Angabe	keine Angabe	660,4	Stahl	0,89

e) Entwicklungsstand der Transport- und Einlagerungstechnologie

Die Transport- und Einlagerungstechnologien haben sich seit dem Betriebsbeginn des Endlagers 1999 bewährt. Für den Transport der Endlagerbehälter zum Endlager werden folgende Transportcontainer eingesetzt:

- TRUPACT-II für den Transport von CH-TRU-Endlagerbehältern (s. Abbildung 2-34). Es können jeweils bis zu 14 208-I Fässer, acht 321-I Fässer, sechs 379-I Fässer, zwei Standard Waste Boxes (SWB) oder ein Ten Drum Overpack (TDOP) im Transportbehälter transportiert werden.
- HalfPACT für den Transport von CH-TRU-Abfallgebinden (s. Abbildung 2-35). Es können bis zu sieben 208-I Fässer transportiert werden.
- RH-72B für den Transport von RH-TRU-Abfallgebinden (s. Abbildung 2-36). Es können drei 208-I Fässer transportiert werden.
- CNS 10-160B für RH-TRU-Abfallgebinde (s. Abbildung 2-37). Es können bis zu zehn 208-I Fässer transportiert werden.



Abbildung 2-34: TRUPACT-II Transportcontainer für CH-TRU Endlagerbehälter



Abbildung 2-35: Ein HalfPACT Container und zwei TRUPACT Container auf einem Transportfahrzeug



Abbildung 2-36: RH-72B Transportcontainer für den RH-TRU-Endlagerbehälter



**Abbildung 2-37: CNS 10-160B Transportcontainer für RH-TRU-Endlagerbehälter
Der Untertage-Transport der Endlagerbehälter erfolgt mit Spezialfahrzeugen.**

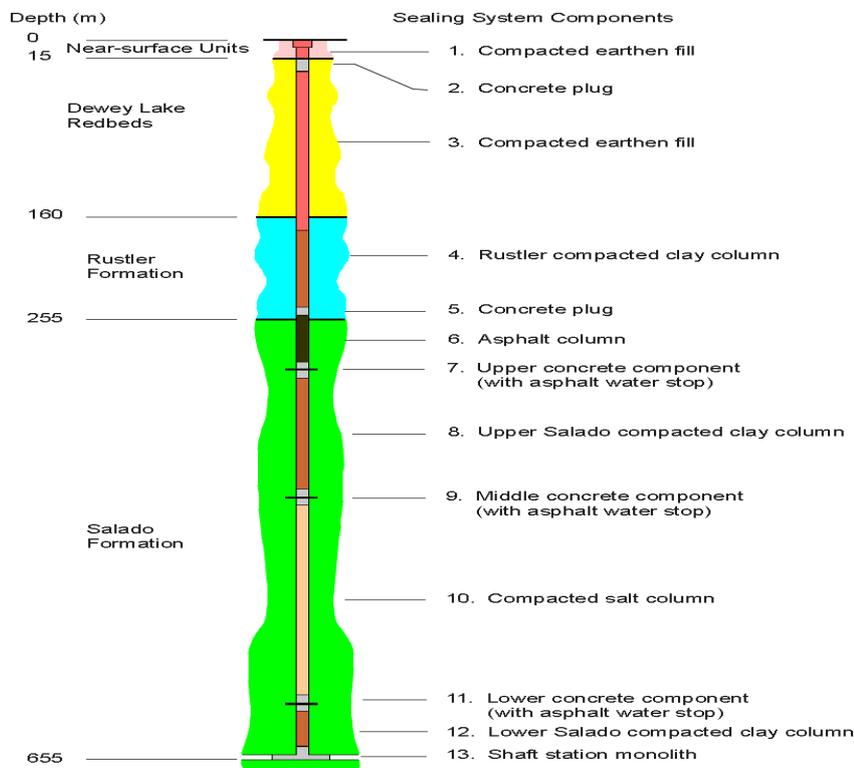
Die Handhabung und Einlagerung der CH-TRU-Endlagerbehälter im Endlager erfolgt mit Gabelstaplern (s. Abbildung 2-38). RH-TRU-Endlagerbehälter werden mit einer Einlagerungsmaschine (s. Abbildung 2-29) eingelagert.



Abbildung 2-38: Entladung von CH-TRU-Behältern vom Transportfahrzeug

f) *Sicherheitskonzept, Verfüll- und Verschlusskonzept*

Die Endlagersicherheit wird mittels eines Multibarrierensystems erreicht. Als technische Barrieren dienen die Endlagerstrecken- und die Schachtverschlüsse sowie die MgO-Abdeckung der Endlagerbehälter. Abbildung 2-39 zeigt das vorgesehene Schachtverschlussssystem.



CCA-094.2

Abbildung 2-39: WIPP – Schachtverschluss /2-34/

Menschliches Eindringen wurde mit den Sicherheitsanalysen als einziges denkbare Szenarium für eine Radionuklidfreisetzung definiert.

Nach dem Verschluss des Endlagers gilt das gesetzliche Strahlenschutzziel in 40 CFR Part 191 /2-37/ und Part 194 /2-36/. Bei einem planmäßigen Verlauf ohne Störfälle und unter Berücksichtigung aller potenzieller Freisetzungspfade darf die Einzeldosis für Personen aus dem Endlagersystem 0,15 mSv/a nicht überschreiten. Das Schutzziel basiert auf „vernünftigen Annahmen“ und einem gesetzlichen Zeitraum von 10.000 Jahren.

2.2.8 Deutschland

a) Endzulagernde Abfälle (Art und Menge)

Ausgediente BE sind im Rahmen von Verträgen mit Frankreich bzw. Großbritannien zur Wiederaufarbeitung transportiert worden. Durch politische Entscheidung wurden die Transporte ausgedienter BE aus Leistungsreaktoren zu den WA-Anlagen im Jahr 2005 beendet. Die danach anfallenden ausgedienten BE werden bis zu einer möglichen direkten Endlagerung in Zwischenlagern an den KKW-Standorten gelagert. Die Einrichtung eines Endlagers wird bis zum Jahr 2030 angestrebt /2-38/.

Das endzulagernde Inventar an hochradioaktiven und wärmeentwickelnden Abfällen basiert auf dem Mengengerüst des Entwurfs des Nationalen Entsorgungsplans /2-39/ mit Aktualisierungen aus den Ergebnissen der Anfragen bei den Hauptablieferern. Die ausgedienten Brennelemente aus Leistungsreaktoren und die voraussichtliche Anzahl an Endlagerbehältern sowie das Mengengerüst der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung ausgedienter BE sind in der Tabelle 2-12 aufgeführt /2-40/.

Tabelle 2-12: Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden HAW und BE, Deutschland

Abfall	Aufkommen, tSM	Anzahl Kokillen bzw. BE	Anzahl Behälter	Endlager-volumen ¹⁾ , m ³
<i>Bezugszeitraum: bis zum Jahr 2040</i>				
HAW-Kokillen		3.767	3.767	678
CSD-B		560	560	101
CSD-C		6.902	6.902	1.242
BE aus SWR, DWR und WWER	ca. 10.680	ca. 35.000	2.045 ²⁾ oder 6.817 ³⁾	21.575 ²⁾ oder 4.908 ³⁾

¹⁾ Endlagervolumen entspricht Primärbehältervolumen

²⁾ POLLUX-Behälter

³⁾ BSK als Alternative zum POLLUX-Behälter

b) Geologie (Wirtsgestein und Teufenlage)

Das Referenzkonzept für die Endlagerung im Salz sieht die tiefe geologische Endlagerung in einer Teufe von 870 m im Staßfurt-Steinsalz des Zechstein-Zeitalters vor. Als potenzieller Endlagerstandort wird der Salzstock Gorleben erkundet. Einen schematischen geologischen Schnitt durch diesen Salzstock zeigt die Abbildung 2-40 /2-41/.

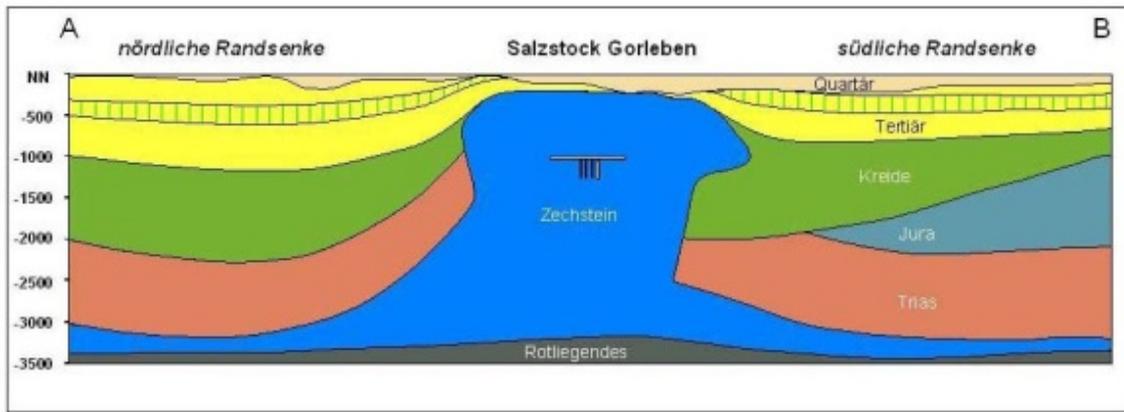


Abbildung 2-40: Geologischer Schnitt durch den Salzstock Gorleben, Deutschland

Die Erkundungsarbeiten im Bergwerk zur Erkundung des Salzstocks Gorleben ruhen derzeit, sie sind seit dem Jahr 2000 für mindestens 3, höchstens 10 Jahre auf Grund der Konsensvereinbarung zwischen der Bundesregierung und den EVUs unterbrochen /2-38/.

c) Endlagerkonzept (Endlagerdesign, Rückholbarkeit)

Im Konzept „Aktualisierung des Konzeptes Endlager Gorleben“ /1-1/ wurden Planungen für ein Endlager in einer tiefen geologischen Steinsalzformation für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle und für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung erarbeitet. Mit dem Gerichtsurteil des Bundesverwaltungsgerichts vom März 2007 wurde der Planfeststellungsbeschluss von 2002 für das Endlager Konrad (geplant für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) bestätigt und ist damit rechtlich unanfechtbar. Damit können sich alle laufenden Endlagerplanungen ausschließlich auf die Endlagerung von hochradioaktiven und wärmeentwickelnden Abfällen (ausgediente BE und WA-Abfälle) konzentrieren.

Gemäß den Planungen im Konzept /1-1/ ist vorgesehen, die WA-Abfälle ohne zusätzliche Verpackung durch Bohrlochlagerung endzulagern. Für die Endlagerung von Brennstäben der ausgedienten BE aus Leistungsreaktoren wird einerseits die Streckenlagerung von selbstabschirmenden POLLUX-Behältern und alternativ die Bohrlochlagerung von Brennstabkasken (BSK) betrachtet. Entsprechend gibt es 2 Varianten – gemeinsame Strecken- und Bohrlochlagerung (Referenzkonzept siehe Abbildung 2-41, /2-23/) bzw. reine Bohrlochlagerung.

Die Auffahrung der benötigten Einlagerungsstrecken ist parallel zum Einlagerungsbetrieb geplant /1-1/.

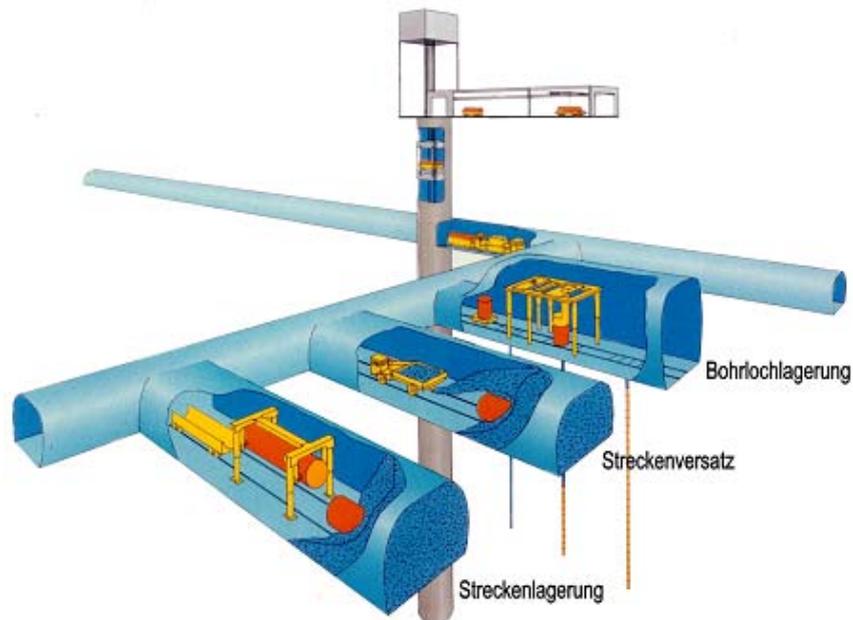


Abbildung 2-41: Deutsches Referenzkonzept für ein Endlager im Salz

Eine Rückholbarkeit der Abfälle ist nicht vorgesehen, die bisher erarbeiteten Endlagerkonzepte berücksichtigen keinerlei Absichten oder Vorkehrungen für eine solche /2-6/.

d) Endlagerbehälter

In der Tabelle 2-13 sind die wichtigsten Daten zu den Endlagerbehältern der hochradioaktiven und wärmeentwickelnden Abfälle zusammengestellt. Bei den HAW-Kokillen handelt es sich um verglaste hochradioaktive Spaltprodukte und Feedklärschlämme aus der Wiederaufarbeitung in Frankreich (AREVA-NC) und Großbritannien (BN-GS). Zu den mittelradioaktiven WA-Abfällen zählen CSD-B aus AREVA-NC mit verglasten DEKO- und Spülwässern und CSD-C aus AREVA-NC mit kompaktierten BE-Hülsen, Strukturteilen und Technologieabfällen. Das Volumen je HAW-Kokille, CSD-B und CSD-C liegt bei ca. 180 l. In POLLUX-Behältern und BSK ist die Endlagerung der gezogenen Brennstäbe ausgedienter BE aus Leistungsreaktoren (DWR, SWR und WWER) vorgesehen. Für den POLLUX-Behälter erfolgte bereits die Ausführungsplanung und es wurde ein Dummy für Handhabungsversuche gefertigt. Für die Brennstabkokille liegt die Entwurfsplanung vor /2-40/.

Bei der Konzeptionierung des Endlagers im Wirtsgestein Salz wird derzeit eine Temperaturobergrenze von 200 °C berücksichtigt. Daraus resultieren maximale Wärmeleistungen für die Streckenlagerung von POLLUX-Behältern (ca. 6 kW) und für die Bohrlochlagerung von Brennstabkokillen (ca. 5 kW) und HAW-Kokillen (ca. 1,3 kW), die maßgeblichen Einfluss auf die Mindestzwischenlagerzeit haben. Für HAW-Kokillen kann eine Zwischenlagerzeit von ca. 10 Jahren abgeschätzt werden. Bei POLLUX-Behältern und Brennstabkokillen ist die Zwischenlagerzeit auch von Anfangsanreicherung und Abbrand der Brennelemente/Brennstäbe abhängig. Die Zwischenlagerzeiten werden auf ca. 35 bis 60 Jahre für POLLUX-Behälter und ca. 5 bis 10 Jahre für Brennstabkokillen abgeschätzt. Bei CSD-B und CSD-C ist die Zwischenlagerzeit aufgrund ihrer geringen Wärmeentwicklung vernachlässigbar. Die Endlagerbehälter sind so auszulegen, dass am Ende ihrer Standzeit (Dauer der Integrität) die

geotechnischen Barrieren (Versatz, Bohrloch-, Strecken- und Schachtverschluss) und die geologischen Barrieren (Wirtsgestein Steinsalz) die Isolationsfunktion der Radionuklide übernehmen können. Alle Barrieren stehen in unmittelbarem Zusammenhang mit dem technischen Endlagerkonzept sowie der Art und Weise der Nachweisführung für die Langzeitsicherheit.

Tabelle 2-13: Angaben zu Endlagerbehältern für WA-Abfälle und ausgediente BE, Deutschland

Abfallart	Beladung	Behälterabmessungen		Standzeit	Zwischenlagerzeit	Wärmeleistung
WA-Abfälle	1 HAW-Kokille	Außendurchmesser (max.): Länge:	456 mm 1.338 mm	Anforderungen, die sich aus dem technischen Endlagerkonzept und dem Langzeitsicherheitsnachweis ergeben	10 a	1,3 kW
WA-Abfälle	1 CSD-B	Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	5 mm 0,49 Mg 0,18 m ³		nicht erforderlich	< 0,1 kW
WA-Abfälle	1 CSD-C	Außendurchmesser (max.): Länge (max.): Wandstärke: Gesamtmasse (max.): Gesamtvolumen:	440 mm 1.345 mm 5 mm 0,85 Mg 0,18 m ³		nicht erforderlich	< 0,1 kW
Brennelemente	POLLUX	Außendurchmesser: Länge: Wandstärke: Gesamtmasse (max.): Gesamtvolumen:	1.560 mm 5.517 mm 430 mm 65 Mg 10,55 m ³		35 a bis 60 a	6 kW
Brennelemente	BSK	Außendurchmesser (max.): Länge: Wandstärke: Gesamtmasse: Gesamtvolumen:	440 mm 4.980 mm 40 mm 5,3 Mg 0,72 m ³		5 a bis 10 a	5 kW

Behälter für WA-Abfälle (HAW-Kokille und CSD-B sowie CSD-C)

Bei den Endlagerbehältern mit WA-Abfällen handelt es sich um Edelstahlbehälter mit verschweißtem Behälterdeckel. Zur Handhabung der Behälter weisen die Schweißdeckel einen Tragpilz auf. Die Abbildung 2-42 zeigt die Behälter /2-40/.

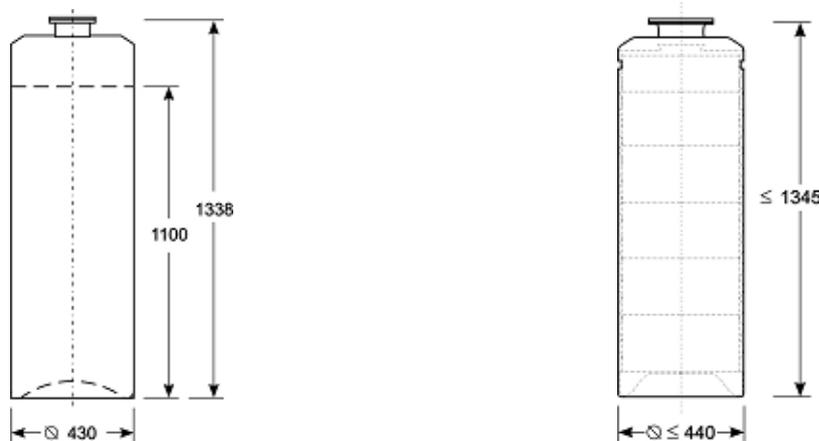


Abbildung 2-42: Endlagerbehälter mit WA-Abfällen: HAW-Kokille bzw. CSD-B (links) und CSD-C (rechts), Deutschland

POLLUX-Behälter

Der POLLUX-Behälter besteht aus einem Innen- und einem Außenbehälter. Der Innenbehälter wird durch einen geschraubten Primärdeckel und einen geschweißten Sekundärdeckel dicht verschlossen. Innenbehälter, Primär- und Sekundärdeckel bestehen aus Feinkornbaustahl. Der Abschirmbehälter wird mit einem verschraubten Deckel verschlossen. Abschirmbehälter und Abschirmdeckel bestehen aus Sphäroguss (GGG40). Der POLLUX-Behälter kann die Brennstäbe von bis zu 10 DWR-BE, 30 SWR-BE oder 25 WWER-BE aufnehmen. In der Abbildung 2-43 ist beispielhaft der POLLUX-10 mit den gezogenen Brennstäben aus 10 DWR-BE dargestellt /2-40/.

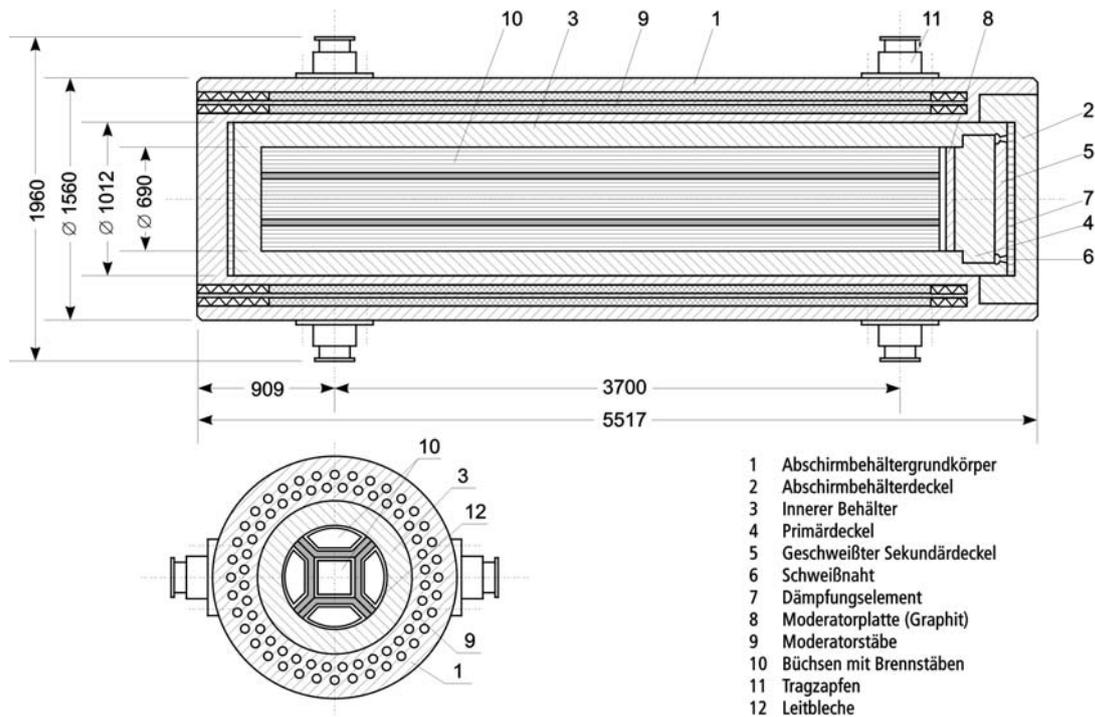


Abbildung 2-43: Endlagerbehälter für die gezogenen Brennstäbe von BE: POLLUX-Behälter, Deutschland

Brennstabkokille

Die Brennstabkokille BSK (s. Abbildung 2-44 /2-40/) wurde als Alternative zum POLLUX-Behälter entworfen. Die BSK kann die gezogenen Brennstäbe aus 3 DWR-BE oder aus 9 SWR-BE – oder aus geometrischen Gesichtspunkten aus 7,5 WWER-BE – aufnehmen. Die BSK besteht aus einem zylindrischen Behälterkörper und einem angepressten oder angeschweißten Boden. Der Behälterkörper besteht wie der Primär- und Sekundärdeckel der BSK aus Feinkornbaustahl. Der innere Schachtraum wird durch Verschrauben mit einem Primärdeckel verschlossen. Über den Primärdeckel wird ein Sekundärdeckel aufgelegt, der mit dem Behälterkörper verschweißt wird. Zur Handhabung des Behälters weist der Schweißdeckel einen Tragpilz auf /2-40/.

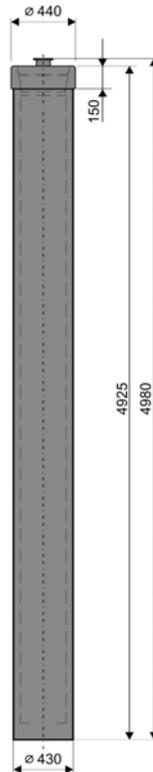


Abbildung 2-44: Endlagerbehälter für gezogene Brennstäbe von BE: Brennstabkokille (BSK), Deutschland

e) *Entwicklungsstand der Transport- und Einlagerungstechnologie*

Der Prototyp einer Anlage zur Verpackung der ausgedienten BE in endlagerfähige Behälter (Pilotkonditionierungsanlage) ist am Standort Gorleben bereits errichtet worden /2-38/.

Ein Konzept für die untertägige Transport- und Einlagerungstechnik der vorgenannten Endlagerbehälter liegt vor. Der untertägige Transport der Endlagerbehälter ist mittels Schienentransport vorgesehen. Die BSK und die Endlagergebände mit WA-Abfällen werden zwecks Abschirmung in Transferbehältern transportiert; beim POLLUX handelt es sich um einen selbst abschirmenden Behälter. Die Einsatzreife dieser Technik wurde für die Streckenlagerung von POLLUX-Behältern in übertägigen Demonstrationsversuchen erfolgreich erprobt (siehe Abbildung 2-45) /2-42/. Für die Technik der Bohrlochlagerung von BSK wird derzeit ein Demonstrationsversuch durchgeführt.



Abbildung 2-45: Einlagerungsvorrichtung für die Streckenlagerung von POLLUX-Behältern, Deutschland

Die Abbildung 2-46 zeigt das technische Layout für die geplante Bohrlochlagerung von BSK /2-43/.

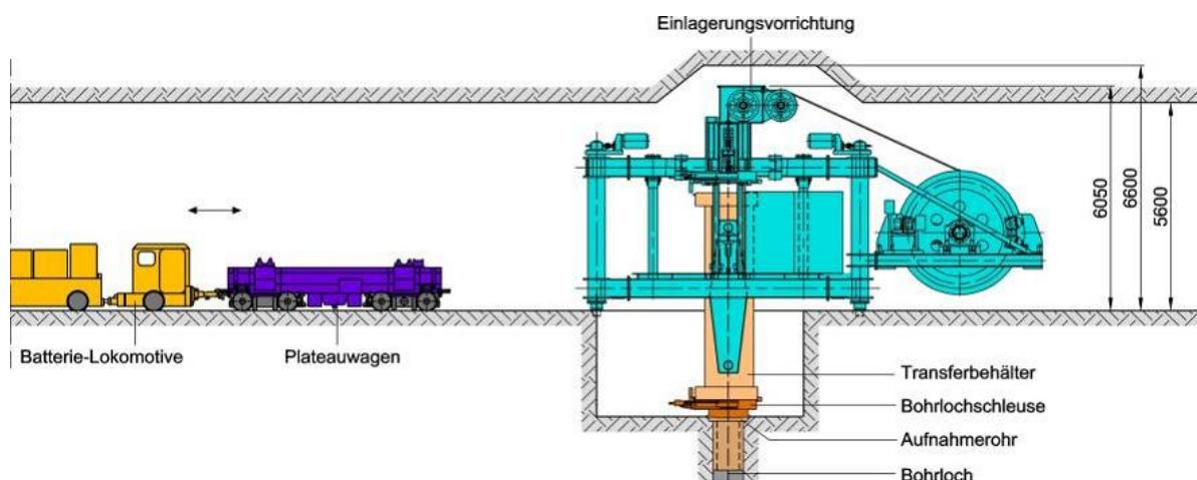


Abbildung 2-46: Einlagerungstechnik für die Bohrlochlagerung von Endlagergebinden, Deutschland (Maßangaben in mm)

f) Sicherheitskonzept, Verfüll- und Verschlusskonzept

Während der Betriebsphase garantieren die technischen Barrieren (Integrität/Dichtheit der Endlagergebinde) die radiologische Sicherheit. In der Nachbetriebsphase des Endlagers soll langfristig der sichere/vollständige Einschluss der Abfälle durch das Wirtsgestein Steinsalz erreicht werden. Bis dahin sollen geotechnische Barrieren (Versatz, Bohrloch-, Strecken- und Schachtverschluss) und die technische Barriere, d. h. die Endlagergebinde, die Sicherheit gewährleisten.

Da die Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland als wartungsfreie, zeitlich unbefristete und sichere Beseitigung dieser Abfälle definiert ist, wird dem Langzeitsicherheitsnachweis im Planfeststellungsverfahren besondere Bedeutung beigemessen /2-38/. Im Rahmen der Neuentwicklung von Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle wird vorgeschlagen, den Langzeitsicherheitsnachweis für den Zeitraum von einer Million Jahren zu erbringen /2-44/.

Im Endlagerkonzept ist vorgesehen, die verbleibenden Hohlräume der Bohrlöcher und Strecken mit Salzgrus, der bei der Streckenauffahrung gewonnen wird, zu versetzen. Dafür können verschiedene erprobte Techniken wie Blasversatz, Schleuderversatz oder Schüttversatz eingesetzt werden /1-1/.

Für den Verschluss des Endlagers gegenüber der Geo-/Biosphäre sind geotechnische Barrieren vorgesehen: Streckenverschlüsse zwischen Infrastruktur- und Einlagerungsbereich und Schachtverschlüsse. Nach heutigen Planungen kommen folgende Materialien in Betracht: Bentonit, Magnesiabinder, Salzbeton, Baustoffgruppen aus Salzmineralen, Steinsalz-Anhydrit-Baustoffe und Schotter sowie Bitumen und Asphalt /5-1/.

3 Zusammenfassung / Schlussfolgerungen

Beim Betrieb von Leistungsreaktoren fallen ausgediente BE an, die entweder direkt oder nach deren Wiederaufarbeitung als hochradioaktiver verglaster Abfall einer Entsorgung/Endlagerung zugeführt werden müssen. Dieser Problematik haben sich die meisten der KKW-betreibenden Länder gestellt sowie auch einige Länder, bei denen derartige Abfälle z. B. beim Betrieb von Forschungsreaktoren anfallen. Von der IAEA empfohlen und auch international favorisiert ist für diese Abfälle die Einrichtung von Endlagern in tiefen geologischen Formationen, insbesondere im Salz, im Ton und in Magmatiten (hauptsächlich granitisches Gestein).

Die Entwicklung von Konzepten für derartige Endlager befindet sich in den einzelnen Ländern auf sehr unterschiedlichem Niveau. Gründe dafür sind neben den jeweiligen Finanzierungsmöglichkeiten für entsprechende Vorhaben sowie der z. T. erst in den letzten Jahren entstandenen Notwendigkeit (osteuropäische Staaten) auch politische Entscheidungen zur Entsorgungsstrategie. Unterschiede bestehen vor allem zwischen Ländern, in denen die Kernenergie seit vielen Jahren etabliert ist (z. B. USA, Frankreich, Großbritannien), auch wenn in letzter Zeit ein Ausstieg festgelegt ist oder in Erwägung gezogen wird (z. B. Deutschland, Belgien, Schweden), und den Ländern, die nur einzelne KKW betreiben oder sich hinsichtlich der Kernkraft noch in der Entwicklung befinden. Die meisten Länder sind bestrebt, eine nationale Lösung zu finden, die auf Grund der geforderten langfristigen Isolation der Abfälle von der Biosphäre auf die Einrichtung eines Endlagers in einer tiefen geologischen Formation gerichtet ist. Die Aktivitäten dafür reichen von Entwürfen zu Standortauswahlverfahren über umfangreiche geologische, hydrogeologische, seismische u. ä. Erkundungen bis hin zu terminlichen Festlegungen, bis wann Untertagelabors und schließlich Endlager betriebsbereit sein sollen. Länder, die sich bisher noch nicht auf eine nationale Strategie festgelegt haben (z. B. Spanien, Litauen, Ungarn), fassen neben einer zentralen langzeitlichen Zwischenlagerung der ausgedienten BE auch die eventuelle Beteiligung an einem multinationalen Endlager ins Auge und beteiligen sich an entsprechenden Studien.

Relativ weit vorangeschritten hinsichtlich der Entwicklung von Endlagerkonzepten sind vor allem die USA, Schweden, Finnland, Belgien, Frankreich, die Schweiz und Deutschland. Das in den USA entwickelte Endlagerkonzept für HAW und ausgediente BE soll bereits im Jahr 2008 zur Genehmigung für den Endlagerbau am Standort Yucca Mountain eingereicht werden. Auf deutsche Verhältnisse ist dieses Konzept jedoch nicht adaptierbar, da der geplante einschlusswirksame Gesteinsbereich Tuff oberhalb des Grundwasserniveaus als Wirtsgestein in Deutschland nicht in Frage kommt.

In einigen Ländern ist Magmatit die bevorzugte Wirtsgesteinsformation (hauptsächlich granitisches Gestein). Grund dafür ist das verbreitete Vorkommen dieser Gesteinsart bzw. der Mangel an anderen geeigneten Formationen in den entsprechenden Ländern. Mit der entsprechenden Konzeptentwicklung sehr weit vorangeschritten sind Schweden und Finnland, wobei das finnische Konzept weitgehend dem schwedischen KBS-3-Konzept entspricht. Dieses basiert auf einem Multibarrierenkonzept, bei dem den technischen und geotechnischen Barrieren ein hoher Stellenwert zugeordnet wird. Die Gesteinsformationen an den ausgewählten Standorten in diesen Ländern sind gekennzeichnet durch Störungszonen (Risse,

Brüche). Damit kann der geologischen Barriere auf Dauer keine hohe Schutzfunktion zuerkannt werden und es ist mit Wasserzutritt in die Einlagerungsbereiche bereits nach relativ kurzen Zeiträumen zu rechnen. Um dennoch die Freisetzung von Radionukliden in die Biosphäre wirksam zu verhindern, sind die o. g. Barrieren (Endlagerbehälter und Puffermaterialien als technische sowie Verfüllungen und Verschlüsse als geotechnische Barrieren) entsprechend auszulegen. Ein besonderer Schwerpunkt des KBS-3-Konzeptes liegt auf der Auslegung der Endlagerbehälter, für die eine korrosionsbeständige Kupferumhüllung vorgesehen ist. Eine Übertragung auf deutsche Bedingungen ist prinzipiell denkbar. Da Magmatitformationen nach Aussagen der BGR /3-1/ mit hinreichenden Endlagereigenschaften in Deutschland nicht in ausreichender Größe und z. T. in erdbebengefährdeten Regionen vorkommen, wird ein solches Endlagerkonzept nicht weiter verfolgt.

In einigen Ländern werden Untersuchungen zur Eignung von Tongestein als Wirtsgestein durchgeführt. Hier sind insbesondere die in Belgien, Frankreich und der Schweiz entwickelten Endlagerkonzepte zu nennen. Da auch in Tongesteinsformationen der Zutritt von Grundwasser in die Einlagerungsbereiche nicht auf Dauer ausgeschlossen werden kann, sind ebenfalls die technischen und geotechnischen Barrieren von großer Bedeutung. In den Konzepten der drei genannten Länder soll die Isolation der Abfälle vor eindringendem Wasser hauptsächlich durch Puffer- und Verfüllmaterialien aus Ton – insbesondere aus quellfähigem Tonmaterial (Bentonit) – erreicht werden. Dazu ist die Herstellung von vorkompaktierten Bentonitblöcken, -ringen oder -pellets vorgesehen. Die Technologie zur Herstellung und Handhabung dieser Bentonitbausteine bzw. der damit ummantelten und damit sehr voluminösen und schweren Behälter (z. B. Supercontainer, Belgien) ist noch in der Entwicklungs- bzw. Erprobungsphase. Eine Übertragung der Konzepte auf deutsche Verhältnisse wäre prinzipiell möglich, da nach Feststellung der BGR /3-2/ geeignete Tonformationen in Deutschland vorhanden sind.

Salz als Wirtsgestein für ein Endlager wird ebenfalls in einigen Ländern betrachtet. In den USA ist ein Endlager im Steinsalz in Betrieb (WIPP, Carlsbad/New Mexico), allerdings ausschließlich für radioaktive Transuran-Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Das Endlagerkonzept ist damit auf hochradioaktive und wärmeentwickelnde Abfälle nur zum Teil übertragbar. In den Niederlanden ist ein Konzept für ein Endlager im Steinsalz entwickelt worden, mit dem die sichere Einlagerung hochradioaktiver Abfälle nachgewiesen werden konnte. Auf Grund von zu geringer Akzeptanz ist jedoch die politische Entscheidung getroffen worden, alle Arten von radioaktiven Abfällen über mindestens 100 Jahre in den Niederlanden zwischenzulagern. Untersuchungen bezüglich der Endlagerung sind dort damit auf unbestimmte Zeit ausgesetzt. In Deutschland wurde vor Beginn der ersten Endlagerplanungen Salz als Wirtsgestein favorisiert. Die relativ hohe Wärmeleitungs Kapazität, das Kriechverhalten und damit das Isolationspotential sowie die mehr als 100-jährigen Erfahrungen im Salzbergbau waren die entscheidenden Gründe dafür. Forschung und Endlagerplanungen wurden seit Mitte der 60er Jahre dazu durchgeführt. Mit der „Aktualisierung des Konzeptes Endlager Gorleben“ liegen in Deutschland seit 1998 Planungen in Vorkonzepttiefe vor, die für Steinsalz in keinem weiteren Land auf vergleichbarer Detaillierungsstufe vorliegen. Das Konzept unterscheidet sich von denen in Magmatit und in Ton wesentlich hinsichtlich der Barrierenfunktion des Wirtsgesteins und damit auch stark hinsichtlich der Auslegung technischer und geotechnischer Barrieren. Für Steinsalz kann auf Grund seiner

isolierenden Eigenschaften ein Langzeitsicherheitsnachweis geführt werden, für Zeiträume, in denen die technischen und geotechnischen Barrieren nicht mehr wirksam sein müssen. Durch ein umfangreiches Forschungs- und Entwicklungsprogramm wurde die technische Machbarkeit der direkten Endlagerung ausgedienter BE sowohl durch systematische Arbeiten planerisch nachgewiesen als auch durch eine Reihe von Demonstrationsversuchen im Maßstab 1 : 1 erprobt.

Tabellenverzeichnis

Tabelle 1-1:	KKW-betreibende und sonstige mit der Endlagerung befasste Länder	6
Tabelle 2-1:	Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden BE; Schweden	13
Tabelle 2-2:	Angaben zu Endlagerbehältern für ausgediente BE, Schweden	16
Tabelle 2-3:	Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden BE, Finnland	18
Tabelle 2-4:	Angaben zu Endlagerbehältern für ausgediente BE, Finnland	21
Tabelle 2-5:	Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden HAW und BE, Belgien	22
Tabelle 2-6:	Angaben zu Endlagerbehältern für HAW-Kokillen und ausgediente Brennelemente, Belgien	25
Tabelle 2-7:	Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden HAW und BE, Frankreich	27
Tabelle 2-8:	Angaben zu Endlagerbehältern für HAW-Kokillen und ausgediente BE, Frankreich	30
Tabelle 2-9:	Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden HAW und BE, Schweiz	32
Tabelle 2-10:	Angaben zu Endlagerbehältern für HAW-Kokillen und ausgediente BE, Schweiz	34
Tabelle 2-11:	WIPP – Abmessungen von Endlagerbehältern	41
Tabelle 2-12:	Abgeschätztes Aufkommen an endzulagernden HAW und BE, Deutschland	45
Tabelle 2-13:	Angaben zu Endlagerbehältern für WA-Abfälle und ausgediente BE, Deutschland	48

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 2-1:	Karte mit Gesteinsarten im Gebiet Forsmark, Schweden	14
Abbildung 2-2:	Schwedisches Endlagerkonzept KBS-3, mit vertikaler Einlagerung (KBS-3V) und horizontaler Einlagerung (KBS-3H)	15
Abbildung 2-3:	Endlagerbehälter für ausgediente BE, Abmessungen in mm, Schweden (BWR = SWR und PWR = DWR)	16
Abbildung 2-4:	Supercontainer, schematische Darstellung, Schweden	17
Abbildung 2-5:	Prinzip der Einlagerungstechnik für das KBS-3H-Konzept, Schweden	17
Abbildung 2-6:	Schematische Geologische Übersichtskarte von Olkiluoto, Finnland	19
Abbildung 2-7:	Schematische Darstellung des Endlagers am Standort Olkiluoto, Finnland	20
Abbildung 2-8:	Endlagerbehälter für ausgediente BE (links: äußerer Kupferbehälter, rechts: innerer Stahlbehälter), Finnland	21
Abbildung 2-9:	Übersichtsdarstellung der hydrogeologischen Situation am Standort des in Belgien favorisierten Wirtsgesteins Boom clay	23
Abbildung 2-10:	Schematische Darstellung des belgischen HAW-Endlagerbergwerkes	23
Abbildung 2-11:	Belgisches Endlagerkonzept (Supercontainer)	24
Abbildung 2-12:	Endlagerbehälter für HAW-Kokillen (Supercontainer-Konzept), Belgien	24
Abbildung 2-13:	Endlagerkonzept (Supercontainer) für HAW, Belgien	26
Abbildung 2-14:	Geologisches Blockdiagramm, Gebiet Meuse/Haute Marne, Frankreich	27
Abbildung 2-15:	Allgemeiner Aufbau des geplanten Endlagers, Frankreich	28
Abbildung 2-16:	Endlagerbohrloch für Endlagerbehälter mit HAW-Kokillen, Frankreich	28
Abbildung 2-17:	Endlagerbohrloch für Endlagerbehälter mit ausgedienten BE, Frankreich	29
Abbildung 2-18:	Endlagerbehälter (links: für HAW-Kokillen, rechts: für ausgediente BE), Frankreich	30
Abbildung 2-19:	Transportfahrzeug für Abschirmbehälter, Frankreich	31
Abbildung 2-20:	Technisches Barrierensystem, Frankreich	31
Abbildung 2-21:	Geologische Schichtfolge im Zürcher Weinland, Schweiz	32
Abbildung 2-22:	Schematische Gesamtdarstellung des Tiefenlagers im Opalinuston des Zürcher Weinlandes; Schweiz	33
Abbildung 2-23:	Endlagerbehälter für HAW (links), BE 2/3 für DWR-BE (Mitte), BE 1 für SWR-BE (rechts), Schweiz	34
Abbildung 2-24:	Einlagerung von BE- und HAW-Endlagerbehältern, Abmessungen in m, Schweiz	35

Abbildung 2-25: WIPP-Standort	37
Abbildung 2-26: Stratigraphie des WIPP-Standortes /2-34/	37
Abbildung 2-27: WIPP Layout /2-35/	38
Abbildung 2-28: Einlagerungsstrecke mit CH-TRU-Endlagerbehältern	39
Abbildung 2-29: Einlagerung von RH-TRU-Endlagerbehältern	39
Abbildung 2-30: Zwei übereinandergestellte Standard Waste Boxes (SWB) mit CH-TRU-Abfällen nach Entladung aus einem Transportcontainer	40
Abbildung 2-31: Ten Drum Overpacks (TDOP) mit CH-TRU-Abfällen auf einem Transportfahrzeug	40
Abbildung 2-32: RH-TRU-Behälter für RH-TRU-Abfälle	41
Abbildung 2-33: Handhabung eines CNS 10-160B Behälters mit RH-TRU-Abfallfässern im WIPP	41
Abbildung 2-34: TRUPACT-II Transportcontainer für CH-TRU Endlagerbehälter	42
Abbildung 2-35: Ein HalfPACT Container und zwei TRUPACT Container auf einem Transportfahrzeug	43
Abbildung 2-36: RH-72B Transportcontainer für den RH-TRU-Endlagerbehälter	43
Abbildung 2-37: CNS 10-160B Transportcontainer für RH-TRU-Endlagerbehälter	43
Abbildung 2-38: Entladung von CH-TRU-Behältern vom Transportfahrzeug	44
Abbildung 2-39: WIPP – Schachtverschluss /2-34/	44
Abbildung 2-40: Geologischer Schnitt durch den Salzstock Gorleben, Deutschland	46
Abbildung 2-41: Deutsches Referenzkonzept für ein Endlager im Salz	47
Abbildung 2-42: Endlagerbehälter mit WA-Abfällen: HAW-Kokille bzw. CSD-B (links) und CSD-C (rechts), Deutschland	48
Abbildung 2-43: Endlagerbehälter für die gezogenen Brennstäbe von BE: POLLUX-Behälter, Deutschland	49
Abbildung 2-44: Endlagerbehälter für gezogene Brennstäbe von BE: Brennstabkokille (BSK), Deutschland	50
Abbildung 2-45: Einlagerungsvorrichtung für die Streckenlagerung von POLLUX-Behältern, Deutschland	51
Abbildung 2-46: Einlagerungstechnik für die Bohrlochlagerung von Endlagergebinden, Deutschland (Maßangaben in mm)	51

Abkürzungsverzeichnis

ANDRA	Agence Nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Nationale Gesellschaft für die Behandlung radioaktiver Abfälle, Frankreich).
A-Waste	Abfallkategorie für schwach radioaktive und kurzlebige Abfällen, geeignet für oberflächennahe Endlagerung (Belgien, Frankreich)
Babcock Noell	Babcock Noell GmbH, Würzburg
BACCHUS	A Validation Experiment for Hydromechanical Models for Unsaturated Soils (Mol, Belgien)
BE	Brennelement
Belgoprocess	Tochtergesellschaft von ONDRAF/NIRAS, zuständig für die Behandlung radioaktiver Abfälle (Dessel, Belgien)
BGR	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (Deutschland)
BSK	Brennstabkockille
B-Waste	Abfallkategorie für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die weder der Kategorie „A-Waste“ noch der Kategorie „C-Waste“ zuzurechnen sind (Belgien, Frankreich)
CANDU	CAN ada D euterium U ranium; kanadischer Schwerwasserreaktor
COGEMA	General Company for Nuclear Substances (Compagnie Générale des Matières Nucléaires) (Vélizy, Frankreich)
CORA	Commission on radioactive waste disposal (Niederlande)
CSD-B	Conteneur Standard Déchets Boue (Standardcontainer für verglaste Abfälle)
CSD-C	Conteneur Standard Déchets Compactés (Standardcontainer für kompaktierte Abfälle)
CSD-V	Conteneur Standard Déchets Vitrifiés (Standardcontainer für verglaste Abfälle)
C-Waste	Abfallkategorie für wärmeentwickelnde Abfälle mit einer Wärmeleistung > 20 W/m ³ (Belgien, Frankreich)
DWR	Druckwasserreaktor
EKRA	Expertengruppe Entsorgungskonzepte für radioaktive Abfälle (Schweiz)
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (Spanien)
EPR	Europäischer Druckwasser-Reaktor
EU	Europäische Union
HADES	High-Activity Disposal Experimental Site (Untertagelabor von SCK•CEN in Boom Clay in Mol, Belgien)
HAW	Hochradioaktiver Abfall aus der Wiederaufarbeitung
IAEA	International Atomic Energy Agency
ILW-LL	Mittelradioaktiver langlebiger Abfall
KBS-3	Schwedisches Endlagerkonzept

KBS-3-H	Schwedisches Endlagerkonzept für horizontale Behälterlagerung
KBS-3-V	Schwedisches Endlagerkonzept für vertikale Behälterlagerung
KKW	Kernkraftwerk
LILW-LL	Schwach- und mittelradioaktiver Abfall, langlebig
LILW-SL	Schwach- und mittelradioaktiver Abfall, kurzlebig
MOX	Mischoxid-Brennstoff (UO ₂ – PuO ₂)
NAGRA	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Schweiz)
NDA	Nuclear Decommissioning Authority (Großbritannien)
NIREX	United Kingdom Nirex Ltd. (Großbritannien)
NWMO	Nuclear Waste Management Organisation (Kanada)
OECD/NEA	Organisation for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency (Paris, Frankreich)
ONDRAF/NIRAS	Organisme National pour les Déchets Radioactifs et les Matières Fisibles Enrichies/ Nationale Instelling voor Radioactieve Afval en verrijkte Splijtstoffen (Gesellschaft für die Behandlung radioaktiver Abfälle und Kernbrennstoffe, Belgien)
ONKALO	Untertagelabor (Finnland)
PAMELA	Pilotanlage Mol zur Erzeugung Lagerfähiger Abfälle (Belgoprocess, Belgien)
POLLUX	Abgeschirmter Behälter für die Endlagerung gezogener Kernbrennstäbe (Deutschland)
RESEAL	Large-Scale In Situ Demonstration Test for Repository Sealing in an Argillaceous Host Rock (European project)
SAFIR 2	Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2 (Belgien)
SKB	Schwedische Kernbrennstoff- und Abfallmanagement Co.
SWR	Siedewasserreaktor
TRU	Transuran-Abfälle (USA)
tSM	Tonnen Schwermetall
UdSSR	Ehem. Union der Sozialistischen Sowjetrepubliken
USA	United States of America
WA	Wiederaufarbeitung
WIPP	Waste Isolation Pilot Plant; Endlager der USA für TRU-Abfälle, nahe Carlsbad, New Mexico
WWER	Druckwasserreaktor russischer Bauart

Literaturverzeichnis

- /1-1/ Aktualisierung des Konzepts "Endlager Gorleben"; Abschlussbericht, DBE GmbH Peine, 13.03.1998
- /1-2/ atw 52. Jg. (2007) Heft 4, April 2007; S. 273ff
- /1-3/ Radioactive waste management programmes in OECD/NEA member countries; OECD/NEA, 2005
- /1-4/ Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation, Third Worldwide Review; University of California Berkeley, Dec. 2001
- /1-5/ Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation, Fourth Worldwide Review; University of California Berkeley, April 2006
- /1-6/ Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management – Romanian National Report, Second Edition, August 2005
- /1-7/ IAEA-TECDOC-1413: Developing multinational radioactive waste repositories: Infrastructural framework and scenarios of cooperation; IAEA, Oct. 2004
- /1-8/ Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation, Second Worldwide Review; University of California Berkeley, Sept. 1996, pp 133
- /2-1/ United Kingdom NIREX Limited: The viability of a phased geological repository concept for the long-term management of the UK's radioactive waste, ISBN: 1840293683, Harwell, November 2005
- /2-2/ Commission on Radioactive Waste Disposal: "Retrievable disposal of radioactive waste in The Netherlands", The Hague, February 2001
- /2-3/ Sweden's second national report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management; Ds 2005:44; 2005
- /2-4/ SKB: Site Investigation Forsmark, Annual Report 2006
- /2-5/ University Politehnica of Bucharest, Technology Related to Deep Geological Disposal of High Level Long Lived Radioactive Waste, A Nuclear Waste Management Course presented in 17 Lectures by Members of the ESDRED Project, November 8 and 9, 2006, Bucharest, Romania
Lecture # 8: Example of an integrated prefabricated system – The Swedish Super Container for KBS-3H concept, Stig Pettersson, SKB
- /2-6/ W. Bollingerfehr u. a.: Untersuchung der Möglichkeiten und der sicherheitstechnischen Konsequenzen einer Option zur Rückholung eingelagerter Abfälle aus einem Endlager – Fachbericht Literaturrecherche; Peine 30.09.2004

- /2-7/ Workshop on Design and Assessment of Radioactive Waste Packages, 5-6th October 2005 at Joint Research Centre, Institute for Energy, Petten, The Netherlands; Design, manufacturing, closure, non-destructive inspection and long term durability of radioactive waste packages, Hannu Hänninen, Helsinki University of Technology Laboratory of Engineering Materials, Finland
- /2-8/ Workshop on Design and Assessment of Radioactive Waste Packages, 5-6th October 2005 at Joint Research Centre, Institute for Energy, Petten, The Netherlands; Design Criteria for the canister for geological disposal of the Swedish spent nuclear fuel, Lars Werme, Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB), Sweden
- /2-9/ http://www.skb.se/default2_16782.aspx/ (16.08.2007)
- /2-10/ ESDRED - Engineering Studies and Demonstration of Repository Designs; Technical Abstract ESDRED/F16W-CT-2003-508851
- /2-11/ SKB: Deep Repository for Spent Nuclear Fuel; 2003
- /2-12/ POSIVA 2006-05: Expected Evolution of a Spent Nuclear Fuel Repository at Olkiluoto; Posiva Oy, December 2006
- /2-13/ Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management; 2nd Finnish National Report as referred to in Article 32 of the Convention; STUK-B-YTO 243 / October 2005
- /2-14/ Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation, Fourth Worldwide Review; University of California Berkeley, April 2006; pp 73
- /2-15/ http://www.posiva.fi/englanti/tietopankki_kuvat.html?sstring=&avuosi=1990&lvuosi=2010&kuva=on&lang=eng&sort=file (15.08.2007)
- /2-16/ Chris De Bock: The ONDRAF/NIRAS Waste Overpack and Supercontainer design (post-conditioning the Belgian HLW and SNF); Workshop and Technical Meeting on Design and Assessment of Packages for Radioactive Waste, Bergen (NL), November 21st 2006
- /2-17/ Second meeting of the Contracting Parties to the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management; National Report; Kingdom of Belgium, May 2006
- /2-18/ ONDRAF/NIRAS: SAFIR 2 - Safety Assessment and Feasibility Interim Report, NIROND 2001-06 E December 2001
- /2-19/ Johan Bel, ONDRAF/NIRAS: Example of an integrated prefabricated high pH buffer system – the Belgian concept of Supercontainer and associated backfill; ESDRED, Lecture # 7, Bucharest, 8 Nov. 2006
- /2-20/ Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation, Fourth Worldwide Review; University of California Berkeley, April 2006; pp 85
- /2-21/ Dossier 2005 Argile, Tome: Architecture and management of a geological repository; ANDRA, December 2005

- /2-22/ Radioactive waste and recoverable material in France; Summary of the National Inventory; ANDRA 2006
- /2-23/ W. Bollingerfehr: Referenzkonzept für Endlager in Salz; Projekt ESDRED; 10.08.2007
- /2-24/ atw 52. Jg. (2007) Heft 3, März 2007; S. 182ff
- /2-25/ Dossier 2005: Andra research on the geological disposal of high-level long-lived radioactive waste, Results and perspectives; ANDRA, June 2005
- /2-26/ DBE TECHNOLOGY GmbH, Gegenüberstellung von Endlagerkonzepten in Salz und Tongestein (02 E 9511); Internationale Endlagerkonzepte im Wirtsgestein Ton (A1), Dezember 2004 (Entwurf)
- /2-27/ http://www.andra.fr/interne.php3?id_article=349&id_rubrique=127/ (16.08.07)
- /2-28/ Nagra: Fakten – Mengen radioaktiver Abfälle; September 2006
- /2-29/ [/http://www.nagra.ch/index1.tpl?iid=1135a1b4c2d55e3f60g&iid2=4&lang=1&str=a4b135c&cart=1187272505303551](http://www.nagra.ch/index1.tpl?iid=1135a1b4c2d55e3f60g&iid2=4&lang=1&str=a4b135c&cart=1187272505303551) (16.08.2007)
- /2-30/ Nagra: Projekt Opalinuston - Entsorgungsnachweis für abgebrannte Brennelemente, verglaste hochaktive Abfälle sowie langlebige mittelaktive Abfälle; Zusammenfassender Überblick; Jan. 2003 (2. ergänzte Auflage)
- /2-31/ NAGRA, Technical Report 02-05, Project Opalinus Clay, Safety Report, Demonstration of disposal feasibility for spent fuel, vitrified high-level waste and long-lived intermediate-level waste (Entsorgungsnachweis), December 2002
- /2-32/ COLENCO, Stand von Wissenschaft und Technik für einen Endlagerbetrieb mit wärmeentwickelnden Abfällen unter Berücksichtigung nationaler und internationaler Endlagerplanung sowie bestehender Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, SR 2531, Teilbericht AP1: Zusammenstellung der Endlagerplanungen von hochaktiven Abfällen und ausgedienten Brennelementen in tiefen geologischen Formationen in der Schweiz, Bericht 3780/01, Mai 2006
- /2-33/ Improving the characterisation program for contact-handled Transuranic waste bound for the waste isolation pilot plant, Board on Radioactive Waste Management (BRWM), NRC, 2004
- /2-34/ USDOE-CBFO Annex for WP1 Design and construction of engineered barriers "The waste isolation pilot plant (WIPP) repository" CROP, 2001
- /2-35/ Eriksson L.G. Retrievability: Is it the emperor's new protective clothing? Proceedings of Waste Management '01, Feb. 25 – Mar. 1, 2001, Tucson, Arizona, 2001
- /2-36/ aus www.epa.gov
40 CFR, Part 194.46: Criteria for the Certification and Re-Certification of the Waste Isolation Pilot Plant's Compliance with the 40 CFR Part 191 Disposal Regulations - Removal of Waste, USA, 2004

- /2-37/ aus www.epa.gov
40 CFR, Part 191: Environmental Radiation Protection Standards for Management and Disposal of Spent Nuclear Fuel, High-Level and Transuranic Wastes, USA, 2004
- /2-38/ Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Kernbrennstoffe und die Sicherheit über die Behandlung radioaktiver Abfälle; Bericht der Bundesrepublik Deutschland für die zweite Überprüfungstagung im Mai 2006; Stand Sept. 2005
- /2-39/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Projektgruppe Nationaler Entsorgungsplan, RS III 2-13200/1, Arbeitsgrundlage Nationaler Entsorgungsplan für radioaktive Reststoffe, November 2003
- /2-40/ M. Tholen: Abschlussbericht für das Vorhaben „Überprüfung und Bewertung des Instrumentariums für eine sicherheitliche Bewertung von Endlagern für HAW“ ISIBEL – AP 1.2 Konzeptionelle Endlagerplanung, Aufgabe 1: Zusammenstellung des endzulagernden Inventars; DBE Technology Peine, Entwurf, Stand 01.08.2007
- /2-41/ http://www.bgr.bund.de/nn_322970/DE/Themen/GG_Palaeontol/Bilder/fb_gorleben_biostratigraphie_4_g.html (20.08.2007)
- /2-42/ H. J. Engelmann: Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente DEAB – Endlagerkonzepte und Einlagerungstechniken für ausgediente Brennelemente; DBE GmbH, Jan. 1996
- /2-43/ ESDRED-Project; Club of Agencies Meeting, Paris France, Nov. 22, 2005
- /2-44/ Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk; Vorschlag der GRS, Juli 2003; GRS-A-3110
- /5-1/ Kreienmeyer / Tholen: Abschlussbericht für das Vorhaben „Überprüfung und Bewertung des Instrumentariums für eine sicherheitliche Bewertung von Endlagern für HAW“ ISIBEL – AP 7 Nachweiskonzepte für die Einhaltung der nicht radiologischen Schutzziele in der Nachbetriebsphase; DBE Technology Peine, Entwurf, Stand 26.06.2007
- /3-1/ Bräuer, V.; et al: Endlagerung stark wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen Deutschlands; Untersuchung und Bewertung von Regionen in nichtsalinaren Formationen, Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Berlin und Hannover, November 2004
- /3-2/ Hooth, P.; et al : Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen Deutschlands; Untersuchungen und Bewertung von Tongesteinsformationen; Berlin/Hannover, April 2007

Tabelle A-1: Übersicht über den Stand der Endlagerung für HAW und ausgediente Brennelemente

Land	Nationale Endlagerstrategie für HAW und ausgediente BE ^{a)}	Endlagerkonzept ^{b)}	Status der Auswahl eines potenziellen Standortes; Wirtsgestein/Teufenlage ^{c)}	Status (Planung / Forschung, Errichtung, Inbetriebnahme eines Endlagers) ^{d)}	Zuständigkeiten ^{f)}	Gesetzliche Grundlagen, Regelwerke ^{e)}
Argentinien ¹⁾	Endlager für BE und HAW in tiefer geologischer Formation vorgesehen	noch kein Konzept	keine Standortvorauswahl: Sediment (Ton, Evaporit) Vulkanite, Granite	geologische Untersuchungen zur Standortsuche	<i>Genehmigungsbehörde:</i> Nuclear Regulatory Authority (ARN)	Radioactive Waste Management Regime (1998)
Belgien ^{1), 2)}	* Endlager für HAW und ggf. für BE in tiefer geologischer Formation geplant; * z. Z. Zwischenlagerung bis 60 Jahre	* Supercontainer-Konzept; * Endlagerung in horizontalen Stollen; * Endlagerung gemeinsam mit LILW-LL vorgesehen * keine Vorgaben für Rückholbarkeit	kein konkreter Standort ausgewählt, Ton (Boom clay) , 190 - 290 m	* Untertage-Forschungslabor HADES, Mol-Dessel (PRACLAY-Projekt zum Nachweis der Sicherheit und Machbarkeit der Endlagerung von HAW in Tonformationen); * SAFIR2-Report * weitere detaillierte Untersuchungen bis 2010 geplant; * geplante Inbetriebnahme: 2040/2050	<i>Genehmigungsbehörde:</i> Federal Agency for Nuclear Control (FANC); <i>Endlagerorganisation:</i> Agency for Radioactive Waste and Enriched Fissile Materials (ONDRAF/NIRAS)	Law of 15 April 1994 General Radioprotection Regulation (GRR 2001)
Bulgarien ^{2), 3)}	Endlager für HAW in tiefer geologischer Formation vorgesehen	noch kein Konzept Endlagerung ggf. gemeinsam mit LILW-LL	Standorterkundung : nahe KKW Koslodui, Ton , 200 - 300 m bis 1100 - 1300 m	Bohrungen bis 4300 m; seismische, geochemische, hydrogeologische Untersuchungen	<i>Genehmigungsbehörde:</i> Nuclear Regulatory Agency (NRA); Geologisches Institut d. Bulg. Akademie d. Wissenschaften	Act for Safe Usage of the Nuclear Energy (ASUNE, 2002)
China ³⁾	Endlager für HAW und BE in tiefer geologischer Formation vorgesehen	Schacht-Tunnel-Modell	Standorterkundung: Jiujiang, Xinchang Xiangyangshan, Yemaquan-Blöcke in Beishan-Region, Provinz Gansu, Granit	* Bohrungen, geologische, hydrogeologische und geophysikalische Untersuchungen zur Standorterkundung; * Einrichtung eines Untertagelabors: 2015 - 2030; * Bau eines Endlagers: 2030 - 2050	China Atomic Energy Authority (CAEA) China National Nuclear Corporation (CNNC) Beijing Research Institute of Uranium Geology (BRIUG);	R&D Program for Deep Geological Disposal (1985)
Deutschland ^{2), 3)}	Endlager für BE und HAW in tiefer geologischer Formation geplant	* Endlagerkonzept (mehrere Varianten) im Rahmen FuE-Arbeiten; * Vorkonzept: Aktualisierung des "Konzepts Endlager Gorleben" * keine Vorgaben für Rückholbarkeit	Standorterkundung : Erkundungsbergwerk Gorleben Steinsalz	* Über- und untertägige Erkundungen am Standort Gorleben seit 1979 (Gorleben-Moratorium seit Okt. 2000); * Untertageuntersuchungen im Forschungsbergwerk Asse seit 1965 (Steinsalz); * Beteiligung an Untersuchungen in Ton und Granit in ausländischen Laboratorien; * Studien der BGR zu Wirtsgesteinen (Salz, Ton, Granit); * Einrichtung eines HAW-Endlagers bis 2030	<i>zuständige Bundesbehörde:</i> Bundesamt für Strahlenschutz (BfS); <i>Endlagerorganisation:</i> DBE GmbH	Atomgesetz (1985/2006)
Finnland ^{3), 4), 10)}	Endlager für BE in tiefer geologischer Formation geplant	KBS-3V-Konzept favorisiert; * Endlagentunnel mit Vertikalbohrungen * nur ausgediente BE * Option der Rückholbarkeit berücksichtigt	Standort ausgewählt und in der Erkundung: Olkiluoto/Eurajoki Kristallin , 400 m - 500 m	* Standortauswahl: Olkiluoto; * Einrichtung eines Untertageforschungslabors (ONKALO): bis 2010; * Beantragung der Baugenehmigung für HAW-Endlager: 2012; * geplante Inbetriebnahme: 2020	<i>Genehmigungsbehörde:</i> Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) <i>Endlagerorganisation:</i> Posiva Oy	Nuclear Energy Act (1987) Government Decision 478/1999 for spent fuel encapsulation and disposal
Frankreich ^{3), 5)}	Endlager für HAW und BE in tiefer geologischer Formation geplant	* Endlagerkonzept in Ton; * Endlagerung gemeinsam mit LILW-LL vorgesehen * Rückholbarkeit 100 Jahre	Standorterkundung in Bure: Ton (Callovo-Oxford Argillit); 445 m; (Granit (nicht spezifizierter Standort))	* Untertage-Forschungslabor Bure, Meuse/Haute-Marne; * Beteiligung an Untersuchungen im Granit in ausländischen Untertagelabors; * Machbarkeitsstudie über Endlagerung im Ton liegt vor (Dossier 2005); * Sicherheitsnachweis für geologisches Endlager: bis 2015, * geplante Inbetriebnahme: 2025	<i>Genehmigungsbehörde:</i> Directorate General for Nuclear Safety and Radiation Protection Departments (DSNR) <i>Endlagerorganisation:</i> Agence Nationale pour la Gestion des Dechet Radioactifs (ANDRA)	Radioactive waste Act (1991)
Großbritannien ^{2), 3), 4), 6)}	Entsorgungskonzept noch nicht entschieden (Zwischenlagerung verglaster WA-Abfälle für mind. 50 Jahre)	* Phased Geological Repository Concept (2003), basierend auf KBS-3-Konzept; * Nichtverfüllung und Rückholbarkeit über 300 Jahre	keine Standortvorauswahl, vulkanitisches und metamorphes Gestein (Sellafield) favorisiert	geologische Untersuchungen waren begonnen worden (Dounreay, Sellafield), gegenwärtig sind alle Aktivitäten zur Endlagerung gestoppt; neue konzeptionelle Planungen werden erarbeitet	Nuclear Decommissioning Authority (NDA); Committee on Radioactive Waste Management (CoRWM)	Radioactive Substances Act 1993 (RSA93)
Indien ^{1), 7)}	Endlager für HAW in tiefer geologischer Formation vorgesehen	kein Konzept	Standorterkundung in Jalore (Region Rajastan) Granit	geologische Erkundungen, Bohrungen bis 500 m	Department of Atomic Energy (DAE) Atomic Energy Regulatory Board (AERB) - Aufsichtsbehörde	Atomenergiewgesetz (1948)

Tabelle A-1: Übersicht über den Stand der Endlagerung für HAW und ausgediente Brennelemente

Land	Nationale Endlagerstrategie für HAW und ausgediente BE ^{a)}	Endlagerkonzept ^{b)}	Status der Auswahl eines potenziellen Standortes; Wirtsgestein/Teufenlage ^{c)}	Status (Planung / Forschung, Errichtung, Inbetriebnahme eines Endlagers) ^{d)}	Zuständigkeiten ^{f)}	Gesetzliche Grundlagen, Regelwerke ^{e)}
Japan ^{3), 4)}	Endlager für HAW in tiefer geologischer Formation vorgesehen	mehrere Konzepte für Endlagerung verglaster Abfälle in Tunneln und Vertikalbohrungen	noch keine Standortvorauswahl, Kristallin- oder Sedimentgestein, 300 m	* Untertagelabors in Mizunami (Kristallin) und Horonobe (Sedimentgestein); * Mizunami: Abteufen Forschungsschacht bis 2009 * Horonobe: Abteufen Forschungsschacht bis 2010 * Beginn von Standortuntersuchungen, Forschungsarbeiten, Standortauswahl in 3 Stufen; * Mitarbeit an internationalen Projekten	<i>Genehmigung/Aufsicht:</i> Nuclear Safety Commission <i>Endlagerorganisation:</i> Nuclear Waste management Organization (NUMO); Radioactive Waste Management Funding and Research Center (RWMC)	Specified Radioactive Waste Final Disposal Act (2000)
Kanada ^{3) 11)}	Endlager für ausgediente BE in tiefer geologischer Formation vorgesehen, mit Option der zentralen Langzeitlagerung oberflächennah	Referenzkonzept für direkte Endlagerung von BE liegt vor	noch keine Standortvorauswahl Granit (Kanadischer Schild) 500 - 1000 m	* umfangreiche Erkundungs- und Planungsarbeiten, Untersuchungen anhand eines Referenzkonzepts sind erfolgt; * NWMO-Konzept "Adaptive Phased Management" ist von kanadischer Regierung befürwortet worden; Standortauswahlverfahren wird begonnen	<i>Genehmigung/Aufsicht:</i> Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC), <i>Endlagerorganisation:</i> Nuclear Waste management Organization (NWMO)	Nuclear Fuel Waste Act (NFWA) (2002)
Korea ^{2), 3)}	Endlager für BE in tiefer geologischer Formation vorgesehen	Korean Referenz Disposal System (KRS-I)	noch keine Standortvorauswahl Granit	* 3-Stufen-Programm über 10 Jahre; * z. Z. Entwicklung eines Endlagerkonzepts für HLW * geplant ist unterirdischer Forschungstunnel am Standort von KAERI	Atomic Energy Commission (AEC) Atomic Energy Research Institute (KAERI) - für HLW	Atomic Energy Act (2003)
Litauen ^{2), 3)}	noch keine Festlegung (evtl. Endlager für BE und ILW-LL in tiefer geologischer Formation; oder Langzeitlagerung)	Konzept für Endlager im Kristallin, basierend auf KBS-3-Konzept	noch keine Standortsuche; Kristallin, Ton, Anhydrit, Steinsalz favorisiert: Kristallin im Südosten Litauens, 300 - 500 m	* Prüfung verschiedener Möglichkeiten zur Endlagerung und Entwicklung eines Endlagerkonzepts; * Sicherheitsbetrachtungen für die Endlagerung im Kristallingestein	State Nuclear Power Safety Inspectorate (VATESI) <i>Endlagerorganisation:</i> Radioactive Waste Management Agency (RATA) Lithuanian Energy Institute	Law on Radioactive Waste Management (1999), Strategy on Management of Radioactive Waste (2002)
Niederlande ^{2), 4)}	Zwischenlagerung von WA-Abfällen und BE aus Forschungsreaktoren für 100 Jahre	Falls Endlager eingerichtet wird, dann gesamte Abfälle in 1 Endlager, da nur geringe Mengen an Abfällen erwartet werden; Rückholbarkeit 100 Jahre	keine Standortsuche Salz, 800 m (Ton, 500 m)	* Forschung für Endlager im Steinsalz abgeschlossen; * sichere Endlagerung im Salz wurde nachgewiesen (CORA-Report 2001), aber keine gesellschaftliche Akzeptanz; * weitere Forschung in Kooperation mit anderen Ländern	<i>Endlagerorganisation:</i> Central Organisation for Radioactive Waste (COVRA), Commission on Radioactive Waste Disposal (CORA)	Nuclear Energy Act (1963)
Russland ^{2), 3)}	mehrere Endlager für HAW und ggf. für BE in tiefen geologischen Formationen vorgesehen; (z. Z. Zwischenlagerung an verschiedenen Standorten)	standortabhängig verschiedene Konzepte	Standortvorauswahl getroffen (nahe KKW, kerntechnischer Industrie, Militär): * Südrussland: vulkanischer Tuff, Porphyry (Tscheljabinsk), 100 - 500 m; * Krasnojarsk: Nishnekansk Granit-Massiv, 100 - 1000 m; * Nordrussland: Granit (Kola), 100 - 400 m; Ton (Leningrad-Region), 100 - 600 m; * Fernost: Granitoid (Priargunsk), 100 - 800 m	* umfangreiche Untersuchungs- und Forschungsarbeiten zu verschiedenen potenziellen Endlagerformationen, Untertagelaboratorien geplant; * geplante Inbetriebnahme: ab 2020 (Endlager im Ton für schwach- und mittelradioaktive Abfälle)	Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service (Rostekhnadzor) All-Russian Designing and Research Institute of Production Engineering	Law "On the Use of Atomic Energy" № 170-FZ (1995)
Schweden ^{2), 3)}	Endlager für BE in tiefer geologischer Formation geplant; z. Z. Zwischenlagerung	KBS-3-Konzept nur BE (Adaption in Finnland und evtl. in Großbritannien, Litauen, Tschechien)	Standorterkundung in Forsmark und Laxemar/Oskarshamn granitisches Festgestein 500 - 1000 m	* Äspö Hard Rock Laboratory (HRL) - nahe Oskarshamn; * Standorterkundung an 2 Standorten: Forsmark - abgeschlossen; Laxemar/Oskarshamn - noch in Untersuchung; * Genehmigungsantrag für Endlager 2008; * Inbetriebnahme 1. Stufe: 2017; * regulärer Betrieb: 2023	<i>Genehmigung/Aufsicht:</i> Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI), Swedish Radiation Protection Authority (SSI), <i>Endlagerorganisation:</i> Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. (SKB)	Act (1984:3) on Nuclear Activities Radiation Protection Act (1988:220)

Tabelle A-1: Übersicht über den Stand der Endlagerung für HAW und ausgediente Brennelemente

Land	Nationale Endlagerstrategie für HAW und ausgediente BE ^{a)}	Endlagerkonzept ^{b)}	Status der Auswahl eines potenziellen Standortes; Wirtsgestein/Teufenlage ^{c)}	Status (Planung / Forschung, Errichtung, Inbetriebnahme eines Endlagers) ^{d)}	Zuständigkeiten ^{f)}	Gesetzliche Grundlagen, Regelwerke ^{e)}
Schweiz ^{3), 9)}	Endlager für BE und HAW in tiefer geologischer Formation vorgesehen, z. Z. Zwischenlagerung	* Konzept für Endlager im Opalinus-Ton oder im Granit * Endlagerung gemeinsam mit ILW-LL vorgesehen	Standortvorauswahl begonnen; potenzieller Standort: Zürcher Weinland Sediment (Ton - Opalinus-Ton) 500 m	* Standortuntersuchungen Zürcher Weinland; Tiefenbohrung Benken; * unterirdische Untersuchungen: Untertagelabor Mont Terri (Opalinus-Ton); * Felslabor Grimsel (Granit) * Entsorgungsnachweis wurde 2006 genehmigt - damit Beginn Standortauswahlverfahren entsprechend dem "Sachplan geologische Tiefenlager", * geplante Inbetriebnahme: bis 2040	<i>Genehmigung/Aufsicht:</i> Bundesamt für Energie (BfE) Hauptabteilung für die Sicherheit von Kernanlagen (HSK) <i>Endlagerorganisation:</i> Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (NAGRA)	Kernenergiegesetz (2003)
Slowakei ³⁾	Endlager für BE in tiefer geologischer Formation vorgesehen; ggf. auch Endlagerung im Ausland oder WA und spätere Endlagerung der WA-Abfälle	vorläufiges technisches Konzept für hypothetisches Endlager in 2 alternativen geologischen Formationen	Standortvorauswahl von 5 aus 15 potenziellen Standorten: * Granit (Tribec, Veporske vrchy, Stolicke vrchy); * Ton (Cerova vrchovina, Rimavska kotlina)	* 5 Standorte werden geprüft; * Reduzierung auf 2 mögliche Standorte und Auswahl eines bis 2010; * Bau eines Endlagers: bis 2037; * Mitarbeit an internationalen Projekten	<i>Genehmigung:</i> Nuclear Regulatory Authority of Slovakia (UJD SR) DECOM	Program of Deep Geological Disposal of Spent Fuel and High Level Waste
Spanien ^{2), 3)}	keine Entscheidung vor 2010 (Einrichtung eines zentralen Zwischenlagers für BE bis 2010)	Grundkonzepte für Granit und Ton	keine Standortsuche Granit, Ton	* geophysikalische, -hydrologische, -chemische Untersuchungen in Uranmine (Granit) und * Beteiligung an zahlreichen internationalen Forschungsprojekten in Ton- und Granitformationen	<i>Genehmigung/Aufsicht:</i> Nuclear Safety Council (CSN) <i>Endlagerorganisation:</i> ENRESA (Spanish radioactive waste management agency)	Nuclear Energy Act, Law 25/1964, Law 62/2003, 5th General Radioactive Waste Plan (2005)
Taiwan ¹⁾	Endlager für BE in tiefer geologischer Formation vorgesehen, z. Z. Zwischenlagerung	noch kein Konzept	keine Standortsuche Granit Tonstein	* FuE-Programm wurde gestartet; * Identifikation eines Endlagerstandorts bis 2016; * beabsichtigte Inbetriebnahme: bis 2032	Nuclear Back-End Management Department (NBMD)	Radioactive Materials Management Regime (1998)
Tschechien ³⁾	Endlager für ausgediente BE in tiefer geologischer Formation vorgesehen (ggf. auch Beteiligung an multinationalem Endlager); z. Z. Standort-Zwischenlagerung	Untersuchung und Prüfung des KBS-3-Konzepts	Standortsuche begonnen Granit	* Standortuntersuchungen an 6 Standorten bis 2009; * Auswahl von 2 Standorten bis 2015; * Festlegung eines Standorts bis 2025; * Einrichtung Untertagelabor bis 2030, Langzeitversuche, * beabsichtigte Endlager-Inbetriebnahme: 2065; * Mitarbeit an internationalen Projekten	<i>Endlagerorganisation:</i> Radioactive Waste Repository Authority (RAWRA)	Atomic Act No. 18/1997
Ukraine ¹⁾	Endlager für BE und HAW in tiefer geologischer Formation vorgesehen; z. Z. Zwischenlagerung	noch kein Konzept	keine Standortvorauswahl * Granit (Korosten Pluton; Malakhov Block) * Salz (Südwestukraine)	Vorbereitung von FuE-Programm	Goskomatom	Decree "On Radioactive Waste Management" State Program of Radioactive Waste Management
Ungarn ^{2), 3)}	noch keine (evtl. Tiefenlager für BE, HAW, LILW-LL oder Langzeitlagerung)	Konzept für Referenzendlager; ähnlich KBS-3-Konzept	Standortvorauswahl: Boda Ton (Auswahl aus 32 betrachteten Formationen)	* Beginn der Forschungsarbeiten bis 2008, * Bau Untertagelabor und Forschungsarbeiten 2009 - 2012, * Bau und Betrieb Untertagelabor: 2013 - 2032; * Bau Endlager: 2033 - 2046, * 1. Betriebsphase: 2047 - 2069, * regulärer Betrieb: ab 2070	Genehmigungsbehörde: Hungarian Atomic Energy Authority (HAEA), <i>Endlagerorganisation:</i> Public Agency for Radioactive Waste Management (PURAM)	Act CXVI on Atomic Energy in December (1996) Governmental Decree 89/2005 related to the nuclear safety of spent fuel management (2005)
USA ³⁾	Endlager für BE und HAW in tiefer geologischer Formation geplant	Konzept für Endlager Yucca Mountain: Langzeitsicherheit 10.000 Jahre ab Endlagerschließung; Rückholbarkeit über 50 Jahre; Endlager WIPP (Steinsalz) für Transuranabfälle in Betrieb	Standort festgelegt: Yucca Mountain Vulkanischer Tuff, 300 m	* Yucca Mountain: Vorbereitung des Genehmigungsantrags durch DOE; * Beantragung bei NRC in 2008 geplant; * geplante Inbetriebnahme: 2020	<i>Genehmigungsbehörde:</i> Nuclear Regulatory Commission (NRC) <i>Endlagerorganisation:</i> Department of Energy (DOE)	Nuclear Policy Act (1982)

Tabelle A-1: Übersicht über den Stand der Endlagerung für HAW und ausgediente Brennelemente

Land	Nationale Endlagerstrategie für HAW und ausgediente BE ^{a)}	Endlagerkonzept ^{b)}	Status der Auswahl eines potenziellen Standortes; Wirtsgestein/Teufenlage ^{c)}	Status (Planung / Forschung, Errichtung, Inbetriebnahme eines Endlagers) ^{d)}	Zuständigkeiten ^{f)}	Gesetzliche Grundlagen, Regelwerke ^{e)}
------	--	-------------------------------	---	--	-------------------------------	--

a) Tiefenlager für BE und/oder WA-Abfällen
Orientierung auf internationales Endlager;
ohne Konzept

b) 1- oder Mehrendlagerkonzept für HAW und LAW;
Rückholbarkeit;
Überwachungszeitraum;
betrachteter Zeitraum bezügl. Langzeitsicherheit

c) Tongestein; Magmatit; Steinsalz; sonstige

d) Entwicklungsstand / geplanter Zeitrahmen bis zur Inbetriebnahme

e) bezogen auf Endlagerung / Abfallmanagement

f) Genehmigungsbehörde,
Betreiber / zuständige Organisation für Endlagerung

¹⁾ [Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation, Third Worldwide Review; University of California Berkeley, Dec. 2001](#)

²⁾ [National Report zu Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management](#)

³⁾ [Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation, Fourth Worldwide Review; University of California Berkeley, April 2006](#)

⁴⁾ [Radioactive waste management programmes in OECD/NEA member countries; OECD/NEA, 2005](#)

⁵⁾ [atw 52, 2007, H. 3, S. 181ff](#)

⁶⁾ [United Kingdom Nirex Ltd., Nirex Report No. N/122, Nov. 2005](#)

⁷⁾ [atw 52, 2007, H. 5, S.342ff](#)

⁸⁾ [Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation, Second Worldwide Review; University of California Berkeley, Sept. 1996](#)

⁹⁾ [atw 51, 2006, H. 7, S. 499](#)

¹⁰⁾ [POSIVA 2006-05: Expected Evolution of a Spent Nuclear Fuel Repository at Oikiluoto; Posiva Oy, December 2006](#)

¹¹⁾ http://www.nrcan-rncan.gc.ca/media/newsreleases/2007/200750_e.htm