

**R-98-11**

# **Alternativa metoder**

## **Långsiktigt omhändertagande av kärnbränsleavfall**

Ann-Marie Ekendahl, Tönis Papp (Red)

Svensk Kärnbränslehantering AB

September 1998

**Svensk Kärnbränslehantering AB**

Swedish Nuclear Fuel  
and Waste Management Co

Box 5864

SE-102 40 Stockholm Sweden

Tel 08-459 84 00

+46 8 459 84 00

Fax 08-661 57 19

+46 8 661 57 19



# **Alternativa metoder**

## **Långsiktigt omhändertagande av kärnbränsleavfall**

Ann-Mari Ekendahl, Tönis Papp (Red)

Svensk Kärnbränslehantering AB

September 1998

# Innehåll

	Sid
<b>1 Inledning</b>	<b>5</b>
1.1 Rapportens syfte	5
1.2 Rapportens uppläggning	5
1.3 Begrepp och definitioner	6
<b>2 Förutsättningar för hantering av det långlivade avfallet</b>	<b>9</b>
2.1 Olika former av radioaktivt avfall	9
2.2 Hantering av radioaktivt avfall	10
2.3 Olika moment i hanteringen	11
2.3.1 Övervakad lagring – mellanlagring	11
2.3.2 Geologisk deponering	13
2.3.3 Kvittblivning	13
2.3.4 Upparbetning och återvinning	14
2.3.5 Transmutation	15
2.4 Alternativ för geologisk djupförvaring	16
<b>3 Översikt över alternativ och valmöjligheter</b>	<b>17</b>
3.1 Att välja huvudalternativ	17
3.2 Översikt över valmöjligheter	18
3.3 Det svenska huvudalternativet	21
3.4 Äldre och nyare studier	22
3.4.1 Specialstudier av alternativa förvarssystem	22
3.4.2 Jämförande studier	23
3.5 Internationell översikt	24
<b>4 Djupförvaring i kristallint berg, huvudalternativ och varianter</b>	<b>27</b>
4.1 Geologiska förutsättningar	27
4.2 Huvudalternativ, prioriterad lösning	30
4.2.1 Grundläggande egenskaper	30
4.2.2 Layout och drift	32
4.2.3 Valmöjligheter och flexibilitet	34
4.2.4 Förlägningsplatsens betydelse	35
4.2.5 Successiv utbyggnad och verifiering	36
4.3 KBS-3-liknande utföranden	37
4.4 Djupförvar med medellånga hål/tunnlar – MLH	38
4.4.1 Utformning	38
4.4.2 Säkerhetsaspekter	39
4.4.3 Jämförelse av deponeringsteknik	39
4.5 Projekt och studier i andra länder med kristallint berg	41

<b>5</b>	<b>Alternativa förvarskoncept i kristallint berg</b>	45
5.1	Deponering i mycket djupa borrhål – VDH	45
5.1.1	Princip	45
5.1.2	Utförande	46
5.1.3	Geologiska förhållanden på stora djup	46
5.1.4	VDH-konceptets potential	47
5.2	Deponering i långa horisontella hål – VLH	49
5.2.1	Princip	49
5.2.2	Utförande	49
5.2.3	Säkerhetsaspekter	51
5.3	Varma, torra förvar	52
5.3.1	Övervakat djupförvar, WP-Cave	52
5.3.2	Säkerhetsjämförelse, WP-Cave/KBS-3	53
5.3.3	Andra torra förvar	53
<b>6</b>	<b>Andra geologiska formationer, utländska alternativ</b>	55
6.1	Deponering i torra varma förvar – slutförvaring i icke vattenmättat berg	55
6.1.1	Geologiska aspekter	55
6.1.2	Utformning	56
6.1.3	Långsiktig säkerhet	56
6.1.4	Pågående projekt	58
6.2	Deponering i saltformationer	58
6.2.1	Generellt om saltformationer, evaporiter	58
6.2.2	Utformning	59
6.2.3	Långsiktig säkerhet	60
6.2.4	Pågående projekt	61
6.3	Deponering i lersediment	63
6.3.1	Generellt om lerformationer	63
6.3.2	Utformning	64
6.3.3	Långsiktig säkerhet	64
6.3.4	Pågående projekt	66
<b>7</b>	<b>Deponering i djuphavssediment</b>	67
7.1	Princip för deponering i sediment	67
7.2	Deponering med frifallspenetratorer	68
7.3	Deponering i borrhål i havsbotten	70
7.4	Systemegenskaper och säkerhetsaspekter	71
	<b>Referenser</b>	75
	<b>Bilaga – Separation och Transmutation</b>	81
1	Bakgrund	81
2	Historik	82
3	Kunskapsläge	83
4	Svenska arbeten	84
5	Bedömning av framtiden för separation och transmutation	86
6	Bilagans referenser	88

# 1 Inledning

## 1.1 Rapportens syfte

Denna rapport utgör en sammanställning av tekniskt och säkerhetsmässigt underlag till den diskussion om alternativ och metodval som presenteras i FUD-program 98 /1-1/ och Systemredovisning KBS-3/1-2/. Rapporten utgör – tillsammans med dessa – den redovisning som efterfrågas i regeringens beslut om SKB:s FUD-program 1995 /1-3/:

SKB skall i sitt fortsatta forsknings- och utvecklingsarbete genomföra en systemanalys av slutförvarssystemet...

[I denna analys skall bl a] ingå en redovisning av de alternativa lösningar till KBS-3-metoden som SKB redovisat i tidigare forskningsprogram eller som aktualiserats i internationella studier. Även olika varianter av KBS-3-metoden bör redovisas.

## 1.2 Rapportens uppläggning

I rapporten presenteras de viktigaste alternativa möjligheter som studerats för att ta hand om det högaktiva långlivade avfallet från produktion av kärnenergi. Syftet är inte att i detalj redogöra för det tekniska utförandet hos de olika mer eller mindre genomarbetade lösningarna, utan att försöka klargöra vad som är de principiella tekniska och säkerhetsmässiga skillnaderna mellan olika strategier, och vilka de verkliga valmöjligheterna är.

Vi redovisar svenska och utländska studier av alternativen till KBS-3-utformningen liksom också olika studerade varianter av hur den skulle kunna utformas. En genomgång görs också av alternativ som grundar sig på andra slags geologiska formationer än de vårt land erbjuder.

Som bakgrund ges också en övergripande beskrivning av den nuvarande tekniska utformningen; en mer detaljerad genomgång görs i Systemredovisningen /1-2/. För att ge en förståelse av hur dagens utformning uppstått, ges en översikt av de val och prioriteringar som hittills gjorts i det svenska programmet. Den detaljerade diskussionen om när och på vilka grunder valen gjorts, redovisas dock i FUD-program 98 /1-1/ avsnitt 2.6.

Kapitel 1 (Inledning) ger rapportens syfte och uppläggning. Det avslutas med en lista på begrepp och definitioner.

Kapitel 2 och 3 utgör en generell orientering inför de tekniska genomgångarna av olika alternativ i kapitel 4 och framåt.

I kapitel 2 (Förutsättningar för hantering av det långlivade avfallet) redovisas först vilka kategorier av radioaktivt avfall som förekommer. Därpå följer en sammanfattande beskrivning av studerade alternativa strategier. Kapitel 3 (Översikt över metoder och valmöjligheter) diskuterar de val som måste göras i ett program för radioaktivt avfall och vilka val som lett fram till det svenska systemet. Några viktigare specialstudier och jämförande studier presenteras och slutligen ges en sammanställning över olika länders huvudinriktningar.

Beskrivningen i kapitel 2 och 3 motsvarar i tillämpliga delar den som finns i FUD-program 98 kapitel 2 (avsnitt 2.2–2.5).

I kapitel 4–7 presenteras de olika metoderna för geologisk förvaring

- Djupförvaring i kristallint berg, SKB:s nuvarande tekniska utformning och andra KBS-3-liknande utformningar, i kapitel 4
- Alternativa förvarskoncept i kristallint berg i kapitel 5
- Djupförvar i andra geologiska formationer i kapitel 6
- Deponering i djuphavssediment i kapitel 7

### *Bilaga*

I bilagan finns en sammanfattning av dagsläget för separation och transmutation. Transmutationstekniken utgör inte ett alternativ till de olika djupförvaringsmetoderna, utan är en potentiell vidareutveckling av uppberbetningstekniken, med målet att reducera mängderna långlivat avfall.

## **1.3 Begrepp och definitioner**

Nedanstående begrepp och definitioner förekommer i samband med beskrivningar av system för omhändertagande av radioaktivt avfall.

ATB	Avfallstransportbehållare. Behållare betecknade ATB används idag för transport av medelaktivt avfall till SFR.
CANDU	Kanadensisk tungvattenreakortyp och dito kärnbränsle.
CLAB	Centralt mellanlager för använt bränsle beläget i Simpevarp, Oskarshamn, i drift sedan 1985.
Djupförvar	Förvar för radioaktivt eller annat avfall på ett djup av minst ett par hundra meter i geologisk formation, i allmänhet avsedd som slutförvar.
FUD-program	SKB:s program för forskning, utveckling och demonstration.
HLW, MLW	Högaktivt resp medelaktivt avfall / High level waste, medium level waste.
Kapsel	En höghållfast och beständig behållare, avsedd att hålla tätt under mycket lång tid i ett djupförvar. När det svenska systemet diskuteras avses en stål+kopparkapsel, men ordet används också för andra utformningar av kapslar.
KBS	Kärnavfallets behandling och slutförvaring.
KBS-3	Det prioriterade alternativet för djupförvaring av svenskt långlivat kärnavfall, främst använt kärnbränsle.
LWR	Lättvattenreaktor (BWR och PWR), samt motsvarande bränsle.
MLH	Medellånga hål – en variant av djupförvarsutförande.
MOX	Blandoxidbränsle (U +Pu) / Mixed oxide fuel
PASS	Projekt Alternativstudier för slutförvaring – en studie genomförd av SKB 1992.

Posiva	Finlands motsvarighet till SKB.
SFL	Slutförvar för långlivat avfall; äldre beteckning som kan förekomma i olika underlagsrapporter. Se istället Djupförvar.
SFR	Slutförvar för radioaktivt (låg och medelaktivt) driftavfall i Forsmark, i bruk sedan 1988.
Slutförvar	En anläggning för definitiv deponering av (t ex) radioaktivt avfall, avsedd att förslutas och överges.
Transuraner	Nuklider tyngre än uran som bildats i reaktorn under drift. Står för en betydande del av det radioaktiva avfallets farlighet, eftersom många av dem är långlivade.
Typ B-behållare	Transportbehållare avsedd för högaktivt material, vilken tål mycket stora påfrestningar utan att den förlorar sina säkerhetsegenskaper.
VDH	Very Deep Holes, Djupa borrhål, en alternativ metod för deponering
VLH	Very Long Holes, Mycket långa tunnlar, en alternativ layout för djupförvar
WIPP	Waste Isolation Pilot Plant, en amerikansk slutförvarsanläggning för avfall
Yucca Mountain	En plats i Nevada, USA, tilltänkt för slutförvaring av högaktivt avfall
Äspölaboratoriet	SKB:s forskningslaboratorium beläget på 450 meters djup i berget under Äspö, Simpevarp (intill Oskarshamns kärnkraftverk). Bland annat studeras bergets och grundvattnets egenskaper. En demonstrationsanläggning för deponering av kapslar byggs f n i Äspölaboratoriet.

## **2 Förutsättningar för hantering av det långlivade avfallet**

### **2.1 Olika former av radioaktivt avfall**

Radioaktivt avfall uppstår i de flesta hanteringsled i kärntekniska anläggningar. Det har olika form och innehåll, från så gott som inaktiva sopor till använt bränsle som har högt aktivitetsinnehåll, i likhet med avfallsglas från uppärbetning.

Avfallet koncentreras för att minska volymen, och överförs till en sådan fysisk och kemisk form att det är stabilt och lätt att hantera.

#### **Låg och medelaktivt driftavfall från kärnkraftverk**

Det lågaktiva avfallet kan hanteras utan särskild strålskärmning. Det medelaktiva avfallet, som behöver strålskärmning, gjuts in med betong eller bitumen i standardiserade kollin, oftast kokiller eller fat.

I Sverige finns SFR-anläggningen, som mottar och deponerar det svenska låg- och medelaktiva driftavfallet, vilket i huvudsak innehåller radioaktiva ämnen med så måttlig halveringstid (cirka 1–30 år) att avfallet har avklingat till ofarliga nivåer på några hundra år.

Utvecklingen hittills går mot mindre produktion av medelaktivt avfall i volym räknat, vilket gör att utrymmena i SFR kommer att räcka längre innan utbyggnad behövs, än som försiktigtvis antogs när anläggningen byggdes.

#### **Använt kärnbränsle**

En liknande utveckling gäller det använda bränslet; på grund av successivt ökad genomsnittlig utbränning produceras färre använda bränslelement per år än tidigare, vid samma energiproduktion.

Huvuddelen av det använda kärnbränslet utgörs av uran som inte förbrukats. Klyvningsprodukterna utgör 3–4 procent av det använda bränslet och transuranerna cirka 1 procent.

Det använda bränslet är både högaktivt och långlivat på grund av de ingående radioaktiva ämnens höga koncentration och, speciellt för transuranerna, långa halveringstider. Nuklidsammansättningen hos bränslet är beroende av dess utbränning, vilket har betydelse för kapselns dimensionering.

Strålningen minskar genom radioaktivt sönderfall. Efter cirka 1 000 år är strålningsnivån låg, men kärnbränslet innehåller ändå stora mängder radioaktiva ämnen. Dessa är huvudsakligen alfa-strålande och farliga först om de kommer in i kroppen. Huvuddelen av de radioaktiva ämnena har mycket låg löslighet i den grundvattenmiljö som finns i ett djupförvar. Några klyvningsprodukter med lång halveringstid, som cesium 135 och jod 129, är dock mera lösliga.



## **Annat långlivat avfall**

Medelaktivt avfall kan också vara långlivat, om det innehåller transuraner. Sådant avfall gjuts in på samma sätt som det övriga medelaktiva, och skall hanteras vidare med liknande krav på långsiktig säkerhet som för det använda bränslet.

En ytterligare kategori som skall omhändertagas är förbrukade härdkomponenter som blivit bestrålade och aktiverade under reaktordrift. Enligt de svenska planerna skall dessa efter mellanlagring gjutas in i betong och deponeras. Motsvarande gäller för de mer aktiva delarna av det rivningsavfall som uppstår när en kärnteknisk anläggning rivs.

Aktivitetens innehåll – koncentration och nuklidsammansättning – samt geometrisk och fysisk form, avgör vilken slags förvar som passar för respektive avfallskategori.

## **Avfall från upparbetning**

Vid upparbetning är ett av syftena att minska den totala avfallsvolymen samtidigt som uran och plutonium tillvaratas. Det som framställs efter upparbetning är ett avfallsglas med mycket god kemisk stabilitet, innehållande långlivade ämnen. Aktiviteten avtar långsammare i direktdeponerat bränsle än i det förglasade upparbetningsavfallet, på grund av bränslets innehåll av uran och plutonium, vilket ställer större krav på långsiktig isolering. Det förglasade avfallet kräver dock omhändertagande och deponering enligt i stort sett samma krav som gäller för det icke upparbetade bränslet.

Det högaktiva avfallsglaset består av mer koncentrerat avfall än det bränsle som givit upphov till det, men samtidigt produceras under processens gång nya typer av driftavfall. Idealt skall alla långlivade ämnen koncentreras till avfallsglaset och övrigt avfall därmed vara kortlivat. I verkligheten kommer visst avfall som är förorenat med transuraner att förekomma även efter upparbetning.

Om man dessutom skulle införa transmutation (se nedan) innebär detta, förutsatt att processen går som planerats, att de flesta långlivade ämnen separeras för att återföras till en reaktor och under bestrålning omvandlas till ämnen med kortade livslängd.

Även vid en transmutationsprocess produceras olika kategorier av driftavfall. Eftersom det inte idag finns någon teknik för transmutation som prövats i stor skala, är det svårt att säga hur effektiv processen kan bli. Man måste utgå ifrån att det kommer att återstå avfall med lång livslängd även i detta fall, dock i mindre volymer än efter normal upparbetning.

## **2.2 Hantering av radioaktivt avfall**

På kortare sikt kan avfallet lagras övervakat. Detta kan göras dels för att låta radioaktiviteten avklinga så att den vidare hanteringen förenklas (mellanlagring), dels som en lösning i avvaktan på beslut om kommande steg (övervakad lagring).

På lång sikt är egentligen bara två grundläggande lösningar tänkbara: att deponera avfallet i miljöer som är stabila över mycket lång tid, t ex djupt i urberget, eller att definitivt göra sig av med avfallet, t ex genom att skjuta ut det i rymden. Den första lösningen kallas geologisk deponering eftersom alla miljöer som är stabila under lång tid är geologiska. Den andra lösningen brukar kallas kvittblivning.

Man står också inför möjligheten att förändra avfallets innehåll. Använt bränsle innehåller uran och plutonium som kan återanvändas till nytt bränsle. Genom att separera och återanvända dessa ämnen utnyttjas bränsleråvaran bättre, samtidigt som den långsiktiga farligheten minskar genom att framför allt plutonium förbrukas som bränsle. Separationen kallas i kärnbränslesammanhang upparbetning. Metoden kräver stora och komplicerade anläggningar. Situationen blir mer komplicerad då man väger in att ny teknik i framtiden kan göra det möjligt att nyttiggöra/förbränna fler ämnen. En sådan potentiell teknik där mycket utveckling ännu återstår är transmutation. Syftet med transmutation är att omvandla långlivade ämnen till kortlivade samtidigt som mer energi utvinns.

Såväl upparbetning som transmutation förändrar alltså avfallets innehåll och egenskaper och kan därför också ses som tänkbara led i avfallshanteringen. Oavsett hur långt separation, återvinning och transmutation drivs, återstår till slut alltid en viss mängd avfall som måste tas om hand, både på kort och lång sikt.

## **2.3 Olika moment i hanteringen**

Det går att urskilja fyra huvudsakliga moment eller metoder som kan användas för att sätta samman ett fullständigt program för avfallshanteringen: Övervakad lagring (mellanlagring), geologisk deponering, kvittblivning samt upparbetning med eventuell transmutation. Figur 2-1 visar de olika metoderna och hur de är relaterade till varandra.

### **2.3.1 Övervakad lagring – mellanlagring**

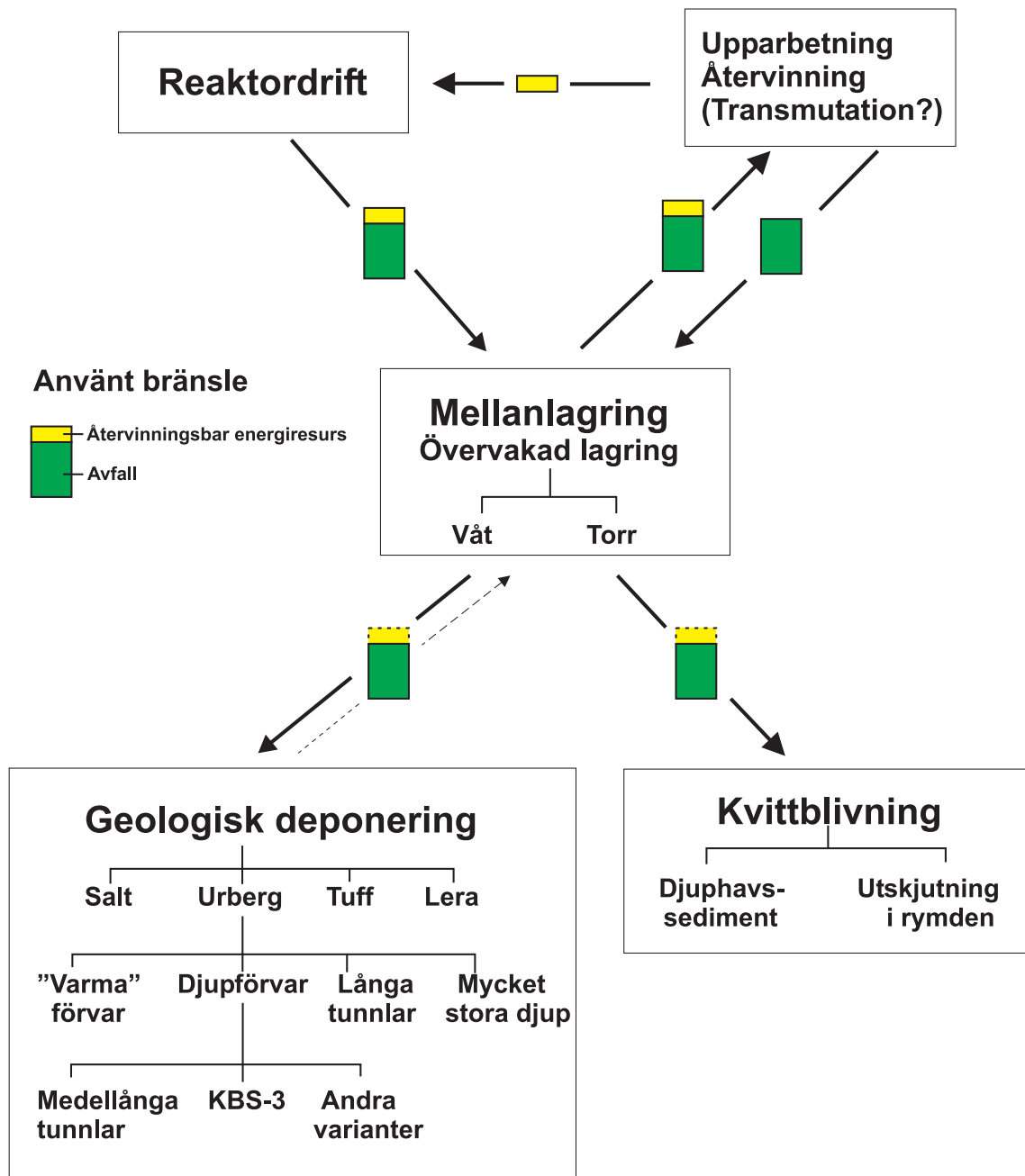
En första period av övervakad lagring kommer, av tekniska skäl, alltid att ingå i hanteringen av använt bränsle. Under mellanlagringen minskar radioaktiviteten och värmeutvecklingen i det använda bränslet, vilket underlättar den fortsatta hanteringen.

I Sverige, liksom i flera andra länder, sker lagringen under vatten i bassänger (i CLAB). Vattnet fungerar som strålskärm och kyler samtidigt bränslet. SKB planerar att mellanlagra bränslet i cirka 30 år men anläggningen kan hållas i fortsatt drift med kylning och rening av bassängvattnet och med bibehållen ventilation. Baserat på svenska och internationella erfarenheter bedöms CLAB, med rätt drift och underhåll, kunna drivas i hundra år eller mer.

Ett annat sätt att mellanlagra är så kallad torr lagring. Vid torr lagring sker kylningen med luftcirkulation. Bränslet lagras i behållare som liknar dem som används vid transporter. Behållare med förglasat högaktivt avfall från upparbetning lagras torrt i lagringsbyggnader. Torr lagring kräver mindre underhåll än våt lagring. Metoden används t ex i Kanada, Tyskland och USA.

Både torr och våt lagring har godtagits av myndigheterna vad gäller strålskydd och säkerhet. Olika länder har valt den lagringsmetod som passar bäst i det nationella systemet i övrigt. Lagring innebär mycket små säkerhetsrisker så länge övervakningen fungerar. Om kontroll och övervakning av någon anledning skulle brista, ökar risken för händelser som kan ge allvarliga konsekvenser, t ex genom att kylningen upphör eller genom att kärnbränsle kommer på avvägar.

Övervakad lagring kan i princip pågå hur länge som helst med lämpligt underhåll. Eftersom man knappast kan tänka sig att fortsätta bevakningen av lagret under tusentals år, krävs dock att någon form av långsiktig lösning ersätter den övervakade lagringen. Övervakad lagring bör därför i första hand ses som ett sätt att bevara bränslet under omedelbar kontroll om man vill vänta med beslut om hanteringsmetod.



Figur 2-1. Olika moment i hanteringen av använt kärnbränsle.

### 2.3.2 Geologisk deponering

Geologisk deponering innebär att avfallet efter en period av mellanlagring deponeras på djupet i en geologisk miljö som är stabil på mycket lång sikt. Geologisk deponering kan användas för både använt kärnbränsle som inte upparbetats och högaktivt, långlivat avfall från upparbetning. I det förra fallet talar man om direktdeponering.

#### Olika miljöer

De geologiska miljöer som kan bli aktuella för ett djupförvar varierar, alltefter de geologiska förutsättningar som finns i olika länder. I Tyskland studeras bergsalt, i Finland, Kanada och Sverige kristallint berg, i Belgien lera och i USA tuff (en vulkanisk bergart). I Frankrike studeras både kristallin och sedimentär berggrund. Alla dessa formationer är mycket gamla – tiotals miljoner år eller mer – och förändras mycket långsamt. Den berggrund som är aktuell i Sverige är mellan en och två miljarder år gammal.

#### Olika utformningar av förvar

Förvaret kan utformas på flera sätt i var och en av miljöerna. I den berggrund vi har i Sverige kan man tänka sig några principiellt olika alternativ:

- Avfallet deponeras i ett system av kortare tunnlar på 400–700 meters djup i vattenmättat berg (t ex KBS-3).
- Avfallet deponeras som ovan men förvaret arrangeras som ett fåtal parallella milslånga tunnlar.
- Avfallet placeras tätt i ett burliknande arrangemang i berget.
- Avfallet deponeras i flera tusen meter djupa borrhål.

För var och en av dessa utformningar finns varianter, både vad gäller hur förvaret arrangeras geometriskt och hur avfallet kapslas in. I det svenska programmet har utformningen successivt utvecklats mot det som nu utgör huvudriktningen, ett djupförvar av KBS-3-typ. Olika alternativ har valts bort eftersom de inte ger ökad säkerhet eller för att säkerheten är mer svårbedömd.

KBS-3-utformningen av ett djupförvar för använt kärnbränsle utgörs av ett system av horisontella tunnlar som löper med 30–40 meters avstånd. Bränslet placeras i täta kopparkapslar med en hållfast insats av gjutjärn. Kapslarna omges med bentonitlera i deponeringshål som är borrhålen i tunnlarernas golv. Varianter med t ex horisontella deponeringshål är också tänkbara.

Ett djupförvar kommer att hållas öppet så länge som deponering av avfall pågår, dvs under flera decennier, och kommer då att övervakas. Övervakningen kan sträckas ut under längre tid om man så vill. Förvarets långsiktiga säkerhet är dock inte beroende av tillsyn eller underhåll.

### 2.3.3 Kvittblivning

Olika sätt har diskuterats för att göra avfallet praktiskt taget helt otillgängligt (kvittblivning). En möjlighet vore att skjuta ut avfallet i rymden, men detta har avvisats på grund av de risker som finns vid raketuppskjutningar.

Andra varianter som föreslagits är deponering i djuphavssedimenten eller under inlandsisen på Antarktis. Speciellt deponering under havsbotten har ägnats internationellt intresse. Avfallet kapslas in och får av egen tyngd tränga ned cirka 50 meter i de tjocka bottensedimenten på cirka 4 000 meters djup i Atlanten. Sedimenten skyddar kapseln och håller kvar eventuella utläckande radioaktiva ämnen. Deponering under havsbotten kan också göras så att avfallsbehållarna staplas i djupa borrhål under havsbotten. Metoden har en del säkerhetstekniska fördelar men drivs inte vidare, främst av politiska skäl.

Ingen form av kvittblivning diskuteras alltså i dag på allvar som ett moment i hanteringen av använt kärnbränsle och liknande avfall. Gränsdragningen mellan geologisk deponering och kvittblivning är inte självklar. Deponering i djuphavssedimenten har här betraktats som kvittblivning men skulle också kunna räknas till metoderna för geologisk deponering.

### 2.3.4 Upparbetning och återvinning

Vid dagens upparbeitungsanläggningar kapas kärnbränslet först i små bitar och löses sedan upp i en stark syra. Genom kemisk behandling i flera steg separeras uran och plutonium från klyvningsprodukter och övriga transuraner. Uran och plutonium kan efter rening och kemisk bearbetning återanvändas som bränsleråvara. Plutonium ingår då i så kallat MOX-bränsle (Mixed Oxide fuel) som består av en blandning av uran- och plutoniumdioxid.

Avfallet, dvs klyvningsprodukter och övriga transuraner, blandas in i glasmassa och gjuts i behållare. Det förglasade avfallet avger strålning och värme och måste, på samma sätt som det använda kärnbränslet, mellanlagras innan det kan deponeras i ett djupförvar. Vid upparbetning uppstår även annat långlivat avfall som måste tas om hand långsiktigt på liknande sätt.

Upparbetning sker i stora anläggningar där hanteringen är fjärrstyrd och strålskärmad. Upparbeitungsanläggningar finns i dag i Frankrike (la Hague), Storbritannien (Sellafield) och i Ryssland. En anläggning byggs också i Japan. Den samlade kapaciteten hos dagens upparbeitungsanläggningar är cirka 2 800 ton per år medan mängden använt bränsle som uppstår i världen är omkring 10 000 ton per år.

Genom återanvändning av uran och plutonium kan behovet av naturligt uran till bränsle minskas med 20–30 procent. Likaså kan behovet av anrikning minskas med cirka 25 procent. Kostnaden för återvinning är dock hög. Med dagens uranpriser är det avsevärt billigare att använda nytt uran. Tiden från att använt bränsle tas ur en reaktor till att det kan ha omvandlats till nytt MOX-bränsle är knappt tio år.

Återanvändning av MOX-bränsle i lättvattenreaktorer kan göras i två eller tre cykler. Därefter får plutonium en olämplig isotopsammansättning som försämrar reaktorernas säkerhetsegenskaper. Däremot kan plutonium brännas/förbrukas effektivare i snabba reaktorer. Tillverkning av MOX-bränsle ställer betydligt högre krav på strålskydd än vad tillverkning av vanligt kärnbränsle gör.

MOX-bränsle används i bland annat Frankrike, Schweiz och Tyskland. Kapaciteten att tillverka MOX-bränsle är i dag något lägre än som motsvarar den mängd plutonium som separeras vid upparbetning.

Hanteringssystemet vid upparbetning består av följande steg:

- Mellanlagring

- Upparbetning
- Återanvändning av uran och plutonium vid bränsletillverkning.
- Förglasning av den högaktiva avfallslösningen, som innehåller klyvningsprodukter och övriga transuraner, samt behandling av övrigt avfall.

Det högaktiva förglasade avfallet och övrigt långlivat avfall från uppabetningen måste tas om hand på liknande sätt som använt bränsle.

### 2.3.5 Transmutation

Transmutation innebär att man omvandlar, transmuterar, långlivade radioaktiva ämnen till mer kortlivade med hjälp av kärnreaktioner. För att åstadkomma detta utsätts de långlivade ämnena för kraftig bestrålning med neutroner. Vid processen alstras också energi som kan användas för att t ex producera elektricitet.

En förutsättning för effektiv transmutation är att man kan separera de olika ämnen som ingår i använt bränsle. Detta kräver utveckling av uppabetningstekniken. Ämnen som behöver separeras för att minska bränslets farlighet på lång sikt är främst plutonium men även neptunium, americium och andra transuraner samt teknetium 99 och jod 129. Utveckling av separationsteknik har pågått i mindre skala i flera decennier, men det återstår mycket forskning innan den fullständiga tekniken finns industriellt och är tillräckligt effektiv. Ett mål för utvecklingen, som har nämnts i internationella sammanhang, är att minska mängden långlivade radionuklider i avfallet till en hundradel.

De neutronflöden som behövs kan man få i snabba reaktorer eller med hjälp av en stor accelerator. Acceleratorn är tänkt att anslutas till en ny typ av kärnreaktor under utveckling där de ämnen som ska transmutteras bestrålas med neutroner.

Hanteringen vid transmutation består av följande steg:

- Separation av de ämnen som ska transmutteras ur den högaktiva avfallslösningen från uppabetningen.
- Förglasning av kvarvarande avfallslösning som innehåller de mer kortlivade klyvningsprodukterna.
- Tillverkning av transmutionsbränsle med de separerade långlivade ämnena.
- Bestrålning av bränslet i en snabb reaktor eller ett accelerator drivet system.

Transmutationsbränslets drifegenskaper försämras efter en tids bestrålning. Det måste då åter genomgå kemisk separation, dvs stegen ovan upprepas i flera cykler. Det högaktiva förglasade avfallet och övrigt långlivat avfall från processerna måste tas om hand på liknande sätt som använt bränsle. Liksom vid traditionell uppabetning får man i varje steg i processen doser till personal och utsläpp av radioaktiva ämnen. I dagsläget är det svårt att bedöma hur stora dessa blir.

Transmutationstekniken bedöms kräva flera tiotal års utveckling innan den kan vara industriellt tillgänglig. Utvecklingen kräver finansiering som endast stora länder eller unioner kan åta sig. SKB:s arbeten och planer inom transmutionsområdet beskrivs närmare i bilagan.

## 2.4 Alternativ för geologisk djupförvaring

Geologisk förvaring kan i vidaste mening omfatta:

- Grund bergförvaring eller ytnära deponering, som är ett vanligt alternativ för lågaktivt radioaktivt avfall. Sådana förvar behandlas inte i denna rapport.
- Geologiska formationer på större djup (minst flera hundra meter under markytan) i ett slutförvar med åtkomst via schakt, tunnlar eller borrhål som börjar på land. Detta alternativ, benämnt geologisk djupförvaring, är aktuellt för mera högaktivt och långlivat radioaktivt material, såsom använt kärnbränsle.
- Geologiska formationer (okonsoliderade eller petrifierade sediment) under havsbotten.

Internationellt råder enighet om att deponering i geologiska djupförvar är lämpligast som långsiktig lösning för det långlivade avfallet. Detta gäller såväl avfall från upparbetning som icke upparbetat kärnbränsle. I många länder finns dock grupper som förespråkar fortsatt övervakad lagring, antingen för att man inte litar på långtidsförvaring utan kontroll, eller för att man vill vänta på att bättre metoder utvecklas eller vill behålla möjligheten att vidareutnyttja energiinnehållet i det använda bränslet.

Förutsättningarna för att anlägga ett förvar är olika – såväl för utsprängningen som för val av layout för långsiktig funktion – för olika typer av bergarter. Internationellt bedrivs forskning kring geologisk djupförvaring i djuperuptiva bergarter (kristallint berg, urberg), vulkaniska bergarter, lersediment, saltformationer och i torrt berg (ovanför grundvattnet).

Principen för geologisk djupförvaring är att det potentiellt farliga avfallet ska isoleras från mänsklig miljö genom en kombination av flera tekniska och naturliga barriärer, som varken fordrar kontinuerligt underhåll eller ständig övervakning. Flerbarriärsprincipen bygger i huvudsak på:

- Själva avfallsformen – den ska vara stabil och svårslöslig i den miljö som råder i förvaret.
- Tekniska barriärer kring avfallet – detta kan innebära fysiska barriärer som höghållfasta behållare och återfyllningsmaterial som upprätthåller lokalt stabila kemiska förhållanden som motverkar korrosion och minskar radionuklidernas rörlighet.
- Den naturliga barriären som utgörs av kringliggande geologiska formationer. Denna skyddar de tekniska barriärerna och ger garanti för deras livslängd, minskar sannolikheten för oönskad mänsklig påverkan av avfallet samt fångar upp eller minskar eventuella utsläpp av radionuklider från avfallet om de tekniska barriärerna inte ger en total isolering.

De utformningar som oftast övervägs för geologisk djupförvaring är en kombination av utsprängda salar och tunnlar/orter där avfallet placeras antingen direkt i tunnlar (resp salarna) eller i borrhål som utgår från dessa. Djup på mellan cirka 200 m och cirka 1200 m under markytan är föreslagna för sådana förvar. Oftast utformas slutförvaret speciellt för ändamålet, men i några länder har användning av befintliga gruvor föreslagits – och även använts – för vissa typer av radioaktivt avfall.

## 3 Översikt över alternativ och valmöjligheter

### 3.1 Att välja huvudalternativ

Valet av metod för att ta hand om använt kärnbränsle innehåller både stora, vägskiljande frågor och detaljerade val mellan olika tekniska lösningar.

#### Två huvudfrågor

I valet av metod för att ta hand om använt kärnbränsle har man något förenklat först att ta ställning till två huvudfrågor (eftersom kvittblivning inte är något realistiskt alternativ):

1. Skall det använda bränslet upparbetas eller inte?
2. Skall den långsiktiga lösningen vara att avvakta eller att deponera i geologiska formationer?

Frågan om upparbetning påverkar formen av och till viss del innehållet i avfallet, men har inte någon avgörande betydelse för hur avfallet behöver tas om hand på lång sikt.

Om man väljer att avvakta med en långsiktig lösning finns egentligen bara en möjlighet: att tills vidare lagra avfallet övervakat och detta oavsett om det använda bränslet upp- arbetas eller inte.

Väljer man geologisk deponering återstår en rad val av mer teknisk natur. Man måste ta ställning till geologisk miljö och förvarets principiella och detaljerade utformning.

Flera faktorer påverkar vilka svar man kommer fram till, bland annat tidsaspekter och frågor som rör framtida energiförsörjning och kärnvapenspridning.

#### Tidsaspekter

I utformningen av ett program för avfallshantering kommer tidsaspekter in på olika sätt. En avgörande fråga är om dagens generation ska lösa avfallsproblemet eller om ansvaret helt eller delvis ska överlåtas på kommande generationer. Frågan är kopplad till den tekniska utvecklingen: Vilka tekniker och metoder kan komma att finnas tillgängliga i framtiden? Hur kan ett program som utformas i dag göras flexibelt så att det kan anpassas efter utvecklingen? Om man t ex väljer geologisk deponering, kan då avfallet återtas från förvaret sedan det deponerats?

#### Energiförsörjning

Utformningen av ett avfallsprogram är i vissa avseenden kopplad till frågan om ett lands framtida energiförsörjning. En satsning på upparbetning och återvinning är inte realistisk utan ett fortsatt utnyttjande av kärnkraft i framtiden. Detta gäller också transmutation, som i sig kräver upparbetning men även omfattande satsning på ny kärnkraftteknik.



## Spridning av klyvbart material

Även frågor som rör kärnvapenspridning kommer in i bilden. Upparbetning är t ex en teknik som kan användas för att framställa klyvbart material för kärnvapentillverkning. Å andra sidan leder återvinningen som följer på uppabetningen till att mer klyvbart material förbränns i kärnreaktorer under kontrollerade förhållanden än vid direktdeponering i djupförvar.

## Fyra tänkbara strategier

Om man inkluderar kvittblivning kan fyra tänkbara program eller strategier för hantering av långlivat högaktivt avfall formuleras.

- **Övervakad lagring**  
Det använda bränslet långtidslagras under kontrollerade förhållanden, och man beslutar senare om hantering enligt något av de följande alternativen.
- **Direktdeponering i djupförvar**  
Efter mellanlagring inkapslas det använda bränslet och deponeras i ett djupförvar, utan krav på tillsyn eller behov av underhåll men med möjlighet till återtagning.
- **Upparbetning och ev transmutation samt deponering i djupförvar**  
Uran och plutonium (och eventuellt andra långlivade ämnen) avskiljs med kemiska metoder för att återanvändas som kärnbränsle. Återstående avfall deponeras i ett djupförvar. I en möjlig framtida variant kan även transmutation ingå i denna strategi.
- **Kvittblivning**  
Det använda kärnbränslet görs otillgängligt för all framtid, t ex genom utskjutning i rymden.

## 3.2 Översikt över valmöjligheter

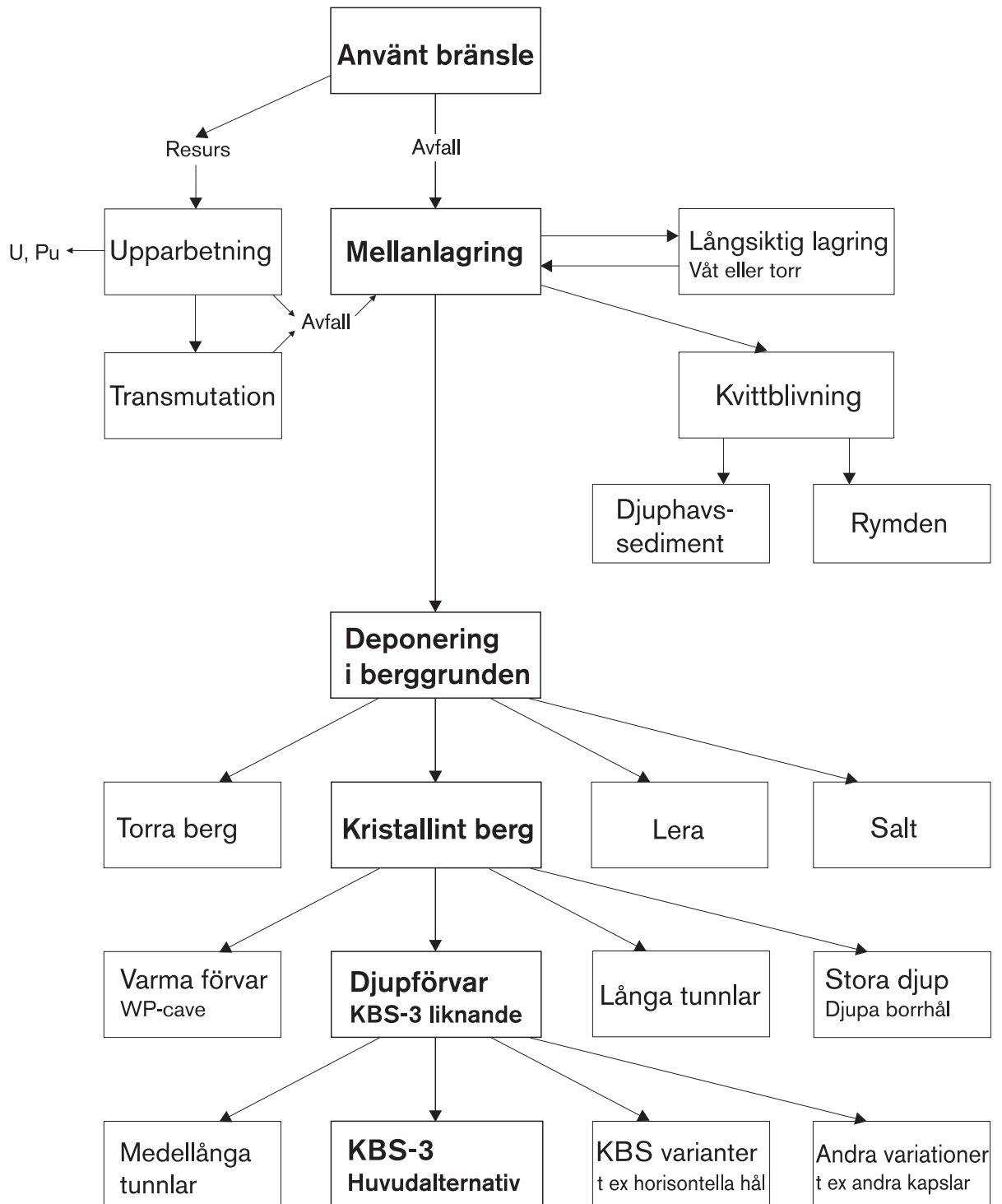
De valmöjligheter som står till buds för omhändertagandet av det långlivade avfallet är (se kapitel 2) dels valet mellan principiellt olika strategier, dels valet av tekniska lösningar av olika praktiska frågor inom ramen för ett visst koncept. I verkligheten är endast somliga kombinationer av dessa möjliga.

Figur 3-1 visar dels vilka valmöjligheter som överhuvudtaget finns, dels vilken släktskap som finns mellan de olika alternativa lösningarna.

### *Det använda bränslet*

Det använda bränslet mellanlagras kortare eller längre tid för att restvärme och radioaktivitet skall avklinga till lägre nivå. Därefter kan bränslet betraktas antingen som en resurs eller som enbart avfall.

Om bränslet betraktas som en resurs skall det uppabetas och användbara fraktioner av klyvbart uran och plutonium (som bildats under reaktordriften) tillvaratagas och användas som råvara för nytt kärnbränsle.



Figur 3-1. Sammanställning av möjliga val och kombinationer.

### *Mellanlagring*

Både bränsleelement som inte skall upparbetas och det avfall som härrör från upparbetning mellanlagras kortare eller längre tid före de följande åtgärderna som i allt väsentligt är desamma oavsett om avfallet är upparbetat eller icke.

Valmöjligheten är att gå vidare med deponering i någon form eller att vänta och fortsätta lagringen i mellanlagret på obestämd tid. Teoretiskt finns här även ett val mellan deponering i ett kontrollerat återtagbart förvar eller att definitivt bli kvitt avfallet genom utsändning i rymden eller andra oåterkalleliga metoder.

### *Deponering i berggrunden*

Ett krav på en geologisk formation som skall passa för slutförvaring är att den på lång sikt är stabil och inte utsätts för påverkan från ytan. Därför kommer förvaret att placeras på ganska stort djup.

Valet sker mellan olika geologiska miljöer, dvs bergarter. Det finns flera tänkbara, sins- emellan vitt skilda bergarter som kan vara lämpliga. Valet här beror på varje lands naturliga förutsättningar.

### *Deponering i kristallint berg*

Valet står mellan olika utformningar av förvarsanläggningen. Man kan dock urskilja några principiellt olika vägval, vilka även påverkar uppläggnings av platsundersökningarna:

Avfallet kan deponeras i ett byggt djupförvar bestående av ett tunnelsystem på 400–1 000 meters djup (beroende på lokala omständigheter) i vattenmättat berg.

En kapsel utgör den primära barriären, och den omges av ett buffertmaterial som tar upp spänningar och rörelser i berget och efter vattenupptagning bildar en ytterligare spärr mot nuklidens rörlighet. (KBS-3 och liknande).

Förutom djupförvar med ett principiellt utförande liknande KBS-3, har deponering i långa borrhåll, där kapslar deponeras i rad omgivna av buffertmaterial, studerats.

En annan alternativ utformning är mycket djupa borrhål (flera tusen meter) där avfallet deponeras. I ett sådant förvar utgör själva bergets mäktighet över avfallet den primära barriären mot att lösta radionuklider skall nå den biologiska miljön.

Ytterligare ett alternativ är ett djupförvar utfört så att tunnlar och deponeringshål hålls kontrollerat vattenfria under en längre tid, åtminstone 100 år, innan förvaret sluts till. På detta sätt kan avfallet deponeras i en mindre volym, som tillåts hålla en högre temperatur under det inledande skedet. I gengäld krävs drift och övervakning.

### *Detaljerad utformning*

Med förutsättningen att deponering skall göras i ett byggt djupförvar, vars säkerhet garanteras genom flera mer eller mindre oberoende barriärer, kan förvaret utformas och dimensioneras på olika sätt. För att uppnå bästa totalfunktion studeras olika kombinationer av tunnlar och hål, där kapslarna kan deponeras stående eller liggande, i rad i samma hål/tunnel eller i separata positioner för varje kapsel etc.

Kapseln är antingen endast till för att förpacka avfallet på ett hanterligt sätt inför vidare hantering, eller så är den (även) till för att hålla de radioaktiva ämnena avskilda från människor och miljö under så lång tid som behövs för att radioaktiviteten skall avklinga till låga nivåer.

Valet av material och utförande för kapseln beror således dels på vilka krav som ställs på den, dels på vilken deponeringsmiljö den skall komma att befinna sig i. Olika material passar bäst i olika bergarter, fuktiga eller torra miljöer etc.

### 3.3 Det svenska huvudalternativet

I Sverige har utformningen av ett huvudalternativ varit en lång process där övergripande frågor och tekniska detaljer diskuterats parallellt. Processen har pågått under flera decennier och har under tiden påverkats av den nya kunskap som successivt kommit till. För en mer utförlig redovisning av när och i vilka former detta har skett hänvisas till FUD-program 98, avsnitt 2.6.

#### *Upparbetning eller inte?*

Sverige har valt att inte upparbeta det använda bränslet. Bakom beslutet ligger bland annat en önskan att inte bidra till risken för ökad kärnvapenspridning. Dessutom är upparbetning en kostsam metod.

#### *Val av långsiktig lösning*

I Sverige är avsikten att genomföra geologisk deponering. Före deponeringen skall bränslet mellanlagras i cirka 30 år. Bakom valet ligger bland annat värderingen att det är dagens generation som skall ta hand om avfallet, eftersom det dels är dagens generation som dragit nytta av kärnkraften, dels ligger en osäkerhet i den framtida samhällsutvecklingen som talar mot att avvakta.

#### *Val av geologisk miljö*

I Sverige planeras deponeringen ske i kristallint urberg. Detta är den vanligaste typen av berggrund i landet och det är lämpligt ur teknisk synvinkel. Många länder, förutom Sverige, har deponering i kristallint berg som huvudalternativ.

#### *Val av principiell förvarsutformning*

Som framgick ovan kan förvaret utformas på några principiellt olika sätt. KBS-3-utformningen innebär ett system av kortare tunnlar på 400–700 meters djup. Andra alternativ har jämförts med KBS-3-konceptet vad gäller genomförbarhet, kort- och långsiktig säkerhet samt kostnader. Jämförelserna har utfallit till KBS-3-konceptets fördel och inriktningen i Sverige har därför fokuserats på fortsatt utveckling av detta alternativ.

#### *Val av detaljerad utformning*

Med förutsättningen att deponering skall göras i ett KBS-3-liknande förvar, kan förvaret utformas på olika sätt.

Principen för KBS-3 är ett system av parallella tunnlar, där hål för deponering av kapslar är borrhålen i tunnarnas golv. Ett alternativ vore att placera kapslarna direkt i medellånga tunnlar som går ut från en central tunnel. Detta och liknande utföranden kan vara fullt möjliga att genomföra med samma säkerhet, men utformningen med deponeringstunnlar med separata hål för kapslarna har prioriterats, eftersom det bedömts vara lättare att bygga ett sådant förvar. SKB fortsätter dock att utvärdera alternativa deponeringsmetoder.

Kapslarna i KBS-3-systemet är utformade för att ge långtidsbeständig isolering i ett flerbarriärsystem.

## Återtagningsmöjligheter

Ett val av annan karaktär är graden av återtagningsmöjlighet efter deponering. Framtida teknisk utveckling eller vetenskapliga upptäckter kan tänkas medföra att man vill få tillgång till material som finns i bränslet. En annan möjlighet är att framtida generationer av något skäl vill förändra, komplettera eller förbättra förvarets utformning eller funktion och därför komma åt avfallet.

Som huvudalternativet är utformat, finns det i alla stadier möjlighet till återtagning även om den blir mer omständlig och kostsam ju längre fram i processen den görs. Återtagning är möjlig eftersom deponeringen görs under kontrollerade former i ett berg som har hög mekanisk stabilitet. Möjlighet till återtag fordrar dock att information om förvarets innehåll och utformning bevaras åt framtidens människor.

## 3.4 Äldre och nyare studier

### 3.4.1 Specialstudier av alternativa förvarssystem

KBS-3-systemet och den forskning som bedrivits och bedrivs av SKB eller på SKB:s uppdrag behandlas i ett stort antal rapporter, se t ex FUD-program 98 /3-1/.

Förvarets egenskaper och långsiktiga säkerhet har behandlats bland annat i SKB:s KBS-rapporter och SKB 91 /3-2, 3/samt SKI:s Projekt 90 och Site 94. /3-4, 5)

En ny säkerhetsanalys, SR 97, pågår för närvarande och planeras vara klar under 1999.

Driften av de aktuella anläggningarna för *inkapsling*, *transporter* och *djupförvar*, beskrivs i ref /3-6, 7, 8/. Dessa utgör underlagsrapporter till huvudrapporten Systemredovisning för KBS-3-systemet /3-9/.

SKB har parallellt med vidareutvecklingen av KBS-3 under 80- och 90-talen initierat eller deltagit i flera studier syftande till mer ingående analys av ett visst alternativ med annan princip än KBS-3. Alternativen har studerats med avseende bland annat på genomförbarhet i Sverige. Detta arbete är beskrivet i rapporter som refereras i de följande kapitlen i denna rapport.

Deponering i olika slags geologiska formationer har studerats i andra länder. De viktigaste av dessa redovisas i föreliggande rapport. Underlagsmaterial har hämtats från sammanställningar som gjorts 1997 för SKB:s räkning särskilt för detta ändamål av T J Sumerling, Safety Assessment Management Ltd (SAM) samt (betr. deponering i djuphavssediment) av B Miller, N Chapman och J Bruno vid QuantiSci.

För ytterligare internationella studier se t ex ref /3-10, 11/

Beträffande studier av transmutation och separation, se bilagan.

### 3.4.2 Jämförande studier

Vid några tillfällen har utvalda, rimligt realistiska alternativ studerats och jämförande värderingar har gjorts, både resonemangsvis och med hjälp av objektiva numeriska parametrar.

### *Alternativa slutförvaringsmetoder, 1986*

Rapporten /3-12/ ger en genomgång av då förekommande alternativ sorterade efter följande kategorier: Principiella systemlösningar, platsanknutna alternativ, spridningshindrande arrangemang, samt teknisk utformning och utförande. Studien mynnar ut i dels en värdering av möjligheter och nackdelar dels en inventering av önskvärda eller tänkbara forskningsinsatser på området samt dåvarande prioritetnivå för dem.

### *PASS-studien, 1992*

SKB genomförde i samarbete med finska Posiva "Projekt Alternativ-Studier för Slutförvar", PASS, /3-13/, vari följande förvarssystem analyserades och rangordnades: KBS-3 – SKB:s prioriterade system, VDH – mycket djupa hål, VLH – mycket långa tunnlar samt MLH – medellånga tunnlar. För studien anlätades ett antal av varandra oberoende experter. Jämförelsen avsåg både kapselutformning och djupförvarsutformning med avseende på teknik, långsiktig säkerhet och kostnad. För varje parameter redovisades en oberoende rangordning av de olika systemen vilka sedan summerades i en ganska detaljerad trädhierarki. På detta sätt framkom dels respektive alternativs specifika fördelar och nackdelar, dels en sammanvägd totalbedömning, som bland annat ledde till att KBS-3-systemet rangordnades högst utom i avseende på kostnader. Sammanfattningsrapporten diskuterar även metodens rimlighet.

### *Finländsk jämförande studie (Posiva), 1996*

Det finländska prioriterade systemet för slutförvaring är, med få undantag, lika som det svenska systemet. Orsaken är främst att landets förutsättningar (geologiskt, geografiskt, kulturellt, etc.) är så lika Sveriges, men även att ett regelbundet samarbete mellan de båda länderna bedrivs sedan många år.

Den finländska studien /3-14/ innehåller dels en utvärdering av olika kapselutformningar (i Finland finns förutom BWR- även VVER-bränsle) och dels en utvärdering av följande alternativ och varianter på djupförvarsutformning: KBS-3 (baskoncept), "KBS-3-2C", en variation på KBS-3-temat, med två kapslar i varje vertikalt hål, SHH (short horizontal holes) en KBS-liknande variant med korta horisontella hål, MLH – medellånga tunnlar, VDH – mycket djupa hål samt VLH – mycket långa tunnlar. (De två sistnämnda diskuteras ej så ingående). För vart och ett av deponeringsalternativen ges en koncentrerad beskrivning av byggande, drift och förslutning, varefter systemets genomförbarhet diskuteras. Bland annat diskuteras de olika alternativens (o)-känslighet för partier av mindre bra berg som bör undvikas vid deponeringen. Slutligen listas för- och nackdelar. Posiva-rapporten refererar även till den tidigare utförda PASS-studien.

### *JADE-studien (under arbete)*

En studie "Jämförelse av deponeringsmetoder – JADE" har pågått under 1996–1998. I denna studie jämförs olika sätt att placera kapslarna i förvar med väsentligen samma grundläggande egenskaper som hos huvudalternativet /3-15, 16/.

De lösningar som jämförs är, utöver KBS-3 med vertikala deponeringshål, en deponering med horisontella korta hål från deponeringstunnlar – kallad KBS-3 H, samt en vidareutvecklad variant av systemet "Medellånga tunnlar", MLH. Layouten av den sistnämnda skiljer sig något från den i de äldre studierna av MLH-system. (jämför kapitel 4).

Jade-projektet kommer att avslutas under 1998 .

### 3.5 Internationell översikt

Nästan allt kärnavfall som hittills producerats mellanlagras antingen i anslutning till kärnkraftverk eller i separata mellanlager (t ex CLAB i Sverige). Det kan lagras säkert under många decennier eller till och med sekel, förutsatt att anläggningarna övervakas och underhålls på ett korrekt sätt.

I många länder pågår studier av olika alternativ för den långsiktiga hanteringen och förvaringen av använt kärnbränsle. I Storbritannien, Italien och Nederländerna har emellertid beslut fattats om att avvakta under en period för att dra fördel av teknik och metoder som kan komma att utvecklas i andra länder.

I tabell 3-1 sammanfattas prioriteringar och olika alternativ för slutförvaring, pågående platsvalsstudier och underjordiska forskningsprojekt i olika länder.

Slutförvaring i djuperuptiva bergarter, lersediment och salt (evaporiter) har utvärderats inom EU, där förekomsten av lämpliga platser i Belgien, Frankrike, Tyskland, Danmark, Italien, Nederländerna och Storbritannien har kartlagts. Dessutom har utvärderingar av djupförvar i en eller flera av ovannämnda bergarter gjorts inom ramen för studier i enskilda länder.

Djuperuptiva bergarter – kristallint berg – undersöks aktivt i Sverige, Finland, Kanada, Schweiz, Japan och Spanien. Djuperuptiva bergarter har även tidigare studerats i Storbritannien och USA. I Sverige, Finland och Kanada koncentreras intresset på urbergarter – en miljard år gamla eller mer – medan man i andra länder mer intresserar sig för senare bildade och lokalt förekommande magmabergarter.

I de flesta länder är det, liksom i Sverige, vattenmättat berg som är det enda realistiska alternativet för ett djupförvar. Slutförvaring i icke-vattenmättat – dvs torrt – berg är dock aktuellt i USA.

I Japan har inget val av bergart eller potentiella områden för slutförvar gjorts. Såväl djuperuptiva som sedimentära bergarter diskuteras. Relativt detaljerade genomförbarhets- och konstruktionsstudier har emellertid genomförts.

Den långsiktiga säkerheten för slutförvar under havsbotten har utvärderats inom EU och i en internationell studie som organiserats av NEA – Nuclear Energy Agency. Det finns för närvarande inget land som satsar på denna metod.

I varje land baseras beslutet om att fokusera forskningen på en viss geologisk miljö eller bergart på nationella geologiska, demografiska och övriga förhållanden. Utformningen av slutförvaret anpassas med hänsyn till de förutsättningar som ges av den geologiska miljön.

I Sverige visar hittills gjorda studier att det finns stora områden med berggrund som förefaller ha lämpliga egenskaper för ett djupförvar. I platsvalsprocessen ingår att verifiera detta genom borrhningar och detaljerade geovetenskapliga undersökningar.

**Tabell 3-1. Avfallsform och alternativ för deponering samt pågående projekt**

Land	Avfallsform för slutförvaring	Prioriterat alternativ	Annat alternativ	Pågående slutförvaringsstudier och undersökningar
Belgien	HLW och SF	Lera	Skifferbergarter	URL i Boom-leran vid Mol.
Finland	SF	Kristallint urberg	–	Principbeslut om geologisk deponering och platsval år 2000. Fem platser undersökta, tre i detalj. UEF i forskningstunneln vid TVO.
Frankrike	HLW (inklusive från MOX)	Lera och granit	Skifferbergarter	Tre områden detaljundersöks för n: granit i Vienne och lera i Gard och Haute-Marne/Meuse. Ett eller flera URL kan bli aktuella.
Japan	HLW (inklusive från MOX)	Ej beslutat Kristallina sediment diskuteras		Regionala undersökningar. UEF-projekt i gruvorna i Tono och Kamaishi. URL planerad i Mizunami.
Kanada	SF (CANDU)	Kristallina bergarter i kanadensiska skölden	Saltbäddar, skiffer	URL i Lac du Bonnet, djuperuptiv granit. Ett eller flera kan bli aktuella.
Kina	HLW	Granit	–	Geologiska studier baserade på befintlig information.
Ryssland	HLW, SF	Ej beslutat	–	Geologiska undersökningar pågår på tre platser nära Krasnojarsk. Deponering i djupa hål diskuteras för HLW.
Schweiz	HLW och SF	Ej beslutat – internationell slutförvaring föredras		UEF vid Grimsel och Mt. Terri. Regionala undersökningar i norra Schweiz, inkl djupborring.
Slovakien	SF	Ej beslutat	Djuperuptiva bergarter, lersediement	Geologiska studier baserade på befintlig information. Nio platser identifierade.
Spanien	SF och HLW	Ej beslutat. Granit, salt, lera diskuteras		Urvalsundersökningar. Konstruktioner har utvecklats för alla tre bergarterna.
Storbritannien	HLW och SF (inklusive MOX)	Ej beslutat Kristallina leror diskuteras		Undersökningarna har avbrutits.
Sverige	SF	Kristallint urberg	–	Tidigare UEF i Stripa-gruvan har ersatts av URL vid Äspö. Genomförbarhetsstudier utan provborring (förstudier) pågår.
Sydkorea	SF (PWR och CANDU)	Ej beslutat	Ej kända	Plats på Guleop Island (Andesite) för L/ILW och möjligen SF. Nyligen nedlagd gruva.
Tyskland	HLW och SF	Saltom (Gorleben)	–	UEF vid saltgruvan i Asse. Undersökningar under markytan i Gorleben.
Ukraina	HLW	Ej beslutat. Granit/gabbro, saltomer diskuteras		Regionala undersökningar. Flera potentiella platser har identifierats. Två djuperuptiva massiv och åtta saltomer.
USA	SF och HLW	Ej vattenmättad konsoliderad tuff (Yucca Mountain)	Basalt, saltbäddar	Först 9 och därefter 5 platser har jämförts. Yucca Mountain valt för detaljerad undersökning – ytborrhål och undersöknings-tunnel.

HLW = högaktivt (förglasat) avfall från upparbetning;

SF = använt kärnbränsle (direktdeponering);

MOX = blandoxidbränsle;

UEF = underjordisk experimentanläggning som byggts utgående från befintlig gruva eller tunnel;

URL = för ändamålet byggd underjordisk forskningsanläggning.

Informationskällor i huvudsak /3-17, 18, 19, 20/.



## 4 Djupförvaring i kristallint berg, huvudalternativ och varianter

### 4.1 Geologiska förutsättningar

#### Generella egenskaper hos kristallint berg

Kristallina – djuperuptiva – bergarter inkluderar magmabergarter (t ex granit och gabbro) som bildats när stora inneslutningar av magma i jordskorpan kylts och stelnat, och motsvarande metamorfa bergarter som bildats under högt tryck och hög temperatur inuti jordskorpan (t ex gnejs).

”Urberg” (kristallint urberg) avser tidigt bildade sådana bergarter, medan vulkaniska bergarter är resultatet av vulkanisk aktivitet, som basalt, bildad av stelad flytande lava, och tuff, konsoliderad vulkanisk aska. Egenskaperna hos alla dessa bergarter beror på sammansättningen av utgångsmaterialet, kylningshastigheten, senare deformationer samt hydrokemisk och termisk förändring.

De fördelaktiga respektive oförmånliga egenskaperna för djupförvaring hos kristallina bergarter (och vulkaniska bergarter) mättade med grundvatten, sammanfattas i faktarutan nedan. Motsvarande faktarutor finns i kapitel 6 för andra typer av bergarter.

#### Kristallint berg, gnejs/granit

##### Fördelar

- Hög tryckhållfasthet – det går att göra stora självbärande bergrum utan omfattande förstärkningar, vilket innebär mindre mängd byggmaterial, lägre byggnadskostnader och flexibel konstruktion.
- Hög erosionsbeständighet – ger långvarigt skydd mot exponering vid markytan.
- Låg vattengenomsläpplighet – minimerar grundvattenflödet.
- Relativt god termisk ledningsförmåga för avledning av värme från radioaktivt sönderfall.
- Relativt god kemisk buffertkapacitet – grundvattnet tenderar att ha reducerande egenskaper på stort djup, vilket förhindrar korrosion och lösning av radionuklider.
- Relativt god sorptionskapacitet, vilken dock är beroende av sammansättningen av materialet i bergets sprickor.
- Diffusion av radioaktiva föroreningar från flödesvägarna in i sprickfyllnadsmaterialet och den lokala mineralmatrisen innebär fördröjning och utspädning av de radioaktiva föroreningarna

##### Nackdelar

- Berget karakteriseras av stor- och småskalig sprickighet med stora variationer, vilket gör platsundersökningen mer komplicerad.
- Förkastningar, stora sprickzoner och andra geologiska fenomen, som t ex intrusiva bergskroppar, bör undvikas och därför kräver platsvalet omfattande förundersökningar.
- Grundvattenflödet (och transporten av radioaktiva föroreningar) påverkas i hög grad av heterogeniteter, och måste karakteriseras.
- Kraftigt veckade gnejsar, små djuperuptiva intrusioner och bergarter som utsatts för sentida vulkanisk aktivitet kan vara mycket svåra att karakterisera eller olämpliga för lokalisering.

## Utförande, förutsättningar

En stor fördel med kristallina bergarter är hög tryckhållfasthet, som tillåter stora berg-  
rum och en flexibel och ekonomisk konstruktion av förvaret. Generellt minskar vatten-  
permeabiliteten (och vattenflödena) med ökande djup, eftersom sprickorna sluts på grund  
av det litostatiska trycket. På större djup än cirka 1 km blir dock spänningarna så stora  
att bergstabiliteten i bergrum och tunnlar kan bli problematisk (kostsam).

Även temperaturen ökar med ökande djup, särskilt i områden med större geotermisk  
gradient. En placering på cirka 400–1 000 meters djup under ytan har generellt sett  
betraktats som lämplig, med hänseende till genomförbarhet, långsiktig funktion och  
säkerhet samt kostnad.

Lokaliseringen och placeringen av förvaret i en potentiellt lämplig geologisk formation  
kräver omfattande undersökningar för att finna förkastningar, sprickzoner och andra  
diskontinuiteter som bör undvikas, och för att dra fördel av de hydrogeologiska egen-  
skaperna i regional till lokal skala, som t ex placering under ett inrinningsområde för  
grundvatten eller inom äldre stagnanta grundvattenzoner.

Kännedom om befintliga spricksystem underlättar förutsägelsen om ev framtida berg-  
rörelser eftersom dessa sannolikt kommer att ske i de spricksystem som finns, och ej i  
mellanliggande bergplintar.

Den detaljerade layouten (riktning och längd av tunnlar, placering av tätningar etc) fast-  
ställs först efter provborrningar. Förvaringstunnlar eller tillfartstunnlar, som drivs med  
borrning och sprängning, alternativt med TBM-teknik (tunnelborrningsmaskin), berg-  
förstärks vid behov, t ex då svaghetszoner passeras.

Det inkapslade bränslet kan placeras antingen direkt i förvarets tunnelsystem, eller i  
separata deponeringshål utgående från tunnlar. Deponeringshål (som i KBS-3) är  
en praktisk lösning från drifts- och deponeringssynpunkt. På större djup där berg-  
spänningarna är stora kan placering i tunnlar vara lämpligare.

Förutom i Sverige och Finland studeras eller planeras djupförvaring i kristallint berg i  
flera länder. Några av dessa projekt presenteras i avsnitt 4.5.

## Långsiktig säkerhet

En väl vald plats med djuperuptiv bergart förväntas ha låg total genomsläpplighet och  
följaktligen generellt sett låga flöden av reducerande grundvatten, något som begränsar  
den kemiska nedbrytningen av de tekniska barriärerna. Vattenflödet förväntas vara kon-  
centrerat till sprickzoner och diskontinuiteter.

Om detaljegenskaperna hos bergarten är osäkra får man göra konservativa antaganden  
med avseende på närvaro och egenskaper av vattenförande zoner, och säkerhetsanalysen  
blir mera beroende av goda närzonsegenskaper, såsom höghållfasta kapslar och/eller stor  
mängd buffertmaterial. Vartefter mer detaljerad information framkommer, kan bergartens  
egenskaper definieras bättre och geosfärens prestanda bedömas med större säkerhet.

Följande processer är särskilt viktiga vid utvärdering av långsiktig funktion och säkerhet:

- Den geokemiska miljön som har betydelse för stabilitet och livslängd hos tekniska barriärer
- Heterogeniteter och övergripande flödesegenskaper för grundvatten
- Koppling och egenskaper hos potentiella transportvägar för radioaktiva nuklider
- Respons på klimatmässiga och tektoniska förändringar

### **Bergartsval**

Graniter och gnejser är vanligt förekommande i Sverige, och också lämpliga ur teknisk synvinkel. Därför koncentreras intresset på sådant berg.

I Äspölaboratoriet pågår omfattande geologiska, geohydrologiska etc undersökningar av en granitisk bergmassa. I samband därmed kan de beräkningsmodeller som används kontrolleras mot verkligheten.

Som ett alternativ till granit eller gnejs har föreslagits basiska bergartstyper, särskilt gabbro, som skulle kunna erbjuda bättre sorptionsegenskaper och förutsättningar för självläkning av sprickor. Basiska bergarter är i allmänhet något mindre vattengenomsläppliga än graniter och gnejser. Den relativt låga värmeledningsförmågan i basiska bergarter leder till att större förvarsvolymer måste tas i anspråk.

Förekomsten av stora homogena basiska bergartskroppar är starkt begränsad. Dessutom är gabbro ofta intressant för utvinning av metaller (t ex nickel). En jämförelse, som tar hänsyn till hydrogeologi, geokemi och anläggningsteknik, visar ej några uppenbara fördelar för gabbro jämfört med granit /4-1/. Av dessa skäl ägnas för närvarande inga ytterligare studier åt gabbro.

## 4.2 Huvudalternativ, prioriterad lösning

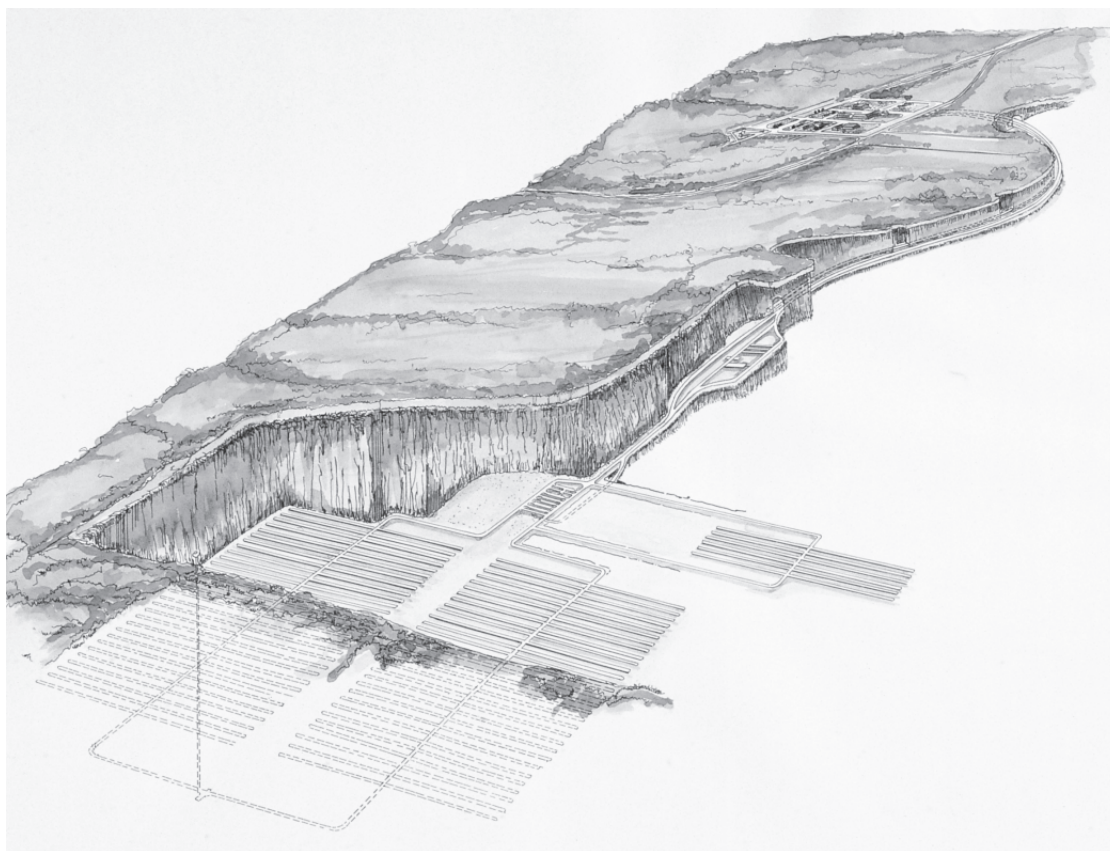
### 4.2.1 Grundläggande egenskaper

Egenskaperna hos ett djupförvar enligt KBS-3-systemet och de överväganden som lett fram till denna utformning diskuteras bland annat i systemredovisningen för KBS-3 /4-2, 4-3/. Nedan följer en förkortad beskrivning.

#### Uppbyggnaden av djupförvaret

Förvaret består av två huvuddelar placerade i urberget. Den ena huvuddelen är ett förvar i ett eller två plan på cirka 500 meters djup för inkapslat använt kärnbränsle. Kapslarna, som består av en insats av stål och ett hölje av koppar, placeras i deponeringshål i botten av ett tunnelsystem. Varje kapsel omges med ett lager av bentonitlera. Bentonitleran håller kapslarna på plats och isolerar dem från grundvattnet i det omgivande berget. Leran fördröjer också transporten av olika ämnen till och från kapseln.

Den andra huvuddelen är ett förvar för andra typer av långlivat avfall. Det förläggs på ungefär samma djup men på ett sådant avstånd till förvaret för det inkapslade bränslet, att den stora mängden betong i enheterna för annat långlivat avfall inte påverkar de kemiska förhållandena i området för det använda kärnbränslet. Utformningen av denna del liknar det befintliga förvarets för radioaktivt driftavfall, SFR.



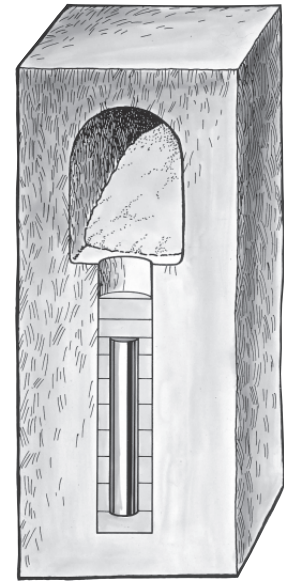
*Figur 4-1. Djupförvar för använt bränsle.*

## Förvarsdel för använt kärnbränsle

Förvaret för det använda kärnbränslet består av parallella deponeringstunnlar. Tunnlarna ges en svag lutning mot transporttunneln så att inläckande vatten kan självdränera.

Kapslarna deponeras en och en i hål borrade i botten av deponeringstunnlarna, och omges där med en buffert av bentonit. En sektion genom en sådan kapselposition visas i figur 4-2.

Deponeringstunnlarna binds samman av tunnlar för transport, kommunikation, ventilation och ledningsdragning. Dessa har förbindelse med ett centralområde under jord och med kommunikationsschakt till markytan. Tunnlarna borrar eller sprängs med konventionell teknik, och deponeringshålen fullprofilborras. Kapslarna vickas ner i deponeringshålet, varför höjden i deponeringstunneln kan vara lägre än kapselns längd. Bergförstärkningar utförs i mån av behov.



Figur 4-2.

Resteffekten i det deponerade avfallet kommer att leda till en uppvärmning av det omgivande berget. Placeringen av deponeringstunnlarna, liksom det inbördes avståndet mellan kapslar i dessa, bestäms med hänsyn till kravet på begränsning av temperaturen i bufferten, och kommer därför att påverkas av bergets lokala termiska egenskaper.

## Kapsel

Kapseln är en fundamental teknisk barriär i förvarssystemet. Den skall uppfylla två primära funktionskrav för att ge erforderlig isolering:

Kapseln skall vara *tät och beständig under lång tid*, vilket ställer krav på dess initiala täthet, korrosionsbeständighet och hållfasthet. Den skall *inte påverkas* negativt av de andra barriärerna i förvaret.

Kapseln skall dessutom *inte ge någon skadlig inverkan* på de andra barriärerna, vilket ställer krav på val av material som inte negativt påverkar buffert och berg, på begränsning av värmeavgivningen, på utformningen så att bränslet förblir underkritiskt även om vatten kommer in i kapseln samt eventuellt på begränsning av bottenstrycket mot bentoniten.

Referenskapseln består av en gjuten insats omgiven av ett tätsvetsat kopparhölje. Den gjutna insatsen, med individuella kanaler för bränsleelementen, ger kapseln den mekaniska hållfasthet som behövs för att motstå yttre övertryck i djupförvaret samt hanteringslaster. Kopparhöljet ger kapseln korrosionsbeständighet.

## Buffertutformning

De deponerade kapslarna omges av en buffert som bl a skall hålla kapseln på plats, isolera kapseln från grundvatten samt kraftigt fördröja transport av radionuklider.

Bufferten i deponeringshålet skall bland annat bära kapseln, förhindra strömning av grundvatten, leda bort värme från bränslet, motstå kemisk omvandling under lång tid, hindra mikrobiell aktivitet samt filtrera kolloider.

Dessutom får den inte äventyra kapselns och bergets möjligheter att uppfylla sina funktionskrav. Detta, tillsammans med önskemålet att välja ett material som är vanligt förekommande och vars långtidsbeständighet är känd, har lett till valet av bentonitlera. Bentonitleran utformas som förkompakterade block vilka appliceras som segment eller ringar med full diameter.

Tillåten värmeutveckling per kapsel begränsas av den temperatur som kan tolereras dels i kapseln dels i bufferten. En mäktigare buffert medför att en mindre mängd bränsle kan placeras i varje kapsel.

### **Återfyllning**

Olika blandningar av bentonit och bergballast kan användas vid återfyllning. Återfyllnads-materialen skall motverka utsvällning av bentonit i deponeringshål och motstå kemisk omvandling under lång tid.

Återfyllnadsmaterialet läggs ut i skikt och kompakteras på platsen.

### **4.2.2 Layout och drift**

Anläggningen för djupförvaret består dels av en markförlagd del, driftområdet (industriområdet), dit det inkapslade bränslet och annat avfall anländer i transportbehållare, dels en förvarsdelen belägen i berg på cirka 500 meters djup. /4-4, 4-5/

Driftområdet ovan jord och förvarsdelen är, i referensutformningen, förbundna med en *ramp* för transporter av avfall och ett antal *schakt* med hissar för transport av personal, bergmassor och utrustning. Vidare finns schakt för ventilation och försörjning (el, vatten etc).

Den *markförlagda* delen består av en mottagningsbyggnad, driftbyggnaden, och ett antal ytterligare byggnader för driftens behov.

I driftbyggnaden tas behållarna med kapslar eller annat avfall emot och lastas om. Där finns även utrymme för uppställning av behållare i väntan på fortsatt hantering.

I produktionsbyggnaden färdigställs block av kompakterad bentonit för deponeringshålen och blandas lös bentonit med bergkross för återfyllning av tunnarna.

Servicebyggnaderna utgörs av en byggnad för ventilation och annan försörjning, en personalbyggnad, en kontors- och verkstadsbyggnad och en informationsbyggnad med matsal. Det finns också ställverk för elförsörjning och en byggnad för spolning och avisning av järnvägsvagnar.

*Förvarsdelen* består av ett centralområde, en deponeringsdel för bränsle för den inledande driftperioden, en större likadan deponeringsdel för den reguljära driftperioden och en deponeringsdel för hårdkomponenter och annat ingjutet långlivat avfall.

I *centralområdet* ligger en omlastningshall för behållare och kapslar. Dessutom finns där bergssalar för bergdränage, eldistribution, ventilation, verkstad, personalutrymmen och förråd. Invid centralområdet finns även en plats för tippning av bergmassor, som hissas därifrån i ett skipschakt.

Från centralområdet leder *transporttunnlar* till deponeringsområdena för bränslekapslar och till det separata området för deponering av övrigt långlivat avfall. Deponeringsområde 1 för den inledande driften planeras för cirka 400 kapslar. Efter en utvärdering av denna deponering börjar deponeringsområde 2 att byggas ut och där deponeras resterande kapslar under den följande reguljära driftperioden.

Deponeringsområdena består av tvärtunnlar som borrats eller sprängts ut vinkelrätt mot transporttunnlarna. I tunnelgolvet är ett antal hål borrade, vart och ett avsett för en kapsel med tillhörande bentonitblock. Därigenom är deponeringshålen i stor utsträckning oberoende av varandra. Antalet hål per tunnel och antalet tunnlar anpassas efter den utnyttjade bergkroppens form, temperaturförhållanden och övriga egenskaper.

*Deponeringsområdet för övrigt långlivat avfall* består av tre bergrum, ett för hårdkomponenter och två för driftavfall. Där finns också en lokal elbyggnad.

Tilluften leds från ventilationsbyggnaden till bergssalen för ventilation och distribueras därifrån till hela underjordsdelen. Frånluft leds upp till markytan i flera schakt: i närheten av skipschaktet, vid den borte änden av deponeringsområde 2, samt vid den borte delen av deponeringsområdet för övrigt avfall. I dessa avlägsnare schakt installeras även räddningshissar.

### **Funktion vid deponering**

Vid *mottagning* av transporten vid ovanjordsdelen lyfts behållarna till ett buffertförråd för att sedan lastas på en truck som ombesörjer ramptransport till underjordsdelens omlastningshall. Där lyfts kapseln ur behållaren och placeras i en strålskärm på en transportvagn, som för den till en deponeringstunnel.

I deponeringstunneln för bränslekapslar finns en deponeringsmaskin, vars förflyttning troligen sker rälsbundet. Varje tunnel är försedd med hål borrade i tunnelgolvet, avsedda för vardera en kapsel. Först är botten av hålet avjämnad med sand eller betong, därefter placeras ett antal förtillverkade bentonitblock i hålet, varefter kapseln kan deponeras.

*Deponeringsmaskinen* vrider den strålskärmade kapseln till vertikalt läge. Den hålls då fast i ett midjegrepp. När skärmluckor dragits undan kan en vinsch gripa i kapselns övre ände och midjegreppet lossas. Kapseln sänks sedan ner till sitt slutliga läge med vinschen.

Därefter placeras, med hjälp av vagnen, återstående bentonitblock över kapseln. Slutligen fylls spalterna mellan bentonitblock och berg med högkompakterade bentonitpellets samt vatten.

Bentonitblocken ger fullgod strålskärning för personalen mot strålning från den deponerade kapseln. Själva deponeringsmomentet skall däremot ske fjärrstyrt.

### **Återfyllning av deponeringstunnlar**

Då deponeringen av kapslar är slutförd i en tunnel, skall tunneln återfyllas. Återfyllnads materialet utgörs av bergkross, eventuellt med en inblandning av bentonit till cirka 15 viktsprocent. Blandningen tillreds i produktionsbyggnaden.

## Förutsättningar för dimensionering

Vid djupförvaret mottas och deponeras använt kärnbränsle och förbrukade hårdkomponenter samt visst annat avfall. Utrustningen för mottagning och transport av bränslekapslar konstrueras för transportbehållare som vardera rymmer en kapsel, totalvikt per behållare cirka 85 ton. Behållarna har fyllts i inkapslingsanläggningen och därifrån transporterats till djupförvarets ovanjordsanläggning. /4-5, 4-6/

Djupförvarsanläggningen skall ha kapacitet att mottaga och deponera en kapsel per dag, eller cirka 200 per år, samt årligen cirka 100 behållare med annat avfall.

Utbyggnad av deponeringstunnlarna för kapslar sker parallellt med deponeringen, på ett tillräckligt avstånd därifrån för att inte störa deponeringsarbetet. Verksamheterna avskiljs med portar, så att deponering kan pågå i området för den ena transporttunneln, medan bergdrivning och hålbörning försiggår i den andra. Med några års mellanrum byter områdena verksamhet.

### 4.2.3 Valmöjligheter och flexibilitet

Det finns valmöjligheter inom ramen för KBS-3 grundkoncept beträffande detaljer i utformningen av djupförvaret, som medger att bästa anpassning kan ske till verkliga förhållanden under arbetets gång.

Den valda utformningen motsvarar bland annat följande grundprinciper:

- Kapslarna är av beständigt material som håller bränslet avskilt från berget/grundvattnet under mycket lång tid.
- Deponering sker på medelstort djup, i separata hål i ”oberoende” tunnlar.
- Förvaret är avsett att förslutas, men det finns möjligheter till återtagning.

Utan att ändra dessa förutsättningar, kan vissa variationer i utförandet tänkas, varav några blir beroende på platsens lokala förhållanden, och några enbart på tekniska överväganden. SKB har studerat sådana variationer, bland annat för att få en uppfattning om deras inverkan på kostnaderna.

### Layout och djup

I referensalternativet är djupet 500 meter. Det kan varieras beroende på bergmassans egenskaper, åtminstone mellan 400 och 700 meter. (Den övre gränsen sätts för att garantera reducerande förhållanden och låg hydraulisk konduktivitet, den undre för att inte få för höga bergspänningar.) Förvaret kan byggas i ett eller flera plan.

Transport och kommunikationer mellan ovanjords- och underjordsdelarna kan ske antingen via en ramp eller helt och hållet med hissar i schakt. Om ramp väljs kan den vara rak, dvs deponeringsområdet ligger inte rakt under ovanjordsanläggningen, eller spiralformad som i referensalternativet. I det senare fallet kan kommunikationer av personal, el-, ventilationsluft osv ske via schakt, medan de tunga transporterna körs i rampen.

Deponeringsområdet kommer att bestå av två avskilda delar (för de två driftfaserna). I övrigt kommer layouten av deponeringsområdet att anpassas till platsens förutsättningar.



## Deponeringshål och tunnlar

Avståndet mellan de vertikala deponeringshålen har beräknats till cirka sex meter och avståndet mellan deponeringstunnlarna till 40 meter. Bentonitens tjocklek som omger kapslarna är 35 cm.

Dessa avstånd är valda så att temperaturen i kontaktytan mellan kapsel och bentonit med god marginal skall understiga 100°C. En ytterligare marginal fås genom att kapslarnas genomsnittliga resteffekt i praktiken blir lägre än den dimensionerande kapseln.

Tunnelsträckningen anpassas i praktiken till bergets egenskaper och storskaliga sprickstruktur. Deponeringshålens lägen väljs med hänsyn till den lokala sprickigheten, och avståndet mellan dem väljs beroende på bergets ursprungstemperatur och värmeledningsförmåga.

Antalet kapslar (och därmed antalet deponeringshål) har i grundkonceptet antagits vara omkring 4 000, varav cirka 400 i etapp 1. Det totala antalet deponeringshål får givetvis till slut anpassas till verkligt antal kapslar, vilket påverkar storleken av hela deponeringsområdet.

Storleken på erforderligt bergutrymme påverkas även av om det förekommer inslag av sämre berg, som man vid utsprängning av tunnlar väljer att undvika att ta i anspråk för deponering.

## Hanteringsutrustning

I underjordsdelen kommer det att förekomma ett antal lyftutrustningar, strålskärmar, fordon, vagnar, manipulatorer, transportörer etc, vilkas utformning inte idag är bestämd i detalj. Det slutliga utförandet av dessa, i synnerhet deponeringsmaskinerna som skall arbeta i deponeringstunnlarna, kommer att påverka utrymmesbehovet där, och därmed total utsprängd volym berg.

Karakteristiskt för KBS-3 är att det finns stort utrymme för variationer och successiv anpassning vartefter arbetet framskrider, utan att man behöver frånga de grundläggande principerna eller kriterierna.

### 4.2.4 Förläggningsplatsens betydelse

KBS-3-systemet är ett flerbarriärsystem där kapseln utgör den primära isolerande barriären för de radioaktiva ämnena. Förläggningsplats, inplacering och anläggningsutformning väljs med hänsyn till bergbarriären, dvs berget och dess grundvatten, vilkas isolerande och fördröjande förmåga tas i anspråk för att kvarhålla och fördröja radioaktiva ämnen, i det fall några kapslar förlorar sin isolerande förmåga. Samtidigt skall berget/vattnet så lite som möjligt medverka till kapslarnas degradering.

## Platsval

Förläggningsplatsen skall väljas så att den har goda förhållanden vad gäller mekanisk stabilitet hos berget, lämplig kemisk miljö i grundvatten och berg med liten förekomst av för kapseln korrosiva ämnen, begränsad av risk för framtida intrång och alternativa användningar av bergmassan, samt begränsad grundvattenströmning.

Potentiellt lämplig gnejs och granit på cirka 500 meters djup finns i så gott som hela landet, utom i fjällkedjan, Skåne, Öland och Gotland, där urberget ligger djupare. Gabbro, som övervägdes i ett tidigare skede, har som nämnts (avsnitt 4.1) avförts som mindre intressant, främst på grund av ringa förekomst. Vidare skall områden med malmfyndigheter undvikas.

En platsundersökning görs parallellt med en successivt alltmer detaljerad utformning av förvaret, så att platsen utnyttjas på bästa sätt. Layout och inplacering i berget väljs med hänsyn till strukturgeologiska och hydrogeologiska förhållanden, lokal mekanisk stabilitet, lokala bergspänningar, temperaturbegränsningar och vattenströmningsvägar. Ovanjordsanläggningens utförande väljs med hänsyn till topografi, natur och befintlig bebyggelse, samt kommunikationer och annan infrastruktur i området.

### **Bergets funktion**

En deponering i vattenmättat sprickigt berg innebär att man måste ställa de primära täthetskraven på inneslutningen av de radioaktiva ämnena, dvs i första hand på kapseln, och i andra hand på buffertmaterialet.

Omvänt gäller då, att när bränslet innesluts på detta sätt, är valfriheten ganska stor beträffande bergets beskaffenhet och egenskaper. Det innebär att för ändamålet tillräckligt bra bergkroppar finns på många platser.

Några centrala egenskaper hos berggrunden som utnyttjas för att säkerställa djupförvarets funktion och långsiktiga radiologiska säkerhet är:

- En mekanisk stabilitet för lång framtid.
- En kemiskt stabil miljö med ett grundvatten som begränsar korrosionen av kapselmaterialet, och ger låg löslighet och stor fördröjning för uttransport av ämnen från avfallet.
- En långsam grundvattenomsättning som begränsar transport av radioaktiva ämnen och av ämnen som kan påverka avfallskapslarna och återfyllnadsmaterialet negativt.

Djupförvarets läge och layout väljs med hänsyn till bergets svaghetszoner för att minimera risken för större bergrörelser. Den plastiska lerbufferten runt varje kapsel har bland annat till uppgift att skydda mot mindre rörelser i berget runt deponeringshålet. Efter förslutningen kommer berget runt förvaret åter att bli mättat med grundvatten.

Resteffekten från bränslet gör att temperaturen i berget närmast deponeringshålen först höjs för att sedan långsamt sjunka. Förhöjd temperatur kommer att råda i flera tusen år. Temperaturhöjningen är begränsad och ger ej upphov till betydande ökning av bergspänningarna i närområdet. En effekt av temperaturhöjningen är att vidden på sprickorna i berget närmast deponeringshålen tenderar att minska, för att sedan öka igen när temperaturen sjunker.

#### **4.2.5 Successiv utbyggnad och verifiering**

Arbetena med djupförvaret pågår under en tidsrymd av sextio år eller mer, från start av förstudier fram till genomförd förslutning av hela förvaret.

De nuvarande planerna innebär dessutom att deponeringen startar med en inledande etapp om en mindre mängd kapslar (cirka 400 st), varefter en utvärdering görs innan den reguljära driftfasen inleds.

Denna utvärdering får ligga till grund för beslut om fortsatt deponeringsarbete och om eventuella ändringar och revideringar av layout, hantering, deponeringsteknik, förslutning etc i förhållande till vad som tillämpats under den första etappen. Den teknikutveckling som sker under mellantiden kan tillgodogöras, liksom forskningsresultat inom aktuella områden.

Beslut om fortsatt deponering, modifieringar eller i ytterlighetsfall antingen återtagning eller avslutning av driften efter etapp I, fattas i samband med utvärderingen. Den föreslagna utformningen är inte primärt vald för att underlätta återtagning, eftersom detta trots allt är mindre sannolikt, men den gör återtagning fullt möjlig, varigenom oåterkalleliga låsningar under lång tid kan undvikas. Arrangemang som eventuellt görs för att underlätta återtagning får under alla förhållanden inte försämra eller äventyra den långsiktiga säkerheten i förvaret.

I praktiken kommer tillverkningsmetoder, hanteringsteknik etc att utvecklas fortlöpande, medan det är beräknings- och analysmetoder samt gamla och nya forskningsresultat som avgör huruvida förvarets långsiktiga funktion och säkerhet inte enbart kan åstadkommas, utan även på ett betryggande sätt visas.

Hittills har under årens lopp en stegvis fördjupning och precisering gjorts för studerade metoder för behandling och slutförvaring av det högaktiva avfallet, och för valet mellan olika principiella metoder. Dessa preciseringar och val har presenterats och diskuterats bland annat i SKB:s återkommande FUD-program, och gjorts efter bred remissbehandling och omfattande offentlig granskning.

### **4.3 KBS-3-liknande utföranden**

Nedan behandlas kort några tänkbara varianter som bygger på samma grundläggande principer som huvudalternativet, men där utförandet i något eller några avseenden är annorlunda.

#### **Två kapslar per hål**

I detta utförande är layouten i stora drag densamma som i huvudalternativet, men två kapslar placeras ovanpå varandra i varje borrarat deponeringshål. Ett sådant hål behöver inte vara dubbelt så djupt som ett enkapsels. Dock måste avståndet mellan hålen ökas till mer än sex meter, för att ge tillräckligt låg värmebelastning på berget. Totalt blir volymen uttaget berg mindre än för huvudalternativet.

Borrningen av hålen kan göras med samma teknik som i huvudalternativet. Om ett hål inte godkänns för deponering förloras två positioner istället för en, om inte halva hålet kan godkännas. En fördel kan vara att den undre kapseln befinner sig längre från den störning av bergmassan som deponeringstunneln innebär. Tvåkapselalternativet kan bli något billigare.

## Korta horisontella hål

I denna lösning borrar deponeringshålen horisontellt från deponeringstunnlarna. Hålen placeras i en sned vinkel eller vinkelrätt mot tunneln och på båda sidor om den. Därmed blir den totala tunnallengden för deponeringstunnlarna kortare än i huvudalternativet. Hur stor bergmassa som måste tas i anspråk bestäms fortfarande i första hand av värmeutvecklingen från kapslarna.

Deponeringstekniken är annorlunda för de horisontella hålen. Ett antal olika metoder har skisserats /4-7/ och de mest realistiska tekniska lösningarna kan vara någon av följande:

- Bentonitringar placeras först i hålet, sedan ett guiderör i ringarnas mitt och därefter en kapsel med hjälp av röret. Röret dras ut och resterande betonitblock läggs in.
- Kapsel och bentonitbuffert monteras först ihop till ett paket, varefter hela enheten deponeras i hålet med hjälp av ett halvcylindriskt deponeringsrör, som roteras tills paketet vilar på berget och röret kan dras ut.
- Samma som föregående men med bufferten deponerad i två steg.

En skillnad mellan vertikal och horisontell deponering på kort sikt är att bentonitvätningen kan dröja tills tunneln har återfyllts och förslutits, till skillnad från vid vertikala hål, där vätningen omgående börjar längst ner. Den kan dock åstadkommas på artificiell väg i båda fallen, om så önskas för att uppnå god värmeledningsförmåga.

Den totala uttagna bergvolymen blir mindre, vilket dels innebär en lägre kostnad, dels kan vara en fördel i det långa perspektivet genom att minska förutsättningarna för att strömningsvägar för radionuklider uppstår.

## 4.4 Djupförvar med medellånga hål/tunnlar – MLH

Förvarskonceptet Medellånga tunnlar – Medium Long holes, MLH, skiljer sig till sin uppbyggnad något mer från KBS-3 än de andra KBS-liknande utförandena ovan. Kapslarna är likvärdiga med KBS-3-kapslar.

### 4.4.1 Utformning

Principen för MLH-förvar är att kapslarna placeras i rad i horisontella borrarade hål/tunnlar med en diameter som motsvarar den hos deponeringshålen vid vertikal deponering.

Tunnlarna ligger parallellt med varandra och vinkelrätt mot en central tunnel. I en tidigare studerad variant av MLH-förvar fanns även baktunnlar. Dessa skulle användas vid borrning av deponeringshålen medelst horisontell stigortsborrning.

Längden på tunnlar anpassas till bergets lokala egenskaper. Tunnallengden kan vara 200–250 meter och deras inbördes avstånd cirka 40 meter. Avståndet bestäms främst av värmeutvecklingen.

Mellanrummen mellan och runt kapslarna fylls med bentonit. Inplaceringen av kapslar och bentonitblock görs med hjälp av en fjärrstyrd deponeringsmaskin. Deponeringen kan göras på olika sätt (jämför föregående avsnitt), men kompliceras på grund av att fjärrstyrd utrustning måste operera i trånga utrymmen.

En deponeringstunnel rymmer omkring cirka 25–30 kapslar, och den fylls i en följd under en deponeringskampanj. När alla kapslar är på plats, tillsluts mynningen mot huvudtunneln med en plugg av betong.

Djupet är cirka 500 meter och förvaret nås från markytan via schakt och/eller ramp. Schakten och de större tunnlarna sprängs eller TBM-borras, varefter deponeringshålen/tunnlarna TBM-borras. Ett borrarat utförande innebär en mindre utbredning av den störda bergvolymen runt tunnlarna.

Den totala utsprängda bergvolymen är mindre i detta koncept än i varianterna med individuella deponeringshål. Den geometriska utformningen av ett MLH-förvar kan, liksom för KBS-3, varieras inom vida gränser. Totalvolymen för förvaret bestäms dock främst av värmeutvecklingen från kapslarna.

#### **4.4.2 Säkerhetsaspekter**

##### **Utsprängning och drift**

I berg av god kvalitet kan bra horisontella hål (tunnlar) borras. Eftersom hålen är långa kan dock antalet bergsprickor eller andra defekter som berör ett visst hål bli ganska stort. Även om dessa inte påverkar bergets stabilitet i stort, kan de medföra lokala problem om de inte åtgärdas med förstärkningsåtgärder.

Horisontell inplacering av buffertmaterialet skulle även kunna medföra praktiska svårigheter genom att risken för sämre täthet och ojämn svällning av bentoniten kan öka.

##### **Långtidssäkerhet**

När kapslarna väl är på plats, kan detta förvarskoncept erbjuda goda förutsättningar för långtidssäkerhet, även om kapselpositionerna inte kan väljas lika oberoende som i KBS-3-utförandet.

Fördelar med MLH-konceptet kan vara att kapslarna deponeras på långt avstånd från de störda bergmassorna i deponeringstunnlarna, medan berget kring de borrarade tunnlarna utsatts för mindre störningar under utborrningen. Om å andra sidan berg/buffert-barriärfunktionerna försämras (eller är dåliga från början) i någon tunnel kan många kapslar påverkas.

#### **4.4.3 Jämförelse av deponeringsteknik**

I en pågående studie (JADE-projektet: Jämförelse Av Deponeringsmetoder) jämförs några olika varianter på KBS-3, nämligen huvudalternativet dvs deponering i vertikala separata hål, deponering i korta horisontella (separata) hål, och deponering i medellånga horisontella tunnlar, se figur 4-3 /4-8, 4-9/.

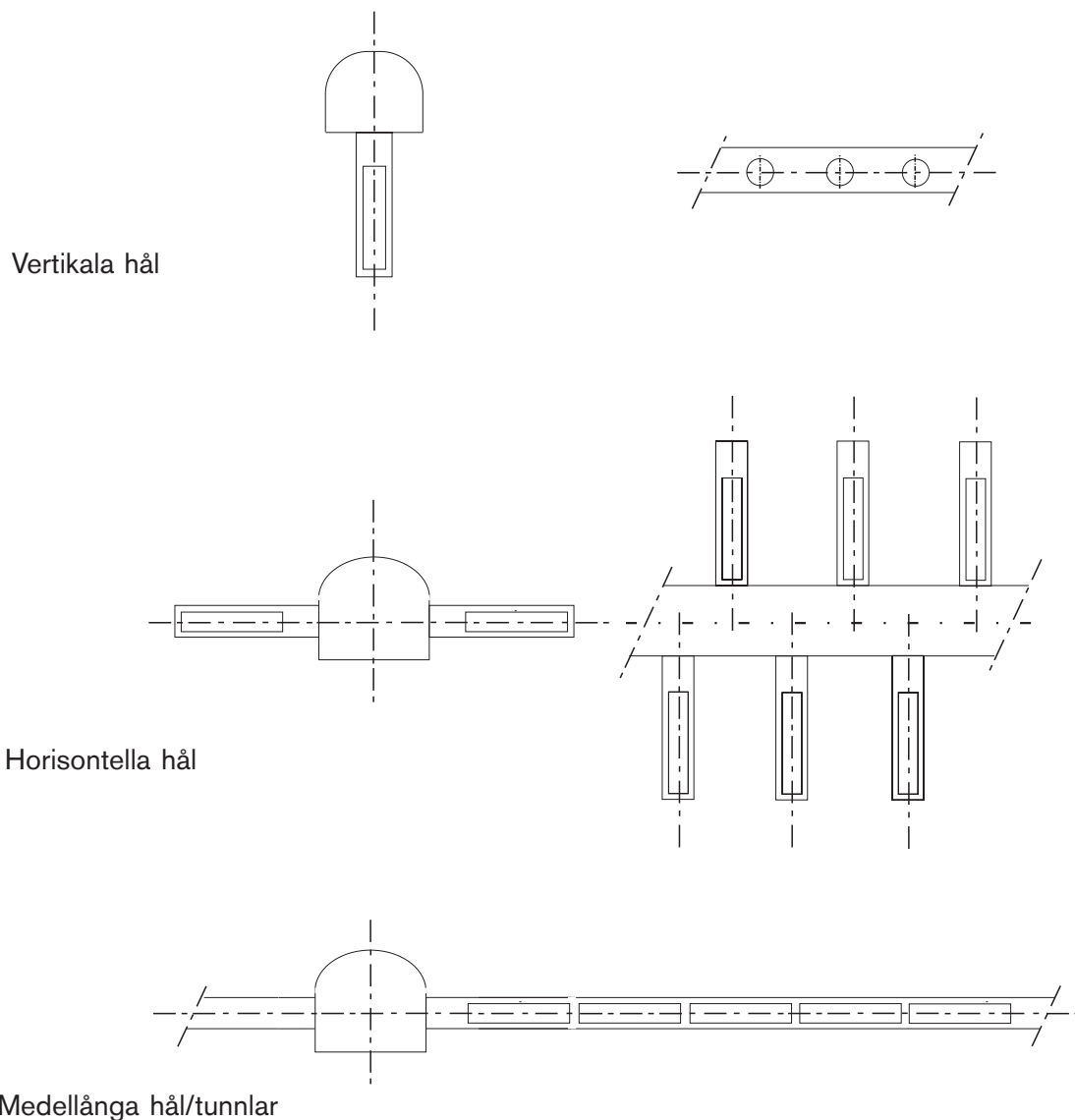
Den övergripande slutsatsen av den jämförande studien är att skillnaderna är små. Systemet med medellånga tunnlar, MLH, har förutsättningar att fungera som ett pålitligt förvar i långtidsperspektivet. Emellertid skulle det krävas betydande utvecklingsarbete innan detta system var lika genomarbetat som huvudalternativet KBS-3 är i dag.

Skillnaderna mellan de jämförda utförandena är förknippade med avståndet mellan kapslarna och de återfyllda tunnlarna, mängden utsprängt berg samt layouten för förvaret, dvs delvis av faktorer som kan påverkas.

Förutom de säkerhetsmässiga egenskaperna på lång och kort sikt studeras den tekniska genomförbarheten, dvs möjligheterna att på ett effektivt sätt genomföra själva deponeringen.

Jade-projektets jämförelse av förvarsalternativen, med avseende på teknik, geovetenskapliga aspekter, kostnader och säkerhet, samt tänkbart utförande av den nödvändiga maskinella utrustningen kommer att redovisas separat.

Givetvis har dessa frågor största vikt för ett gynnsamt resultat av genomförandet av en deponering av inkapslat bränsle eller annat avfall. För det perspektiv som denna rapport har, kan man dock hänföra de jämförda förvararna till KBS-3-varianter, dvs det är inte någon avgörande principiell eller säkerhetsmässig skillnad dem emellan. Däremot kan kostnaderna vara olika.



*Figur 4-3. KBS-3 och KBS-3-liknande utföranden som studeras inom Jade-projektet.*

## 4.5 Projekt och studier i andra länder med kristallint berg

Kristallint berg tänkbart för byggande av ett djupförvar finns på många håll i världen. Det avfall som skall deponeras kan vara såväl använt bränsle som högaktivt förglasat avfall från uppärbetning och medelaktivt långlivat avfall.

### Finland

Vårt grannland Finland har geologiskt sett liknande förutsättningar som Sverige. Det slutförvarskoncept som är huvudalternativ är i allt väsentligt detsamma som det svenska KBS-3-konceptet. Den totala avfallsmängden i Finland är mindre än i Sverige.

Eftersom det i Finland, utöver BWR-reaktorer även finns PWR-reaktorer baserade på en rysk konstruktion (VVER), kommer kapslarna att behöva anpassas för sådant bränsle. Detta kan innebära vissa skillnader i optimering av kapslarnas dimensioner.

Även om det prioriterade alternativet således är ett djupförvar av KBS-3-utförande, har man även gått in på vissa tänkbara variationer i det tekniska utförandet, som t ex horisontell deponering, se avsnitt 4.3–4.4. Den finska studien /4-10/ bygger i stora stycken på samma grundmaterial som svenska studier (jämför avsnitt 3.4).

Det finns ett principbeslut om att det finska använda kärnbränslet skall förvaras i berggrunden. Ett beslut om platsval för djupförvar väntas år 2000.

### Kanada

I Kanada har AECL (Atomic Energy of Canada Ltd) sedan 1978 drivit ett forskningsprogram om genomförbarhet och säkerhet vid slutförvaring av kärnavfall i djupruptiva bergarter /4-11/.

Ett berglaboratorium, Whiteshell Underground Research Laboratory, har byggts i granit vid Lac du Bonnet i Manitoba. Dessutom har djupa hål borrats på många andra platser i den kanadensiska skölden. Studierna vid Whiteshell omfattar:

- Utveckling av metoder för karakterisering av bergyta och underliggande bergmassa, såsom mätning av hydrauliska och hydrokemiska egenskaper och bergspänningar.
- Spårförsök med radionuklider.
- Metoder för utsprängning och förslutning, samt undersökningar av därav orsakade störningar i berget.
- Undersökning av de störningar på bergmassor och grundvatten som orsakas av mekaniska och termiska påkänningar.

Många olika kapsel- och slutförvarskonstruktioner har diskuterats.

För att illustrera slutförvarsprincipen och testa utvärderingsmöjligheterna har ett "Reference Disposal System" utvecklats. Detta består av stora bergssalar 500 m under markytan i vars golv ett system av deponeringshål borrar.

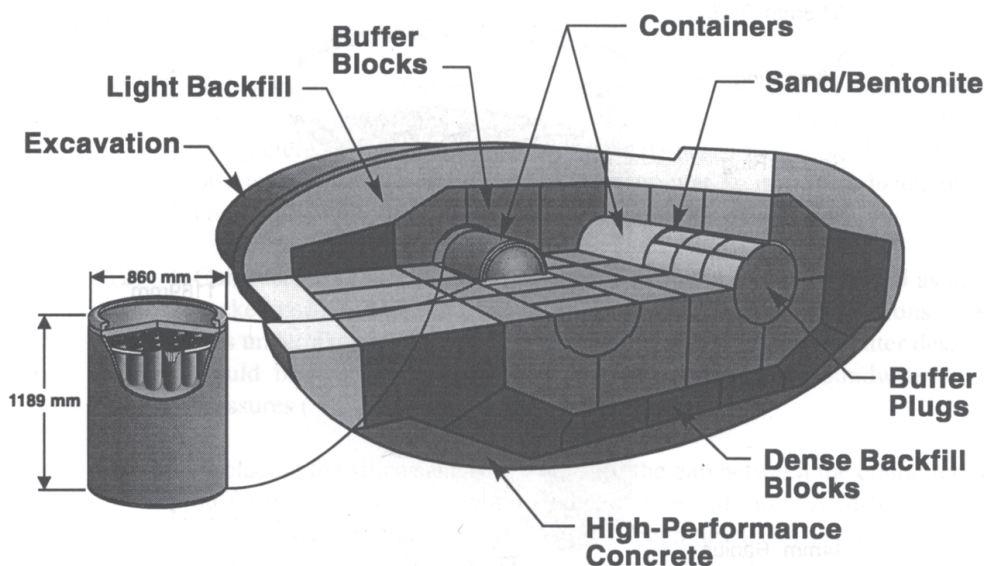
Enligt detta system skall CANDU-bränslet inneslutas före deponering i tunnväggiga ytterbehållare av titan. Efter deponering fylls hålen med en blandning av bentonit och sand varefter salarna återfylls med sjölera och krossmaterial samt en blandning av sand och bentonit. Referenssystemet bygger på erfarenheterna från berglaboratoriet i Whiteshell. Jämfört med svenska förhållanden karakteriseras berget i Whiteshell av extremt låg vattengenomsläpplighet.

En federal granskningspanel har under en åttaårsperiod granskat förvarsmetodens säkerhet och genomförbarhet. Panelen utgick från följande kriterier: Ett brett stöd hos allmänheten behövs för att en metod för slutligt omhändertagande skall kunna accepteras. Vid val av metod är säkerheten den viktigaste faktorn, men inte den enda. Både de tekniska och sociala aspekterna måste beaktas.

Panelens slutsatser var: Ur teknisk synvinkel kan säkerheten hos den av AECL föreslagna förvarsmetoden anses vara tillfredsställande visad för att vara på konceptstadiet. Det gäller däremot inte om man tar hänsyn till sociala aspekter. I dagens läge har förslaget inte tillräckligt folkligt stöd för att kunna fastställas som Kanadas val av metod för hantering av kärnbränsleavfall /4-12/.

Panelen rekommenderar att det bildas en separat organisation med ansvaret att långsiktigt ta hand om Kanadas radioaktiva avfall och vidareutveckla förvarssystemet så att det kan accepteras av allmänheten.

För att illustrera flexibiliteten i den generella förvarsmetoden, har även ett "Alternative Disposal System", lämpligt för mer genomsläppliga djuperuptiva bergarter och större djup (större bergspänningar) utvecklats, se figur 4-4. Det innebär att CANDU-bränsle i större ytterbehållare av koppar placeras i tunnlar med elliptisk profil, och omges med kompakt bentonit/sand.



*Figur 4-4. Kanadensiskt alternativt slutförvaringsystem: placering i bergssalar av CANDU-bränsle i behållare av koppar.*



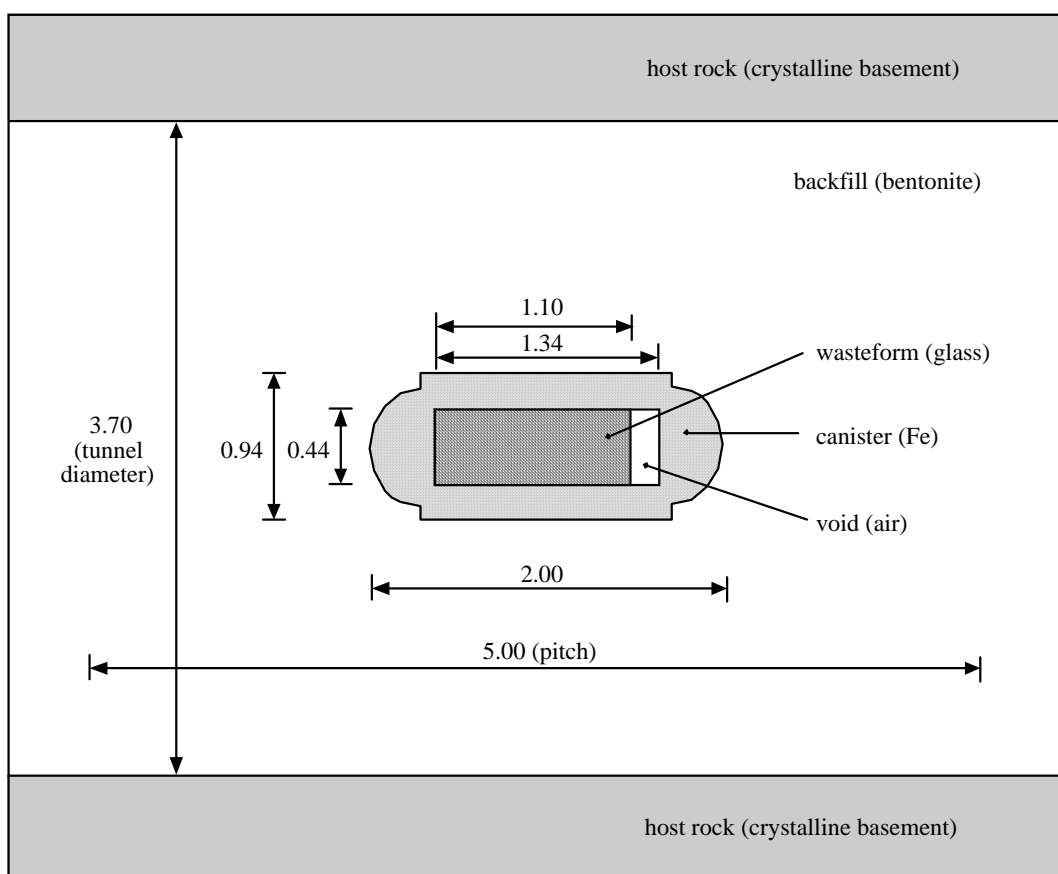
## Schweiz

Regionala geologiska undersökningar, inkluderande seismiska undersökningar och sju djupa borrhål, har identifierat två områden i norra Schweiz med gnejs-urberg med granitintrusioner /4-13/. (Beträffande lera, se kapitel 6.3.)

Urberget ligger under ett flera hundra meter tjockt skikt av sedimentära bergarter, något som gör karakteriseringen svår, men som kan ha fördelar med avseende på den långsiktiga säkerheten.

De regionala geologiska undersökningarna har kompletterats med experiment vid det underjordiska laboratoriet vid Grimsel, omfattande migrationsstudier och experiment med placering av värmeavgivande element i tunnarna. Berget i Grimsel är granit.

Ett referensfall, som utvecklades i mitten av 1980-talet, innebär att förglasat högaktivt avfall i kraftiga stålkapslar deponeras i horisontella tunnlar på cirka 1 000 meters djup. Avfallet omges av bentonit. Medelaktivt avfall deponeras samtidigt i en separat avdelning. I studien Kristallin-I har konceptet anpassats till den begränsade storleken hos bergblock med låg genomsläpplighet. Djupförvaret består där av separata mindre deponeringsområden antingen på olika nivå eller på samma nivå men i olika bergblock.



**Figur 4-5.** Det schweiziska slutförvaringsystemet Kristallin-I: Deponering av förglasat avfall i massiva stålkapslar i tunnlar i kristallint urberg. (Dimensioner i meter.)

## Frankrike

I Frankrike finns potentiellt lämpliga bergkroppar med djuperuptiva bergarter (granit) i centrala och nordvästra Frankrike. Flera studier av möjliga utföranden har gjorts /4-14, 4-15/.

PAGIS-projektet studerade slutförvaring av förglasat högaktivt avfall på ett djup av mellan 500 och 1 000 meter under markytan. Avfallet, som fått avklinga i 30 år efter förglasning, innesluts i kapslar som staplas ovanpå varandra i 30 meter djupa hål borrarade i botten av tunnlar – i referenskonceptet 20 kapslar per hål. Som ett jämförelsealternativ studerades 100 års kylning och 60 kapslar (i 3 staplar) i varje hål.

EVEREST-projektet gäller ett djupförvar för högaktivt och medelaktivt avfall i ett granitmassiv beläget under en vattendelare, dvs ett sannolikt inrinningsområde. Det förglasade högaktiva avfallet skulle enligt detta förslag placeras i 100 meter djupa hål som borraras från tunnlar på 500 meters djup, och det medelaktiva avfallet deponeras separat. För analysändamål antogs en total kapacitet på motsvarande 100 000 ton uran för det högaktiva avfallsslutförvaret i Frankrike. Denna stora mängd är skälet till att man föreslog ett utförande med ett stort antal kapslar i djupa hål, eftersom detta begränsar tunnallengden och den totala yta som tas i anspråk.

För närvarande pågår ett femtonårigt forsknings- och utvecklingsprogram, startat 1991, med avsikt att grundligt belysa frågan om lämpligaste omhändertagande av det högaktiva avfallet, så att beslut kan fattas omkring år 2006. Projektet leds av ANDRA, Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, ett numera fristående statligt organ /4-17/.

Planer finns att bygga underjordiska berglaboratorier för djupförvarsstudier på tre platser, varav en i granit i departementet Vienne i nordvästra Centralmassivet. Graniten finns under ett sedimentärt toppskikt. En väsentlig del av arbetet består i information och diskussion med allmänhet och lokala kommunalpolitiker för att uppnå acceptans för genomförande. Frankrike deltar dessutom i internationella arbeten i underjordiska berglaboratorier bland annat i Äspö.

Förutom på byggande av underjordiska berglaboratorier för forskning och demonstration är forskningen inriktad på möjliga metoder för separation och transmutation, för frågan om återtagningmöjligheter efter djupdeponering samt på metoder för inneslutning och lagring av avfall i marknivå.

## 5 Alternativa förvarskoncept i kristallint berg

### 5.1 Deponering i mycket djupa borrhål – VDH

#### 5.1.1 Princip

Slutförvar i mycket djupa hål – VDH, "Very deep holes" – har diskuterats sedan 1980-talet och flera studier har gjorts.

Förslaget bygger på att mycket djupa hål borrar i kristallint berg, ned till sådana nivåer (4 km eller mer) att utbytet mellan grundvattnet på förvarsnivån och ytnera grundvatten i praktiken är noll efter att avfallet har deponerats. Detta innebär att utformning och material hos kapslar och bränsle har mindre betydelse, förutsatt att de klarar själva deponeringsfasen. Tänkbara alternativ är koppar eller titan med fyllning av betong.

Grundiden för VDH-deponering är att avfallet skall placeras på så stort djup, att den tid som krävs för att eventuella radionuklider från avfallet skall kunna förflytta sig upp till jordytan, kommer att vara så lång att de har avklingat till obetydliga nivåer, och därmed inte längre kan utgöra någon fara för mänskligheten. Den långa transportsträckan kommer även att innebära stor utspädning, på grund av interaktion med bergytor i sprickorna och med bergmaterialet. Således utgör själva bergets egenskaper den primära barriären mot nuklidernas migration.

Sannolikheten för oavsiktligt mänskligt intrång, liksom sannolikheten för påverkan av drastiska klimatförändringar, minskar också ju större djup man väljer för deponering.

Detta avsnitt behandlar endast djupa borrhål i kristallint berg (urberg) vilket är det enda som kan komma i fråga för Sveriges del. Annars kan den ovannämnda principen jämföras med motsvarande förutsättningar för deponering under havsbotten, i djuphavssediment, jämför kapitel 7.

#### Bakgrund

Det finns två skäl att berget på flera kilometers djup i den fennoskandiska urbergsskölden skulle lämpa sig för borrhålsdeponering: Dels tycks frekvensen av öppna sprickor i berget vara lägre på dessa djup än i den översta kilometern. Dels förväntas existerande vatten på dessa djup, under förutsättning att ett område med låg topografi har valts, ha en hög salthalt, dvs ha varit stagnant sedan mycket långa tider, 10–100 miljoner år. Detta innebär att det finns en naturlig barriär som hindrar kommunikation med ytan, och därmed hindrar radionuklider att nå biosfären även om de frigörs från avfallet nere i berget.

I slutet av 1980-talet genomfördes på SKB:s uppdrag en studie av genomförbarheten av deponering i mycket djupa borrhål med avseende på geologi, utformning och kostnader. /5-1/. Därefter har alternativet änyo diskuterats i samband med en jämförande studie, PASS-studien /5-2/, där djuphålskonceptet jämfördes med andra alternativ i olika avseenden: teknik, kostnader och långsiktig säkerhet.

En förnyad geologisk studie har nyligen genomförts, /5-3/. Studien har fokuserats på frågor som är av betydelse för att bedöma möjligheten av en deponering enligt VDH-konceptet, men dess resultat har ett allmänt intresse för geologisk deponering. Studien från 1989 har här kompletterats med olika internationella bidrag från djupa borrhål i olika länder, bland annat i det tidigare Sovjetunionen, och från det s k KTB-hålet i Tyskland. Några av de ryska hålen är borrade i samma slags berggrund som finns i Sverige.

## 5.1.2 Utförande

### Borrning

Figur 5-1 på visar ett exempel på principen för utförande, som består av djupa borrhål, cirka 4000 meter långa och 800 mm i diameter. I hålen placeras avfallet i inkapslad form, på djup mellan 2000 och 4000 meter. Det föreslagna konceptet innebär att omkring 40 sådana hål (20, om man väljer att kompaktera bränslet före inkapsling) borrar på cirka 500 meters inbördes avstånd. Varje hål tar då i anspråk en bergvolym på  $0,25 \times 0,25 \times 4$  km, och den sammanlagda ytan för förvaret blir cirka 7 km<sup>2</sup>, och dess volym blir 28 km<sup>3</sup>.

Hålen borrar var för sig från ytan. Varje borrhål kräver sin egen utrustning med elförsörjning etc. Större borrhål än ca 800 mm bedöms inte vara tekniskt utförbara på dessa djup. Borrningen utförs med en bentonitsuspension som borrhåtsvätska på djupet.

Foderrören som erfordras är av brons, varigenom järnkorrosion under reducerande förhållanden, med vätgasutveckling som följd, kan undvikas. Foderrören är perforerade så att bentoniten kan fylla ut runt kapseln.

### Deponering

Deponeringen är tänkt att gå till så, att kapseln fästs på borrhålets plats på borrhålets stång och skjuts ner i foderrören till sin position i hålet. Innan deponeringen startar i ett borrhål, ersätts bentonitsuspensionen med en bentonitlurry, så tjock som möjligt men inte tjockare än att kapseln kan pressas ner genom den. Flera kapslar och mellanliggande bentonitblock kan kopplas ihop och deponeras tillsammans. Kontroll av kapselns position i hålet får ske med hjälp av t ex sådana instrument som används i oljeindustrin.

När deponeringen i ett hål är klar, skall de översta 2 000 meter av hålet pluggas för att hindra vattentransport längs med eller i hålet. På något eller några ställen görs urfräsningar som bryter den ev störda zonen omkring hålet. Den undre delen som skall pluggas, från 2 000 till 500 meters djup, fylls med kompakterade bentonitblock som trycks ned i en tjock bentonitlurry för att man skall få bästa utfyllning. Den övre delen, från cirka 500 meters djup och upp till ytan, fylls med asfalt toppat av en plugg av betong.

## 5.1.3 Geologiska förhållanden på stora djup

För att kunna deponera avfall i borrhål på mellan 2 och 4 km djup, är det nödvändigt att känna till berggrundens egenskaper ner till åtminstone 5 km. Insatser har gjorts /5-3/ för att öka förståelsen av förhållandena på djupet i den fennoskandiska skölden, genom delstudier inom följande områden:

- Geologi
- Hydrogeologi
- Hydrokemi
- Geofysik samt
- Geomekanik

Eftersom mycket djupa borrhål inte förekommer i något större antal i denna region, har även gruv- och borrhålsdata från andra områden tagits med.

Resultaten av de fem delstudierna har integrerats till en modellbeskrivning för grundvattenströmning och grundvattensammansättning i de översta 5 km av urberget. En huvudpunkt är att den översta 1 km visar sig ha mer fria öppna sprickor än längre ner liggande berg, även om vattenförande sprickor kan utsträcka sig till stora djup. Minskad frekvens av öppna sprickor innebär en motsvarande minskning av bergets permeabilitet.

I områden med svag topografi begränsas grundvattencirkulationen i huvudsak till denna översta kilometer. Det vatten som förekommer på större djup har stor salthalt och det kan även förekomma saltfickor.

I områden med kuperad topografi, kommer ytligt grundvatten (vatten med atmosfäriskt ursprung) att tränga ned till det mindre uppspruckna berget under 1 km-nivån och kan cirkulera långt ner på flera kilometers djup. Bevis för detta finns i Gravberg-1-borrhålet i Siljansringen, där vattnet blev salt först på cirka 5 km djup.

Detta vatten med stor salthalt är nästan stagnant och har antagligen befunnit sig på samma plats i storleksordningen miljoner till hundra miljoner år. Denna slutsats stöds av vattenkemin, isotopsammansättningen och koncentrationen av lösta gaser i vattnet.

#### **5.1.4 VDH-konceptets potential**

Den rangordning som gjordes i PASS-studien (1992) /5-2/ avseende de olika förvarskonceptens teknik, kostnader och långsiktiga säkerhet, utföll till djuphålskonceptets nackdel. De mest väsentliga svårigheterna, utöver karakteriseringen av berget på stora djup, bedömdes vara förknippade med själva borrhålls- och deponeringsförfarandet, och därmed sammanhängande förhållanden under anläggnings- och driftskedet.

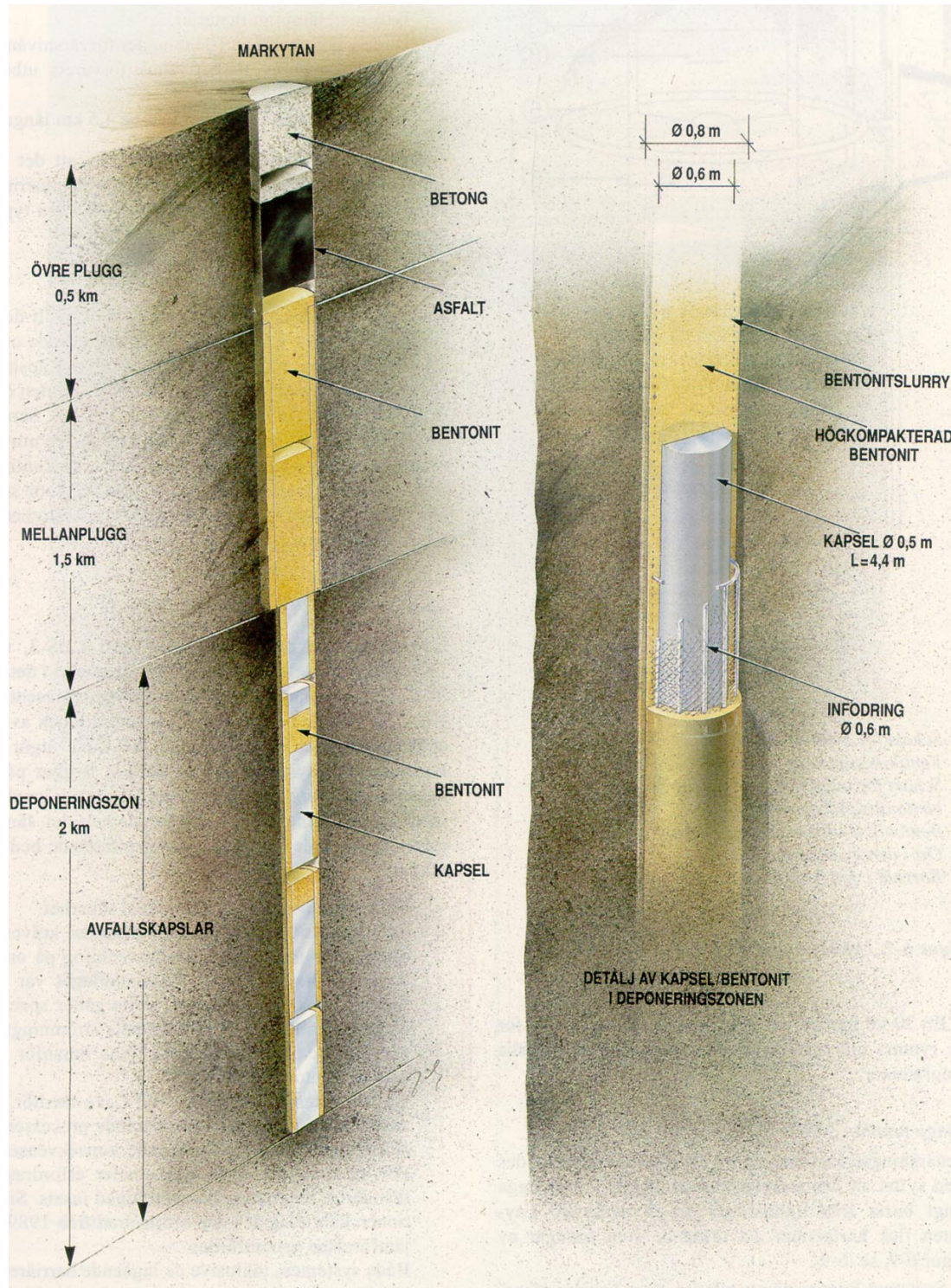
Vissa framsteg inom borrhållsteknikområdet har gjorts under senare år, men de huvuddrag som från början skisserades för VDH-konceptet har inte ändrats. Utvecklingen på det borrhållstekniska området styrs idag främst av oljeindustrins behov.

Långtidsegenskaperna och säkerheten hos VDH-konceptet är i hög grad beroende av egenskaper och beteende hos den enda barriären, berggrunden (med sitt grundvatten), vars egenskaper på VDH-djup kan vara svåra att bestämma med tillräcklig noggrannhet. Detta kan visserligen kompenseras med ett mer avancerat utförande hos de byggda barriärerna, men det skulle ytterligare fördyra en lösning som redan i grundutförandet bedöms vara bland de dyraste av studerade förslag.

I Finland beslöt man på grund av förväntat höga kostnader, bedömda nackdelar med avseende på långtidssäkerhet, bergmassans egenskaper och dess karakterisering, och behovet av stora ytterligare utvecklingsinsatser för att eliminera dessa, att inte ägna mer resurser åt VDH-konceptet.

Den nya geologiska studiens syfte är i huvudsak att klarlägga de geologiska förhållandena som finns på djupet, och den ger inte underlag för några egentliga slutsatser beträffande genomförbarheten av en djuphålsdeponering.

SKB kommer fortlöpande att bevaka teknikutvecklingen inom området djupa hål och förståelsen av det djupa bergets geologiska egenskaper. En särskild studie planeras beträffande genomförbarheten av och den långsiktiga säkerheten hos ett VDH-förvar.



Figur 5-1. Djupa borrhål – VDH.

## **5.2 Deponering i långa horisontella hål – VLH**

### **5.2.1 Princip**

En studie utfördes 1991 /5-4/ av möjligheten att deponera inkapslat bränsle i långa hål eller tunnlar. Det föreslagna förvaret består av flera (tre) parallella 4,5 km långa tunnlar borrade med tunnelborrningsmaskin, på djupet 500 meter i urberg. Tunneldiametern är cirka 2,4 meter och kapslarnas diameter cirka 1,6 meter. Figur 5-2 visar principutförandet.

Dimensioner och avstånd bestäms av avfallets värmeutveckling, samt bentonitens egenskaper (liksom i de övriga koncepten). Det inbördes avståndet mellan tunnlar skall vara så stort att växelverkan mellan dem uteblir. Det innebär ett avstånd på cirka 100 meter. Olika utföranden av kapseln studerades, vilka ger lite olika villkor för värmeberäkningarna.

Spalten mellan kapslar och bergvägg fylls med bentonitlera. För att säkerställa bentonitbarriären, skall alla springor mellan bentonitblocken fyllas med en bentonitslurry, alternativt mättas bentoniten med vatten genast efter deponeringen.

Förvaret består av de tre tunnlar och en centraldel avsedd för omlastning av kapslar, för personal och servicefunktioner samt för hantering av bergmassor.

### **5.2.2 Utförande**

#### **Tunnelborrning**

En tillfartstunnel (en brant ramp) borrar till 500 m djup varefter de tre deponeringstunnlar borrar med TBM-teknik på ungefär 100 meters inbördes avstånd. Kommunikationer sker via vertikala schakt. En undersökningstunnel borrar först i berget cirka 100 meter under de blivande deponeringstunnlar, dvs på 600 meters djup, varifrån geologiska undersökningar kan utföras både under byggtiden och senare. Detta arrangemang är särskilt lämpligt vid en lokalisering under havsytan.

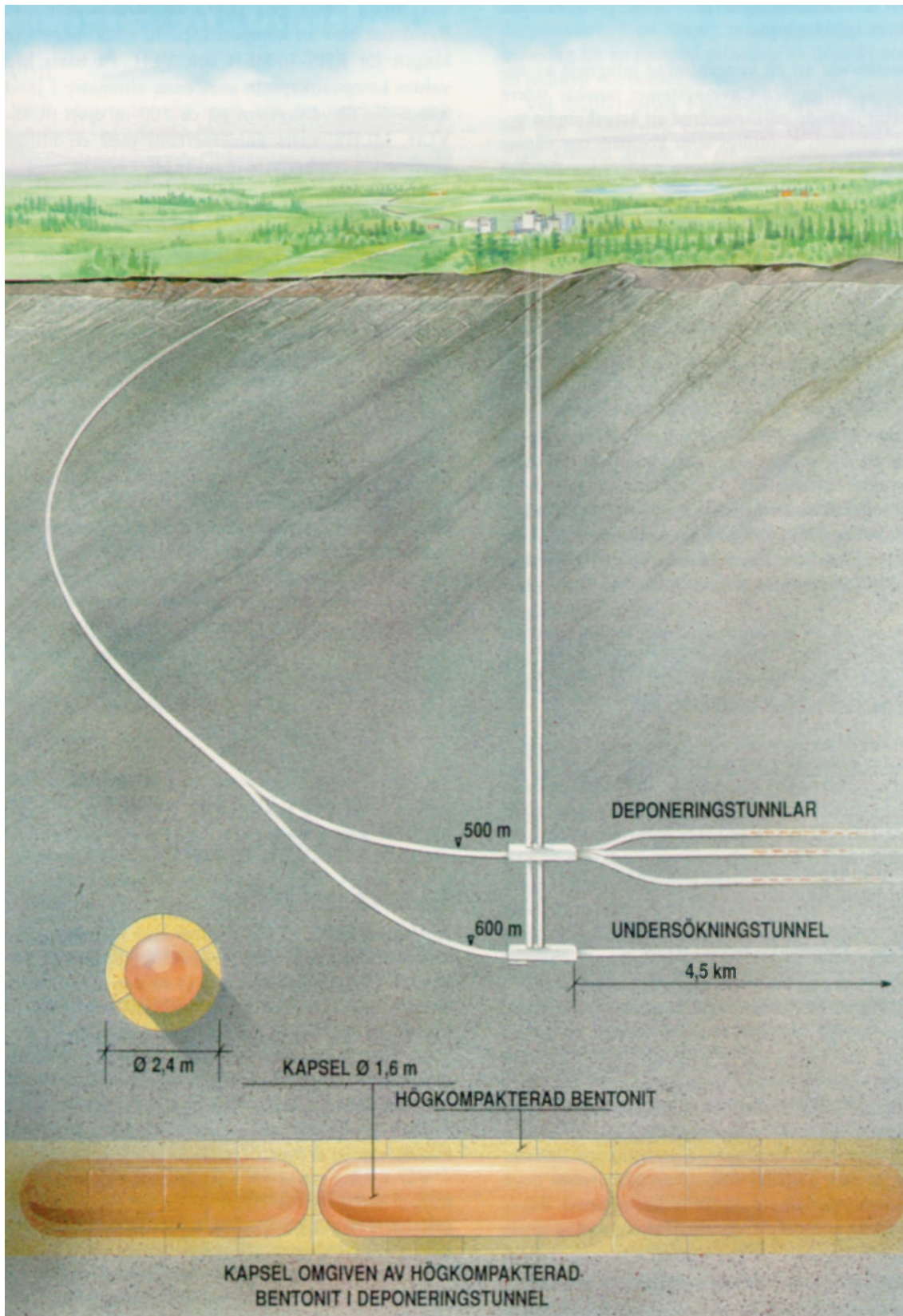
Särskilda uttransportanordningar för det utborrade berget behöver installeras.

Ett alternativ där tunnlar stigortsborras har även föreslagits. Det skulle innebära att tunnlar längd måste begränsas och layouten mera likna den för medellånga hål, se avsnitt 4.4.

#### **Deponeringsteknik**

Nedtransport av kapslar sker på en rälsbunden vagn. I omlastningsutrymmet lyfts kapseln från rampvagnen till en vagn som är byggd för att gå i de cirkulära tunnlar.

Tåget med kapselvagn och bentonitvagn skjuts med hjälp av ett lok till sin position i tunneln. Loket är antingen fjärrstyrt eller försett med strålskärmad förarplats. Vid deponeringspositionen utför en speciell deponeringsmaskin en trestegsmanöver: Först inplaceras ett undre bentonitblock, på detta skjuts kapseln på plats, och slutligen inplaceras de övriga bentonitblocken så att kapselns hela periferi är täckt.



Figur 5-2. Långa tunnlar – VLH.



## Förslutning

När en tunnel är fylld, pluggas mynningen med en kombinerad betong- och bentonit-plugg. När hela förvaret skall tillslutas, fylls alla tunnlar och schakt med en bentonit-ballast-blandning, som avdelas av pluggar av mer stabilt material.

## Lokalisering

I huvudsak ställer ett VLH-förvar samma slags krav på berget som grundkonceptet KBS-3. Den exakta layouten, placeringen av tunnlar etc, anpassas till den valda bergmassans egenskaper.

Djupet kan väljas större än 500 meter om bergets egenskaper medger det. På större djup ökar risken för uppsprickning av berget orsakat av bergspänningar, vilket förstör tunnlar-nas form och ytjämnhet.

En lokalisering under havsbotten skulle ha den fördelen att den hydrauliska gradienten där är mycket liten, dvs transporten av eventuella lösta nuklider upp till ytan är mycket långsam eller obefintlig.

En sådan lokalisering gör geologiska undersökningar svårare att utföra från ytan, och mer tyngd får ges åt de geofysiska mätningarna och undersökningar på deponeringsnivån.

### 5.2.3 Säkerhetsaspekter

Vattenförekomsten i deponeringstunnlarna har stor betydelse: Ett stort vatteninflöde innebär att inplaceringen av bentonitblocken försvåras.

Följande faktorer, som analyseras på samma sätt som för övriga deponeringskoncept, kan ha betydelse för nuklidtransporten i närområdet:

- Störd zon runt tunneln orsakad av tunneldrivningen.
- Störda områden som uppstår på grund av förändrade bergspänningsförhållanden.
- Bentonitens svälltryck i tunneln.
- Värmeutvecklingen från kapslarna.

I jämförelse med KBS-3 är beroendet mellan de olika kapslarna större i långa-hål-deponeringen. Den mest påtagliga nackdelen med långa-hål-konceptet är den fjärrstyrda deponeringen av tunga enheter i trånga utrymmen. Fjärrstyrningen behövs eftersom systemet arbetar med kapslar utan strålskärmning.

Eftersom systemet dessutom inte har bedömts medföra några fördelar som inte finns i grundkonceptet, har några ytterligare resurser inte satsats på detaljstudier.

## 5.3 Varma, torra förvar

### 5.3.1 Övervakat djupförvar, WP-Cave

#### Bakgrund

En egenskap hos ett passivt djupförvar av KBS-3:s typ är att det kräver ett ganska stort utrymme. Avfallet måste fördelas ut över en stor volym för att hålla nere temperaturen så att barriäregenskaperna hos buffert och berg förblir opåverkade. För att kringgå detta skulle man kunna placera avfallet mer koncentrerat men i gengäld se till att förse förvaret med aktiv kylning under en tid (kanske 100 år), tills resteffekten avtagit ytterligare.

Ett sådant förslag, WP-Cave, är ett exempel på ett övervakat, varmt djupförvar. Förslaget utarbetades på 70- och 80-talet på en idé från företaget WP-System. Tanken har även anknytning tillbaka till bergförläggningstuderingen på 70-talet, som behandlade möjligheten att förlägga kärnkraftverk i berggrum. Förslagets för- och nackdelar granskades av en utvärderingsgrupp, och har redovisats i en särskild rapport 1989 /5-5/.

#### Princip

Det inkapslade avfallet placeras i en begränsad bergvolym som omges av en tjock lerbarriär och av en sk hydraulisk bur, som skall begränsa grundvattenströmningen utanför förvaret. Luftcirkulation ger kylning av avfallet.

Hela förvaret omges således av en gemensam bentonitbuffert, till skillnad från i bl a KBS-3-förvar, där varje kapsel är försedd med egen barriär av bentonitblock. Temperaturen inuti berget i ett WP-Cave-liknande förvar blir högre. Genom att hela bergkroppen omges med barriären, skulle bergets lokala egenskaper ha mindre avgörande betydelse.

#### Utformning

Runt den centrala förvardsdelen finns först den barriär som består av berget. Utanför detta finns en utsprängd slits som fylls med en blandning av bentonit, bergkross mm. Utanför denna barriär arrangeras en hydraulisk bur, som utgörs av horisontella orter sammanbundna med vertikala borrhåll dräneringskanaler för grundvatten.

En anläggning utförd enligt grundförslaget skulle rymma cirka 1 100 ton inkapslat bränsle. Kapslar av stål förutsattes, vardera rymmande cirka 3 ton uran. Även större anläggningar har skisserats.

Den centrala förvardsdelen består av ett mittschakt varifrån lagringskanaler sträcker sig radiellt och med en lutning på 30 grader utåt-nedåt. Varje våning har tolv sådana armar, lagringskanaler, vari vardera två bränslekapslar deponeras omgivna av luft som kan cirkulera och kyla dem. Kyluft tillförs via de yttre vertikala schakten, passerar lagringskanalerna och återförs upp via det centrala schaktet.

Höjden av anläggningen blir cirka 110 meter om avståndet mellan varje våning av lagringskanaler är 3,5 meter. Berget mellan förvardsdelen och bentonitbarriären gör att temperaturen i bentoniten ej överstiger cirka 80–90 grader. Motsvarande temperatur på bränslekapslarna blir då cirka 150 grader.

Efter cirka 100 års ventilerad och övervakad lagring har temperaturen sjunkit så mycket att anläggningen kan tillslutas. Alla tidigare öppna utrymmen ska då fyllas med fin sand och vatten.

### 5.3.2 Säkerhetsjämförelse, WP-Cave/KBS-3

Utformningen med en stor central bergkropp som har hög vattengenomsläpplighet medför att transport av radionuklider och andra lösta ämnen från förvaret till omgivande berg kommer att domineras av transport med cirkulerande vatten. Vidare transport av dem till omgivningen blir beroende av egenskaperna hos lerbarriären, som alltså utgör den primära säkerhetsbarriären utöver kapslarna. I KBS-3 sker transporten huvudsakligen med diffusion, och varje barriär bidrar till fördröjningen.

Den hydrauliska buren runt förvaret har till uppgift att reducera den hydrauliska gradienten över förvaret, och den naturliga grundvattenströmningen skall ledas runt förvaret istället för genom det, vilket uppenbarligen vore en fördel. Å andra sidan kommer buren att kortslutas av (horisontella) spricksystem vilket innebär att eventuella radionuklider som frigjorts ut ur förvaret snart kan ledas bort och upp till ytan och nå biosfären.

Den högre temperaturen innebär att det är svårare att genomföra funktions- och säkerhetsanalyser, såsom utvärdering av kapselkorrosion och bränsleupplösning. En komplikation är att WP-Cave-systemet kräver en fix layout, och inte flexibelt kan anpassas (åtminstone inte lika lätt) till de förhållanden som föreligger i berget. Även om lämplig berggrund finns på många platser är stora bergkroppar utan större sprickor sannolikt svåra att lokalisera.

Att uppnå tillräcklig säkerhet med ett övervakat förvar av denna typ vore sannolikt fullt möjligt, men dels svårigheten att visa detta och dels de beräknat höga kostnaderna medför att nackdelarna har bedömts vara betydligt större än fördelarna jämfört med det prioriterade alternativet KBS-3 inklusive varianter av detta. I synnerhet gäller detta på grund av existensen av CLAB, som möjliggör en relativt lång mellanlagringsperiod före inkapsling och deponering.

### 5.3.3 Andra torra förvar

Ju mer man fjärrar sig från de layoutprinciper som har vuxit fram som resultat av de grundläggande kriterier som med tiden etablerats för kort- och långsiktig säkerhet, desto större blir variationsrikedomen.

Att behålla förvaret övervakat under en längre tid innebär i stort sett endast att genomförandet av de slutliga barriärerna och andra åtgärder som behövs uppskjuts till ett senare tillfälle. Mellanlagring av bränslet sker idag övervakat i CLAB, och kan så fortgå under många decennier. Inget hindrar heller att färdiga kapslar förvaras torrt och övervakat, vilket i princip är vad som görs i de länder som använder sk lagringsbehållare för längre tids mellanlagring.

### Dry Rock Disposal

En föreslagen metod som är ett mellanting mellan mellanlagring och långsiktig förvaring är den sk DRD-metoden (Dry Rock Disposal).

I DRD-metoden placeras bränslet, inneslutet i täta behållare, i ett självdränerande (torrt) berggrum, som stängs till. Härigenom kan man minimera behoven av drift och tillsyn av lagret. Bevakning och underhåll i någon form kommer dock att krävas. Denna typ av lagring skulle kunna fortgå under lång tid.

## 6 Andra geologiska formationer, utländska alternativ

### 6.1 Deponering i torra varma förvar – slutförvaring i icke vattenmättat berg

#### 6.1.1 Geologiska aspekter

I de flesta länder är geologisk djupförvaring liktydigt med deponering i vattenmättad geologisk miljö, under grundvattennivån. Förekomsten av reducerande grundvatten innebär att tillgången på syre och därmed nedbrytningen av kapslarna är begränsad.

Vid slutförvaring i mycket torr geologisk miljö, är det istället bristen på vatten som begränsar nedbrytningsprocesserna. Betydande lagerföljder av torr eller icke vattenmättad bergart hittar man endast i torra ökenområden. Så vitt känt övervägs slutförvaring i icke vattenmättade bergarter endast i USA. I Yucca Mountain, Nevada, planeras deponering i bergarten tuff /6-1/.

Tuff är en bergart bildad av vulkanisk aska och lavarester och den kan ha ganska varierande egenskaper. Icke konsoliderade tuffbergarter är generellt porösa, medan sådana som konsoliderat tenderar att vara mera kompakta och ha lägre permeabilitet, genomsläpplighet, men samtidigt uppvisa sprickor. Tuff har god sorptionskapacitet, framför allt när den innehåller zeoliter. Tryckhållfastheten är också god, särskilt hos konsoliderade tuffbergarter.

#### **Icke vattenmättad (torr) tuff**

##### *Fördelar*

- God tryckhållfasthet – stabila underjordiska salar kan byggas.
- Ingen återfyllning fordras – enkel övervakning, inspektion och återtagning vid behov.
- Försumbar vattenhalt – begränsad eller ingen kapselkorrosion eller nuklidtransport med vatten.
- Konsoliderade tuffer har låg permeabilitet, medan okonsoliderade tuffer kan fungera som kapillärbrytande skikt.
- Zeolitiserade tuffer har goda sorptionsegenskaper.

##### *Nackdelar*

- Oxiderande miljö bidrar till korrosion av kapslar om fukt finns tillgänglig, och gränsen för nuklidernas löslighet kommer att ligga högre.
- Sammankopplade luftkanaler – inget hinder för transport av gasformiga radioaktiva ämnen; fukttransport via avdunstning och kondensation.
- Betydande osäkerhet råder om vattenfördelning och mekanismer för vattengenomsippning (strömningsvägar) i icke vattenmättade bergarter.
- Försumbara till små vattenflöden i den lokala miljön innebär mycket ringa utspädning.

### 6.1.2 Utformning

Kapaciteten vid Yucca Mountainförrvaret är planerad till 63 000 ton uran i form av använt kärnbränsle från civila PWR/BWR-reaktorer, plus upparbetat militärt avfall motsvarande 7 000 ton uran. Förrvaret placeras 300 meter under bergsryggen Yucca Mountain, motsvarande en nivå 300 meter över den regionala grundvattennivån.

Underjordslayouten för slutförrvaret utgörs av två lutande tillfartstunnlar med diametern 7,6 meter samt två vertikala ventilationsschakt. Avfallet deponeras i parallella rader i horisontella deponeringstunnlar (orter), se figur 6-1. Tidigare diskuterades deponering av mindre avfallskapslar i korta hål borrade i tunnlarnas golv. Dagens utformning innebär större kapslar placerade i själva tunnlar med cirka 5 meter diameter. Dessa tunnlar samt tillfartstunnlarna drivs med tunnelborrningsmaskiner.

Värmebelastningen är en viktig fråga för Yucca Mountain-slutförrvaret. Två alternativa genomsnittliga belastningar har föreslagits: låg termisk belastning, med 20–40 ton bränsle (uran)/acre (dvs 50–100 ton/hektar) och hög termisk belastning, med 80–100 ton bränsle/acre (200–250 ton/ha). Den termiska belastningen beror på valt avstånd mellan deponeringstunnlarna och mellan kapslarna i varje tunnel.

Föreslagen kapselkonstruktion utgörs av en ytterbehållare av korroderande material som t ex handelsstål, och en inre korrosionssäker legering, som Inconel 825. För alternativet med lägre termisk belastning tillkommer ett extra yttre skikt i ett material med medelhög korrosionshållfasthet. På så sätt undviker man korrosion av järn vid den högre luftfuktighet som lättare uppstår vid lägre termisk belastning.

Standardkapseln rymmer 21 bränsleelement av PWR-typ eller 40 av BWR-typ, motsvarande upp till 9 ton uran, dvs betydligt mer än t ex den svenska kapseln. Ytterbehållaren för militärt högaktivt avfall rymmer 4 gjutflaskor, totalt 2 ton förglasat avfall per enhet.

De fyllda kapslarna, som väger mellan 22 och 52 ton, placeras på speciella järnvägsvagnar som parkeras i deponeringstunnlarna. För närvarande övervägs två varianter: antingen parkeras järnvägsvagnarna längs enkla spår centralt i varje tunnel, eller parkeras de vid sidan av tunnelns mitt längs ett av två spår, varvid det andra spåret förblir tillgängligt för obemannade inspektionsfordon.

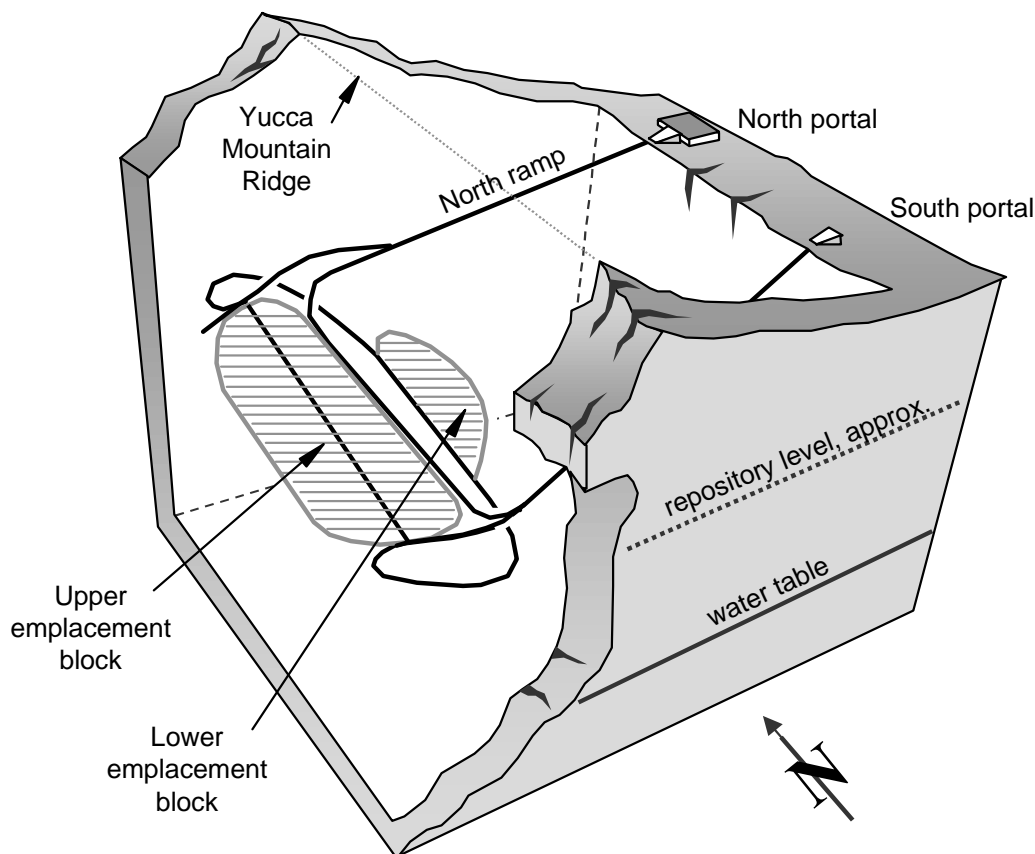
I det senare fallet sker ingen återfyllning utan man lämnar ett öppet luftutrymme kring kapslarna. Detta minskar risken för att vatten kommer i kontakt med kapslarna.

För återfyllning har annars ett poröst återfyllningsmaterial föreslagits, dock främst som kapillärbrytande skikt och som medel för termisk styrning. I båda fallen förseglas deponeringsorterna efter fyllning och ventilationen upphör.

### 6.1.3 Långsiktig säkerhet

Yucca Mountainförläggningen och de därmed förknippade tekniska lösningarna och säkerhetsmässiga aspekterna skiljer sig avsevärt från dem hos andra föreslagna geologiska slutförrvar.

Berget i Yucca Mountain består av skikt av omväxlande konsoliderad och okonsoliderad vulkanisk tuff. Den konsoliderade tuffen är relativt ogenomsläpplig. Bergarten är emellertid uppsprucken och släpper igenom vatten om det finns något. Den okonsoliderade tuffen är porös och genomsläpplig och kan bilda kapillärbrytande skikt vid kontakt med konsoliderad tuff.



*Figur 6-1. Genomskäringsskiss av det planerade slutförvaret för använt kärnbränsle och militärt avfall vid Yucca Mountain.*

Slutförvaret placeras i ett tjockt konsoliderat skikt, med ett överliggande icke konsoliderat skikt och på toppen ett konsoliderat ytskikt. Därigenom fås en begränsning av den mängd vatten som skulle kunna nå det deponerade avfallet. Berggrunden under slutförvarsnivån har zeolitiserade skikt med potential för sorption av många radionuklider. Följande faktorer och processer är viktiga för utvärderingen av den långsiktiga säkerheten vid Yucca Mountain:

#### *Termisk belastning, temperatur och termohydrologiska egenskaper*

För att hindra mineralogiska förändringar, får bergets ytemperatur i deponeringstunnlarna inte överstiga 200°C. Att temperaturen i närzonen under en tid ligger över 100°C är dock en fördel, ty det förebygger inledande korrosion.

#### *Vatten- och nuklidtransport i den omättade zonen*

Det finns begränsade kunskaper om de processer som styr transport av vatten och radioaktiva föroreningar i tuffen. Om vattnet fördelas jämnt och tuffen agerar som poröst medium kommer vattenförekomsten i slutförvaret att vara mycket låg och nuklidmigrationen försumbar. Över en viss infiltrationsflödeströskel skulle emellertid vatten kunna sippra fram i sprickor, och tränga in lokalt i tunnlar så att nuklider kan transporteras i sprickor under slutförvarets nivå. Hängande grundvattenzoner har upptäckts i samband med provborrningar på platsen, vilket indikerar att det finns en potential för lokal genomsippring och ansamling av vatten.

### *Gastransport, gasbildning*

De icke vattenmättade naturliga barriärerna väntas inte kunna förhindra migration av gasformiga radionuklider, om sådana frigörs efter genombrott av kapslarna, främst då C14 i form av CO<sub>2</sub>. Förändringar i lufttryck och bergtemperatur samt vindens inverkan gör att luft rör sig in i och ut ur berget, varför gaser från slutförvarsnivån mycket snabbt skulle kunna nå ytan. Även om de potentiella doser som skulle orsakas är mycket låga, skulle utläckaget ändå kunna överskrida gällande gränsvärden.

#### **6.1.4 Pågående projekt**

En omfattande plan för slutförvaring av använt kärnbränsle och högaktivt kärnavfall i USA ingick i 1982 års Nuclear Waste Policy Act. Det gäller bl a två djupförvar och karakterisering av flera andra platser. Genom ett tillägg 1987 valdes Yucca Mountain som enda plats närmare undersökningar.

Platsundersökningen inkluderar ett ytundersökningsprogram omfattande mer än 80 borrhål sedan 1977 samt tester i underjordiska anläggningar som byggts på slutförvarets nivå. Drivningen av tillfartstunnlarna med tunnelborrningsmaskin som inleddes 1994 är slutförd.

Nästa steg i projektet är framtagning av en genomförbarhetsanalys innehållande:

- Detaljkonstruktion av avfallskapslar och andra väsentliga komponenter i slutförvaret.
- En säkerhetsanalys baserad på de mer detaljerade plats- och konstruktionsdata som nu finns tillgängliga.
- Total livscykelkostnad för byggande, drift och förslutning.
- En plan för licensieringen, som beskriver ytterligare experimentella studier, konstruktionsarbete, säkerhetsanalyser och andra aktiviteter som krävs för att komplettera den ursprungliga tillståndsansökan.

## **6.2 Deponering i saltformationer**

### **6.2.1 Generellt om saltformationer, evaporiter**

Med evaporit avses sediment som bildats genom indunstning av vatten och utfällning och/eller kristallisering av ämnen som tidigare befunnit sig i lösning.

Den vanligast förekommande evaporiten är halit (vanligt stensalt) som bildats genom cyklisk indunstning av urhav. Termen innefattar även andra mineraler, t ex anhydrit (kalciumsulfat), vilket ofta hittas i mellanskikt i saltfyndigheter och ibland som tjockare skikt.

Evaporiter förekommer som omfattande sidoformationer (saltbäddar) och även i form av saltdomer eller saltpluggar, diapirer. Diapirer har bildats av salt som pressats ihop under tyngden av överliggande bergmassor och sedan penetrerat ett överliggande skikt, och – under de geologiska tidsåldrarnas gång – så småningom pressats uppåt på grund av sin plasticitet, sin lägre densitet och det högre trycket i den underliggande bädden.

## Salt, evaporiter

### Fördelar

- Försumbar mängd fritt vatten och i princip obefintlig genomsläpplighet i ostört rent stensalt.
- Lätt att göra stora självbärande salar och borrhål för deponering.
- God termisk konduktivitet - tillåter borttransport av värme från avfallet.
- Krypning tenderar att försluta eventuella sprickor och att sluta öppna volymer under jord och därmed återställa störda områden till jämn och låg genomsläpplighet.
- Förekommer i laterala homogena och stora fyndigheter och i stora saltdomer – egenkaperna är relativt förutsägbara även med få borrhål.

### Nackdelar

- Försumbar sorptionskapacitet.
- Saltlösningar tenderar att förstärka metallkorrosionen.
- Fickor av saltlösning under tryck kan utgöra en källa för fria saltlösningar som bidrar till nedbrytning av avfall och transport av radioaktiva föreningar.
- Salt är i sig en viktig naturresurs (om än relativt vanligt förekommande) och kan inkludera kommersiellt brytbara mängder pottaska och gips.
- Saltbäddar förekommer ofta tillsammans med kolvätefyndigheter (på större djup).
- Anhydrit kan utsättas för snabb hydrering (till gips) med därav följande volymförändring, något som kan utgöra en mekanism för cyklisk vatteninträngning, som kan orsaka expansion och sprickbildning.

## 6.2.2 Utformning

Salt är lätt att bryta och det går att göra relativt stora bergssalar. Salarna tenderar att sluta sig på grund av saltets krypning, men berggrundens stabilitet och lämpliga förstärkningsåtgärder medger att salarna kan hållas öppna under flera tiotal år vilket är tillräckligt för driften av slutförvaret.

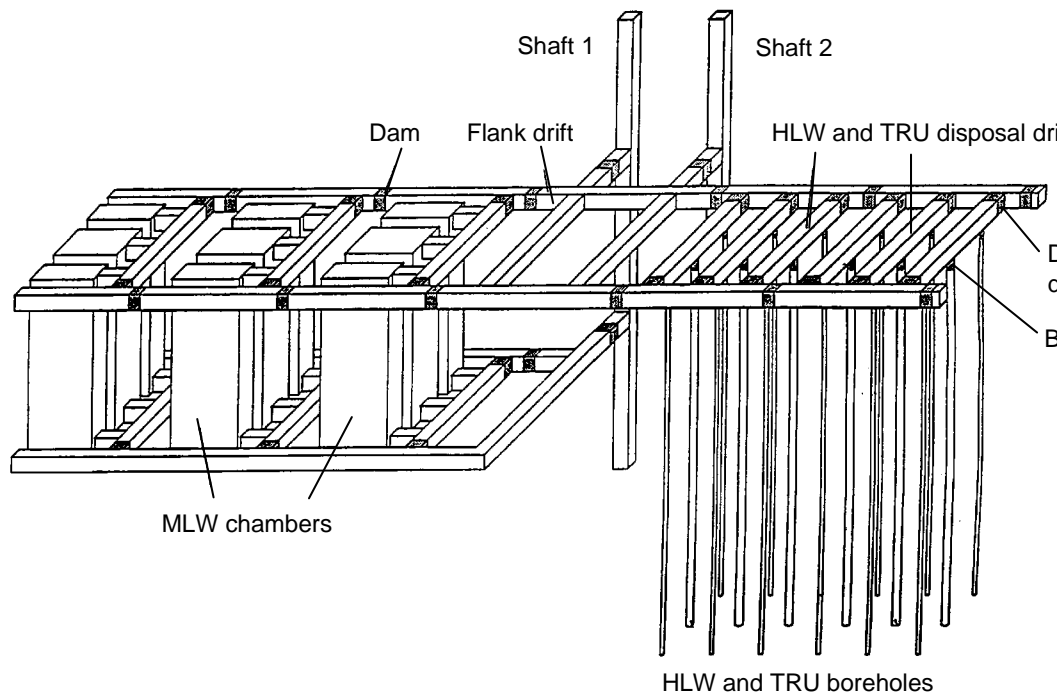
Platsval och anläggningslayout måste väljas med hänsyn till förekomsten av inneslutningar av icke halitiska mineraler. Sådana kan fungera som transportvägar för vätska och bör därför undvikas.

Salar och deponeringshål bryts ut med torrbrytning och borrhning.

Höghållfasta kapslar ska användas för inneslutning av det använda kärnbränslet och det högaktiva avfallet. I Tyskland har man diskuterat möjligheten att använda behållare av ”Pollux”-typ som slutförvaringsbehållare. Dessa består av en sluten innerbehållare, ett neutronmodererande skikt och en strålskärmande ytterbehållare. En fylld behållare väger cirka 60 ton.

Figur 6-2 visar referensutformningen för slutförvaret för högaktivt och medelaktivt kärnavfall i saltdomen i Gorleben. Högaktivt förglasat avfall och använt bränsle, samt medelaktivt avfall med högre aktivitet placeras i djupa hål (flera hundra meter) borrhade från orter, medan avfall med lägre aktivitet placeras i stora silos eller salar. De övre delarna av borrhålen och deponeringsorterna återfylls med krossat stensalt när deponeringen har avslutats. Hela förvaret förseglas med krossat stensalt eller blandningar av salt och lera som stabiliseras med betongelement.





*Figur 6-2. Referensutformning för slutförvar för högaktivt och medelaktivt kärnavfall i saltdomen i Gorleben.*

I Frankrike har man studerat en geologisk formation som består av en 400 meter tjock saltbädd med mellanliggande skikt av leror och anhydrit. I detta fall skulle det hypotetiska slutförvaret placeras 70 meter under den övre ytan av saltskiktet, med vertikala borrhål 80–85 meter djupa, borrhål från slutförvarets nivå.

I USA planeras ett slutförvar för transuranhaltigt avfall, som skall bestå av bergssalar byggda på samma geologiska nivå och utan kontakt med anhydritiska skikt över och under slutförvarsnivån. Avfall av mer aktiv typ, som måste hanteras fjärrstyrt, skall placeras i korta horisontella borrhål i salsväggarna varefter salarna fylls med lågaktivt avfall. (WIPP-projektet, se nedan)

### **6.2.3 Långsiktig säkerhet**

Under litostatiskt tryck förändras saltets kristallstruktur och med tiden tillåts rörelse inom och mellan saltkristallerna. Denna krypning sluter porer och förhindrar kontinuerligt vätskeflöde genom bergarten. Krypningen sluter och läker sprickor så att stensaltets genomsläpplighet vanligen är extremt låg eller obefintlig. Därför kan stensalt potentiellt erbjuda hundra procentig inneslutning av kärnavfall.

Utvärderingen av den långsiktiga säkerheten fokuseras därför på krypningsprocessen, på risken för inträngning av saltlösning från andra källor och tänkbara av människor orsakade störningar på slutförvaret.

*Saltkrypning, förändringar i porositeten och kopplade flöden av saltlösning och gaser*

Saltkrypning tenderar att minska porositeten i slutförvaret till noll. Denna process tar flera år och hastigheten beror på tryck och temperatur. Även om salt är en relativt torr

miljö kommer en viss mängd saltlösning att sippra in i slutförvaret från den störda zonen runt salarna. Vatten kan även bildas genom nedbrytning av vissa avfallstyper. Beroende på mängden tillgänglig saltlösning, den ursprungliga porositeten i de återfyllda orterna och förslutningarna och utvecklingen av porositeten över tiden, finns det en möjlighet att radioaktivt kontaminerad saltlösning och gas kan pressas ut från slutförvaret till överliggande bergarter, upp genom schakt eller längs icke halitiska stråk.

#### *Inneslutningar av komprimerad saltlösning*

Inneslutningar eller fickor av komprimerad saltlösning förekommer ofta i geologiska saltformationer. Det finns risk för att saltlösning tränger in i slutförvaret, antingen från en saltlösningficka nära slutförvaret som inte lokaliserats vid provborringar, eller via ett senare prospekteringsborrhål (ej relaterat till slutförvaret) som råkar passera såväl slutförvaret som saltlösningfickan.

#### *Transport av saltlösning och radioaktiva föroreningar i icke halitiska stråk samt gipsbildning*

Icke halitiska skikt eller stråk kan utgöra en transportväg för saltlösning och radioaktiva föroreningar. Anhydriter reagerar med vatten och bildar gips (hydrerat kalciumsulfat) vilket ger upphov till ökad volym, något som i sin tur normalt medför förslutning av porer och minskad genomsläpplighet i stråket. Om ytterligare vatten emellertid skulle finnas tillgängligt, kan snabb gipsbildning leda till sprickbildning längs stråket och till ytterligare inträngning av vatten.

#### *Mänskliga ingrepp – bergbrytning eller byggande av underjordiska reservoarer*

Brytning av pottaska och gips, om sådant finns i brytbara mängder inom saltformationen, skulle kunna orsaka förändringar i den lokala hydrologin och påkänningar på berget. Lösningbrytning används ibland för att skapa reservoarer för olja och gas i saltformationer. Om informationen om slutförvarets placering skulle ha gått förlorad och en reservoar byggs på samma plats, skulle detta kunna leda till frigörelse av radionuklider.

#### *Diapirbildning och djuperosion*

På mycket lång sikt kan saltkroppens rörelse uppåt (diapirbildning) och erosion av den övre ytan av saltdiapiren på grund av grundvattnets inverkan (djuperosion) leda till att slutförvaret exponeras vid diapirens övre yta. Då kan radionuklider börja transporteras via grundvattnet i det överliggande bergsskiktet. Transporthastigheten uppåt för en saltdiapir är typiskt en bråkdel av en millimeter per år, varför sådan exponering av slutförvaret för grundvatten inte kommer att uppträda förrän efter flera miljoner eller tiotals miljoner år.

### **6.2.4 Pågående projekt**

Djupförvaring i salt planeras eller diskuteras i Tyskland, Nederländerna, Spanien och många länder i Östeuropa. Tidigare har bergarten även diskuterats i Frankrike, Danmark och USA. I Tyskland, Nederländerna och Spanien koncentreras intresset på saltdomer, medan man i Frankrike främst intresserade sig för saltbäddar. Såväl saltbäddar som saltdomer har studerats i USA. Anhydriter har tidigare diskuterats i Storbritannien och Schweiz för deponering av låg- och medelaktivt avfall.

## **Tyskland**

I början av 1960-talet beslutade man i (Väst-) Tyskland att radioaktivt avfall skulle placeras i geologiska djupförvar. Staten köpte den övergivna saltgruvan i Asse, vilken sedan 1967 använts som experimentanläggning för geologisk djupförvaring. Dessutom har lågaktivt avfall deponerats där 1967–1978.

1977 identifierades Gorleben som en potentiell plats för slutförvaring av högaktivt och medelaktivt avfall, i en stor saltdom på en nivå mellan 840 och 1 200 meter under markytan. Platsen har sedan 1979 varit föremål för detaljerade undersökningar inkluderande gravimetriska och seismiska undersökningar, fyra djupa hål, borrade cirka 2 000 meter ner i saltdomen, 44 borrhål för att undersöka den överliggande bergarten och de underliggande saltbäddarna, två preliminära borrhål för schakt, omfattande hydrogeologiska test samt geomekaniska och geokemiska studier /6-2/.

Underjordsarbeten har påbörjats med sänkning av två schakt. Därifrån kommer två par undersökningsorter, sammankopplade med tvärorter, att brytas utåt från schakten på nivån 840 meter. Från dessa orter skall en mängd borrhål borrar horisontellt och vertikalt till den yttre avgränsningen av den föreslagna slutförvarsvolymen.

## **USA**

I USA rekommenderades stensalt för slutförvaring av radioaktivt avfall redan 1955, efter att National Academy of Sciences hade utvärderat många andra alternativ. Därefter identifierades ett stort antal potentiella områden med saltbäddar och saltdomer. Med början i slutet av 1970-talet undersöktes också andra bergarter och platsen Yucca Mountain (se avsnitt 6.1) valdes för slutförvaring av civilt använt kärnbränsle.

US Department of Energy fortsatte emellertid att undersöka alternativet salt, framför allt saltbäddarna i Delawarebäckenet i sydöstra New Mexico, för slutförvaring av militärt transuranhaltigt avfall – projektet Waste Isolation Pilot Plant (WIPP).

Omfattande regionala förundersökningar gjordes 1974, varefter den nuvarande platsen valdes ut och en miljökonsekvensbeskrivning (Environmental Impact Statement) utgavs 1980. Därefter följde en platsundersökning då en validering av den preliminära konstruktionen gjordes, två schakt togs upp, liksom en underjordisk testanläggning och ett första område byggt för avfallsdeponering. De geologiska och hydrogeologiska undersökningarna har fortsatt, liksom underjordiska geotekniska undersökningar och successiva säkerhetsanalyser.

1996 inlämnades en ansökan till staten New Mexico och till US Environmental Protection Agency (USA:s miljöministerium) om tillstånd att bygga och driva underjordsanläggningen och inleda deponering av radioaktivt avfall på platsen. Sommaren 1998 fick anläggningen tillstånd att deponera radioaktivt avfall.

## 6.3 Deponering i lersediment

### 6.3.1 Generellt om lerformationer

Sediment, avlagrade i sjöar eller havsmiljöer, med stort lerinnehåll betecknas lersediment. Dessa inkluderar silt, slam och leror, vilka karakteriseras av olika partikelstorlek. Leror består av partiklar med storlek under 2 µm.

Då de sedimentära skikten under årens lopp har täckts av nya skikt, har de understa skikten omvandlats till siltsten, slamsten respektive lersten. Om skiktningen är distinkt (så att berget kan vara spaltbart) benämns bergarten skiffer. Många lerformationer i Europa har tidigare varit begravda under tjockare skikt av överliggande material, än de är i dag.

De egenskaper som har betydelse för deponering av avfall varierar i hög grad mellan olika slags lerformationer.

Lersediment för geologisk djupförvaring av använt kärnbränsle har studerats i Belgien, Frankrike, Schweiz, Japan och Spanien. Tidigare har de även diskuterats i Italien, Storbritannien, Kanada och USA. I Belgien, Frankrike och Italien har huvudintresset gällt relativt plastiska lerformationer, medan man i Schweiz, USA och Kanada även studerat kompakta (stelnade) slamstensbergarter och skiffrar.

Tidigare har även alternativet ”djupa hål” diskuterats för deponering i lera (Italien).

#### Lersediment

##### Fördelar

- Låg vertikal genomsläpplighet men hög total porositet – minimerar flödet och maximerar diffusion och dispersion.
- Hög kemisk buffertkapacitet – upprätthåller reducerande förhållanden och en alkalisk till neutral pH-miljö av porvätskor, vilket hindrar korrosion och minimerar lösligheten av aktinider.
- Hög katjonbyteskapacitet med avseende på lermineraler och organiskt innehåll – sorberar många typer av radionuklider.
- Små poröppningar och elektroresistiva egenskaper – begränsar kolloidtransporten och minskar diffusionen av anjoniska komponenter.
- Plasticitet (ej förhårdnade leror) – viss mekanisk buffertkapacitet, sprickor kan saknas eller självläka.
- Förekommer ofta i stora lateralt homogena områden – egenskaperna är relativt förutsägbara med ett mindre antal borrhål.

##### Nackdelar

- Möjlig borrhål diameter (utan tunnelinklädnad) begränsas till ett fåtal meter – det krävs långa deponeringstunnlar och förvaret kommer därför att få stor utsträckning.
- Tunnelinklädnad av stål eller betong, för att öka stabiliteten, ökar byggkostnaderna och inför ytterligare material i anläggningen, med fysiska och kemiska egenskaper som måste beaktas i säkerhetsanalysen.
- Speciella åtgärder kan krävas för att bli av med gaser som kan bildas vid nedbrytning av avfall och konstruktionsmaterial.
- Eftersom leran har relativt låg värmeledningsförmåga måste avfallet deponeras glest, för att undvika höga temperaturer.

### 6.3.2 Utformning

Stora bergrum, som de som går att bygga i hårt urberg, kan ej utföras i lersediment med dess mindre hårdhet, lägre hållfasthet, risken för deformation över tiden och tendens att snabbt försämrans i egenskaper då de utsätts för atmosfärisk fukt.

Därför blir ett slutförvar av tunneltyp det lämpligaste alternativet i de flesta lersediment. För att ge tillräcklig stabilitet för driftfasen måste rum och tunnlar förstärkas med kraftig permanent inklädnad, som kan stå emot de externa påkänningarna som kan bli mycket stora. Inklädnad av gjutjärnssegment och prefabricerade betongelement har föreslagits. På större djup kan en armerad betongkonstruktion krävas. Kostnaderna för dessa åtgärder skulle kunna uppgå till 60 procent av den totala kostnaden för förvaret.

I fastare lerhaltiga bergarter kan man tillämpa fullortsborrning, även om detta skulle vara ekonomiskt endast för tunnllängder över 3–4 kilometer. Det ger en jämnare tunnelprofil, förbättrad stabilitet och minskad storlek hos det störda området. Dessutom skulle det vara enklare att installera tunnelinklädnad.

I Belgien har utvecklingsarbete pågått under lång tid:

Den först föreslagna layouten innebär en serie sekundära tunnlar (deponeringstunnlar) med diameter på 3,5 meter fodrade med gjutjärnssegment. Dessa tunnlar sammankopplas i mitten med en tillfartstunnel med en arbetsdiameter på 4,5 meter som förbinder två vertikala schakt. Förglasat upparbetningsavfall och andra värmegenererande avfallstyper placeras i borrhål som lutar neråt i en vinkel av 45° radiellt utåt från de sekundära tunnlar. Icke värmegenererande medelaktivt avfall staplas därefter i sekundärtunnlarna för att fylla volymen. För att underlätta eventuell återtagning skulle huvudtunnlarna och deponeringstunnlarna hållas öppna under en period efter deponeringen.

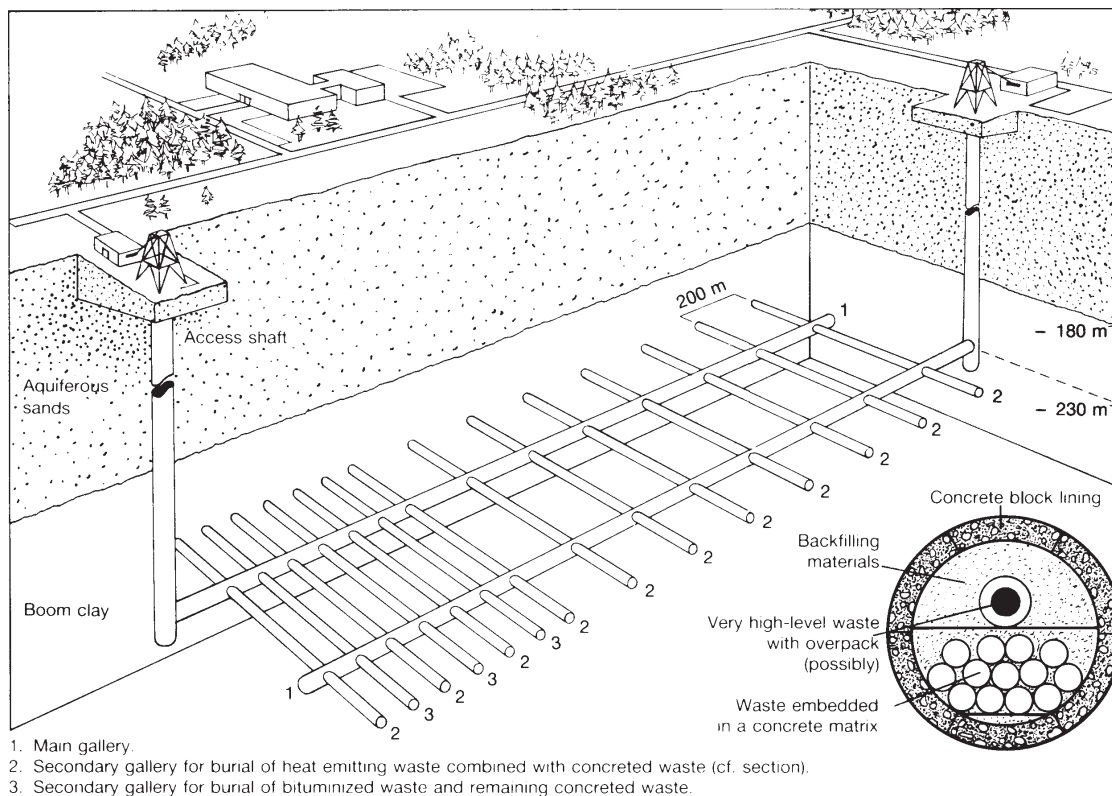
Det belgiska slutförvaringskonceptet vidareutvecklades, mot bakgrund av ökade kunskaper om termiska och geotekniska problem, och ledde fram till det nuvarande ONDRAF-NIRAS-konceptet, se figur 6-3. I denna konstruktion föreslås två huvudtunnlar med mellanliggande sekundärtunnlar. Tunnlarna borrar med tunnelborrmaskiner och kläs in med betongblock. Det sistnämnda utförandet är inte anpassat för återtagning, eftersom låg- och medelaktivt avfall placeras i sekundärtunnlarna som återfylls omedelbart. I stället uppnås andra fördelar, som enklare konstruktion och enklare deponering av avfallet, mera homogen spridning av värmen i leran, begränsning av de radiologiska effekterna på leran, förbättrad stabilitet i tunnlar på grund av den tidiga återfyllningen och bevarande av ett tjockare skikt ostörd lera /6-3/.

### 6.3.3 Långsiktig säkerhet

Ett ostört lerskikt är en utmärkt barriär mot transport av radionuklider på grund av mycket låg genomsläpplighet – som garanterar att nuklidtransport i första hand måste ske genom diffusion – hög katjonbyteskapacitet och stor yta hos lermineralerna, som innebär en effektiv sorption av många radionuklider.

Tidigare säkerhetsanalyser, t ex /6-4, 6-5/, visade att om avfallet deponeras i tillräckligt tjocka lerskikt, så att en betydande del av skiktet förblir ostört, kommer avfallet i princip att hållas fullständigt inneslutet i tiotusentals eller hundratusentals år.

Den långsiktiga säkerhetsanalysen fokuseras på processer som kan försämra eller omintetgöra de annars utmärkta barriäregenskaperna hos sådana ostörda formationer. Nyckelprocesser då det gäller lersediment i allmänhet och leror i synnerhet är följande:



**Figur 6-3.** Modifierad belgisk principlösning för slutförvaring av högaktivt och medelaktivt avfall.

### Termisk respons

Temperaturhöjningar i närzonen påverkar portrycket, med såväl hydrologiska som mekaniska följder. Om portrycket närmar sig det totala trycket i berget kan skjuvning uppstå längs tunnlar och naturliga sprickor, med extrema belastningar på tunnelinklädnaden som följd. Minskad fuktighet skulle lokalt kunna medföra krympsprickor.

### Gasgenerering och transport

En låg genomsläpplighet och den lilla porstorleken hos lersediment, särskilt plastiska leror, medför att gas som bildas vid nedbrytning av avfall och tekniska barriärer inte leds bort. Trycksättning av slutförvaret och gasinducerat nuklidtransport längs svaghetszoner som naturliga sprickor eller längs deponeringstunnlar och deponeringsschakt blir då möjlig.

### Vatten- och nuklidtransport

Genomsläppligheten hos leror och slamsten är så låg att inga nämnvärda vattenflöden förekommer. Piezometriska mätningar visar ofta på betydande hydraulisk obalans inom och under lerformationerna. Porvatten och lösningar migrerar diffusivt och som följd av termiska och kemiska gradienter, genom t ex termo-osmotiska effekter.

### Effekter av driftfasen och interaktion mellan lera och barriärmaterial

Stora tryckmässiga och kemiska gradienter förekommer kring tunnarna, såväl i den öppna driftfasen som efter förslutning. Det leder till en mängd kemiska förändringar, t ex oxidering av mineraler i leran liksom utfällning av kalcit. Dessa leder i sin tur till mineralogiska och reologiska förändringar i det störda området kring tunnarna, vilket kan minska lerans effektivitet som barriär för radionuklider.

### 6.3.4 Pågående projekt

#### Belgien

I Belgien föreslogs 1978 deponering i Boom-leran vid Mol, där lerlagret är cirka 90 meter tjockt och befinner sig mellan 190 och 280 meter under markytan. Över och under lerskiktet finns sandhaltiga sediment.

CEN/SCK har bedrivit forskning om slutförvaring i lera ända sedan 1974. Det underjordiska laboratoriet vid Mol-Dessel byggdes 1980–1984 i Boom-leran på ett djup av 230 meter. Anläggningen byggdes ut 1987 och är centrum för nationellt och internationellt finansierad forskning. Arbetet vid anläggningen har bland annat innefattat:

- Fältundersökningar (såväl ytundersökningar som borrhålsundersökningar).
- Uppbyggnad av ett regionalt nät av hydrogeologiska mätningar.
- Utvärdering av den tekniska genomförbarheten för slutförvaring i lera.
- Forskning kring den fysisk-kemiska interaktionen mellan avfall och lera.
- Utveckling och tillämpning av metodik för långsiktiga säkerhetsanalyser.

#### Frankrike

I Frankrike har många regioner med potentiellt lämpliga lersediment identifierats. Under många år fokuserades uppmärksamheten på Parisbäckenet – ett stort sedimentärt bäcken med lagerföljd av lersediment från triasperioden och tidigare, mellan skikt av sandsten och kalksten.

För närvarande studeras två potentiella platser för underjordiska laboratorier i lera: En plats i lera från kritaperioden i departementet Gard och en i lera från juraperioden i gränsen mellan Haute-Marne och Meuse. Vid var och en av platserna har geologisk kartläggning och seismiska undersökningar genomförts och fyra borrhål borrats för geologiska, geomekaniska, geokemiska och hydrologiska detaljstudier. Jämför även avsnitt 4.5.

#### Schweiz

I Schweiz studeras slutförvaring av använt kärnbränsle i lersediment som ett alternativ till kristallint urberg. Två lerformationer har utvalts för närmare studium.

Det första alternativet, Opalinus-leran, är en lagerföljd av 180 miljoner år gammal marin skiffer från juraperioden, där lerskiktet finns på ett djup av 400–1 000 meter under markytan och har en tjocklek av mellan 70 och 120 meter. En underjordisk experimentanläggning i Opalinus-leran byggdes 1995 utgående från vägtunneln Mont Terri. För närvarande söker man tillstånd för att inleda djuphålsborrning där. Ett reservalternativ utgörs av en 30 miljoner år gammal tertiär formation av finkorniga sediment bildad på en vidsträckt flodslätt av färskvatten.

Några specifika slutförvarikonstruktioner för sediment har inte utvecklats i Schweiz.

## 7 Deponering i djuphavssediment

### 7.1 Princip för deponering i sediment

Deponering under havsbotten innebär att inneslutet avfall placeras i sedimenten på havsbotten, och därmed separeras fullständigt från mänsklig miljö.

Djuphavssediment är exceptionellt stabila över tidsperioder på miljontals år, lätt förutsägbara och påverkas relativt lite av framtida miljö- eller klimatförändringar.

Det ideala sedimentet är finkornigt och lerhaltigt, med begränsad rörlighet för porvatten. Därmed hindras effektivt transport av de flesta radionuklider – även efter korrosion av inneslutningen och nedbrytning av avfallet. Platsen skulle väljas i en djup del av oceanen (på 4 till 6 km djup), långt från tektoniskt eller vulkaniskt aktiva områden. Kontinentalsockeln kan ha områden med potentiella mineralogiska och biologiska resurser, och bör också undvikas.

Två principiellt olika deponeringsmetoder har föreslagits

- frifallspenetratorer,
- deponering i borrhål.

Vid användning av frifallspenetratorer hamnar avfallet på cirka 50 m djup under botten i det översta mjuka sedimentskiktet av havsbotten. Penetratorn med en vikt på några ton släpps från ett fartyg, och får på sitt fall genom vattnet tillräcklig rörelsemängd för att tränga ner fullständigt i sedimentet, som sluter sig över den.

Alternativet med deponering i borrhåle innebär att strängar av avfallskapslar deponeras i förborrade och fodrade vertikala borrhål i djupare, petrifierade sediment.

I båda fallen skulle avfallskapslarna hålla avfallet helt inneslutet i 500 till 1 000 år efter deponering. Långsiktig isolering, sett över tiotusentals år, fås tack vare sedimentets barriäregenskaper. Den enorma volymen vatten i havet och de kontinuerliga strömmarna ger en ytterligare mycket effektiv utspädning och spridning, som gör transportvägarna tillbaka till mänsklig miljö mycket långa, för nuklider som frigörs från sedimenten.

Deponeringstekniken för frifallspenetratorer och det borrhålsbaserade alternativet bygger båda på fartyg eller plattformar som arbetar från havsytan.

#### Bakgrund

Djuphavsdeponering enligt dessa två principer studerades under 1980-talet av bl a NEA /7-1/ och EU, inom ramen för PAGIS-studien /7-2/.

Primära geovetenskapliga kriterier för utvärdering av tänkbara platser är

- geologisk stabilitet (och därmed förutsägbarhet),
- en effektiv sedimentbarriär för radionuklidföroreningar.



NEA-studien utförde geovetenskapliga karakteriseringsstudier på 15 platser, varav två i Nordatlanten och en i Stilla Havet studerades mer i detalj. PAGIS-studien tillämpade samma riktlinjer men studerade endast platser i norra Atlanten.

Andra alternativ för deponering under havsbotten har föreslagits, på kontinentalsockeln i grunt vatten (djup upp till 200 m) och relativt nära land, med åtkomst via tunnlar antingen från en plats på kusten, från en konstgjord ö eller från en installation på havsbotten. Dessa alternativ har inte tillmätits samma intresse som djuphavsalternativen.

Deponering i havsbotten är något helt annat än ”dumpning i havet”, dvs *på* havsbotten.

Dumpning av avfall, inkluderande radioaktivt material, omfattas av Londonkonventionen (Convention on the Prevention of Marine Pollution by Dumping of Wastes and Other Matter) som trädde i kraft 1975. Dumpning av lågaktivt avfall pågick från vissa länder mellan 1945 och 1983. 1983 överenskom de undertecknande parterna i konventionen om ett frivilligt moratorium, dvs en icke bindande resolution med avseende på dumpning av radioaktivt avfall. Enligt svensk lag är havsdumpning förbjuden. Londonkonventionens tillämpning på deponering under havsbotten diskuteras i /7-4/.

## 7.2 Deponering med frifallspenetratorer

Systemet med frifallspenetratorer som diskuterades i NEA- och PAGIS-studierna bygger på en stor (8,50 meter lång och 0,65 meter i diameter) torpedliknande penetrator, som rymmer fem ”europeiska referenskaplar” med förglasat uppberedningsavfall och en utfyllnad med en blylegering.

När penetratorn släpps från ett fartyg och får falla genom vattnet, når den en sluthastighet på cirka 60 m/s, tillräckligt för att fullständigt tränga ner i det övre icke konsoliderade marina sedimentskiktet, till ett djup av cirka 50 meter. De översta cirka 100 meterna sediment består av tjockt visköst slam, av ungefär lika delar lera och/eller karbonat-mineral och vatten.

Penetratorn stör slamskiktet när den tränger sig ner, men påkänningarna på det störda materialet och kavitationseffekten bakom den snabbt rörliga massan räcker för att garantera att slammet sluter hålet totalt och därmed sluter in penetratorn. De fysisk-kemiska egenskaperna hos det störda slammet blir mycket lika dem i det ostörda materialet.

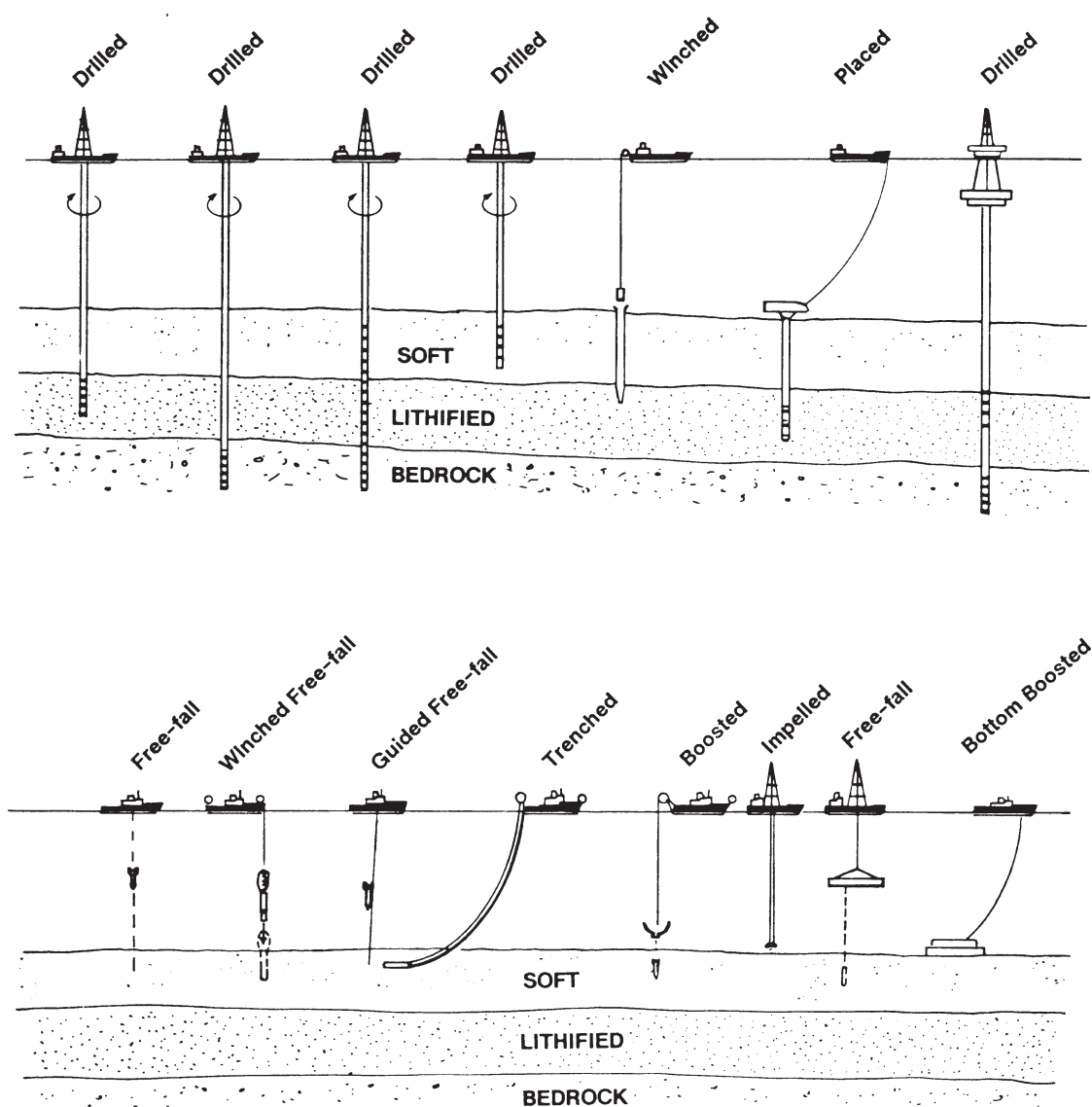
Variationer av penetratorsystemet inkluderar olika metoder för att styra penetratorn längs vajrar eller sänkning med en vinsch i stället för fritt fall, olika metoder för att driva penetratorerna ner i sedimentet med hjälp av olika typer av propellrar, liksom metoder för nergrävning i de övre sedimentskikten, se figur 7-1.

### Deponering

När en lämplig plats har identifierats och karakteriserats är deponeringsoperationerna med frifallspenetratorer mycket enkla. Ett för ändamålet byggt deponeringsfartyg hämtar de förberedda penetratorerna från en anläggning på land. Vid platsen ovanför de förutsedda deponeringspunkterna släpps penetratorerna från en lanseringsmekanism i skrovet.

Deponeringsfartyget rör sig i ett regelbundet mönster på havsytan och släpper penetratorer med jämna mellanrum så att de tränger ner i havsbotten på tillräckligt avstånd från varandra – t ex 200 meter – så att de termiska fälten inte överlappar.

Innan deponering påbörjas har ett hjälpfartyg utfört en undersökning av havsbotten och identifiering av eventuella hinder på botten. Detta fartyg ombesörjer även spårningsutrustning som följer penetratorerna till botten för att verifiera exakt deponeringsplats och nedträngningsdjup.



*Figur 7-1. Olika varianter av deponering i borrhål respektive med frifallspenetratorer.*

### 7.3 Deponering i borrade hål i havsbotten

Kapslarna deponeras i förborrade vertikala hål i de undre petrifierade (konsoliderade) sedimenten. Enligt förslaget skulle tio referenskapslar placeras tillsammans i ett 15 meter långt stålrör, s k ”stringer”. De tomma utrymmena i stålröret fylls med betong och ändarna proppas.

Flera sådana rör kopplas samman till ett paket och förs ner i borrhålet. Omkring 300 avfallspaket ryms i varje borrhål. De lägsta paketen hamnar cirka 800 meter under havsbotten och de översta på cirka 400 meter. Därefter återfylls hålet med cement och hålets övre delar tätas med material med bättre barriäregenskaper än hos de omgivande marina sedimenten, t ex en blandning av cement, pulvriserad aska och bentonit.

Den grundläggande konstruktionen anpassas vid behov, för att förbättra närzonsegenskaperna. T ex genom ytterbehållare av titan kring kapslarna eller anpassning av återfyllningsmaterialet förbättra lokal porvattenkemi, värmeledningsförmåga eller genomsläpplighet.

Hålen borrar på ett inbördes avstånd av några hundra meter. Det mycket större antalet kapslar per deponeringsplats betyder att en mindre yta av havsbotten tas i anspråk än för penetratoralternativet.

Tänkbara variationer /7-5/ av det borrade systemet är bl a

- deponering i det underliggande kristallina urberget eller
- i de övre mjuka sedimenten (i stället för i mellanliggande petrifierade sediment)
- deponering från en konstruktion på havsbotten i stället för från fartyg.

#### Borrning av hål samt deponering

Det internationella Ocean Drilling Project har visat att det är möjligt att borra djupa hål i havsbotten från ytfartyg, att fodra hålen och att lokalisera tidigare borrade hål.

Först arbetar ett borrhafartyg som tar upp en kort sedimentkärna från deponeringsplatsen för att bekräfta de lokala egenskaperna. Sedan sänks en styrkon med sonarreflektorer till hålet, och placeras i borrhålets mynning. Styrkonen skall styra borrhafartyget vid beredningen av resten av borrhålet. Hålet borrar med en diameter på 711 mm till ett djup av omkring 800 meter, och med havsvatten som borrhafväska. Efter borrning och loggning av borrhålet fodras de understa 475 meterna.

Därefter placeras en deponeringsplattform över hålet. Från den sänks rader av avfallspaket ner i de understa 450 metrerna hål och fixeras med betong. Slutligen återvänder borrhafartyget och gör återfyllning ovanför avfallet och försegling av borrhålets övre del.

## 7.4 Systemegenskaper och säkerhetsaspekter

De principiella skillnaderna mellan närzonerna i penetratoralternativet och alternativet deponering i borrhåls hål är det större deponeringsdjupet och de tillkommande tekniska barriärerna i det borrhålsbaserade alternativet. Icke desto mindre är de flesta processer som kan frigöra och transportera radionuklider från avfallet gemensamma för båda alternativen /7-1, 7-2/.

Porvattnet rör sig extremt långsamt genom slammet, drivet av kompaktering på grund av sediment som lägger sig ovanför.

Avfallsinneslutningen förväntas förbli intakt i flera hundra år, innan avfallet exponeras för porvatten i sedimentet. Frigörelsen av radionuklider är beroende av temperaturen, bränslematrisens löslighet och lösligheten hos radionukliderna i porvattnet.

För båda deponeringsalternativen gäller att värmeutvecklingen från avfallet ökar temperaturen hos sedimentet nära kapslarna till ett maximum som uppnås efter några år. (Med de föreslagna avstånden mellan enheterna cirka 120°C.)

De upplösta radionukliderna diffunderar bort från avfallet och sorberas av sedimenten och nedbrytningsprodukter från kapselmaterialet. Diffusionshastigheten för de flesta radionuklider kommer därmed att bli lägre än diffusionshastigheten hos porvattnet i sedimenten.

Förr eller senare kommer radionukliderna att nå upp till havsbotten och börja spridas i havsvattnet. Bioackumulering kan uppträda i den marina floran och faunan och radionuklider kan absorberas tillbaka till sedimenten.

Ett antal aspekter av betydelse för säkerhetsanalysen av deponering under havsbotten behandlades i NEA- och PAGIS-studierna. De diskuteras kort nedan.

### *Materialnedbrytning*

Korrosionen av avfallsinkapslingen och upplösningen av avfallsmaterialet är beroende av de fysisk-kemiska förhållandena och av materialvalet.

Analyser av interaktionen mellan metall, sediment och porvatten indikerar att titanlegeringar har hög motståndskraft mot korrosion med en upplösningshastighet motsvarande 1–2  $\mu\text{m}/\text{år}$  vid en temperatur på 130°C, men skulle kunna utsättas för korrosion och väteförsprödning vid högre temperaturer och under starkt reducerande förhållanden.

Värmen från kapseln förväntas inte ge upphov till betydande mineralogiska förändringar i sedimentet som följd av interaktion mellan sediment och porvatten.

### *Radionuklidens migrering i sediment*

När radionukliderna väl har gått i lösning kan de transporteras genom sedimentet och ut i havsvattnet via advektion eller diffusion. I ostörda havssediment rör sig porvattnet mycket långsamt men värmen i närzonen kan accelerera porvattnets rörelse, advektionen.

Genom att mellanlagra avfallet före deponering kan man hålla nere temperaturen runt varje kapsel, varmed porvattenrörelsen minimeras. Transporten av radionuklider genom sedimenten kommer då i första hand att begränsas till diffusion.

Som en del av NEA-studien undersöktes diffusions- och retentionsegenskaperna för radionuklider i marina sediment genom laboratorieexperiment. 1985 samarbetade NEA

och EG i en forskningsexpedition till North Abyssal Plain i Atlanten (ESOPE-studien), som bland annat studerade radionuklidens migrering i sediment på havsbotten. Denna studie visade att de biogeokemiska redoxreaktionerna styr fördelningen av många ämnen i porvattenfas och fast fas, framför allt de redoxkänsliga radionukliderna U, Pu, Np och Tc.

Porvattenadvektionen i sedimenten uppskattades till mindre än 1 mm/år.

### *Biologiska processer*

Biologiska processer kan utgöra transportvägar för radionuklider till människans miljö (t ex genom livsmedelskedjan), orsaka omfördelning av radionuklider i de marina sedimenten och påverka processer och hastigheter för materialnedbrytning.

NEA-studien visade att det är osannolikt att marina biologiska processer skulle ha någon nämnvärd effekt på säkerheten för ett slutförvar under havsbotten. Beräkningar visar att vattencirkulationen har cirka 1000 gånger så stor betydelse för transporten av radionuklider från de stora havsdjupen som den biologiska aktiviteten.

### *Kapselrörelse*

Ytterligare en möjlig process i penetratoralternativet är långsiktig kapselrörelse uppåt i sedimentpelaren, p.g.a. uppvärmningens inverkan på sediment och porvatten. Beräkningar av sådana rörelser, utgående från värmeutvecklingen i kapslarna, kapslarnas densitet och sedimentets viskositet, visar att de sannolika rörelserna ligger i storleksordningen några tiotal centimeter.

## **Radiologiska beräkningar**

Såväl NEA- som PAGIS-studierna genomförde omfattande radiologiska beräkningar för penetratorsystemet. Båda studierna inkluderade analyser av såväl ett normalt utvecklingsscenario (referensfall) som ett antal alternativa scenarier, samt utvärderingar av potentiella olyckor.

Resultaten visar bland annat att

- doserna från bortrad deponering blir betydligt lägre än vid slutförvaringsalternativ på land och doserna från penetratoralternativet blir lägre än eller lika med doserna från slutförvar på land.
- deponeringsdjupet, kapselkorrosionen och lakningshastigheten för avfallet har minimal inverkan på de radiologiska konsekvensberäkningarna. Däremot visade sig porvattenhastigheten och sedimentets retentionskapacitet vara väsentliga.
- några få skadade kapslar som lämnas på havsbotten på stort djup efter någon olycka i samband med transport eller deponering, skulle kunna ge upphov till samma dos som hela slutförvaret när det undergår en normal utveckling, (även om fartyg respektive bärgningsoperationer kan utföras så att sannolikheten att kapslar förloras på havsbotten i princip blir försumbar).

Studiernas slutsats var att deponering under havsbotten har potential att erbjuda ett säkert och kostnadseffektivt slutförvaringssystem. Lämpliga platser har identifierats i såväl Atlanten som i Stilla Havet och dagens teknik är adekvat för deponering antingen enligt penetratoralternativet eller enligt det borrhålsbaserade alternativet.

Deponering under havsbotten skulle innebära obetydliga risker för den marina och den mänskliga miljön.

### **Pågående verksamhet**

Principen med deponering under havsbotten föreslogs på 1950-talet och undersöktes aktivt fram till slutet av 1980-talet, men ströks från agendan på tidigt 1990-tal, framför allt av politiska skäl. Vid den tiden hade landbaserad geologisk djupförvaring blivit den internationellt prioriterade lösningen för slutförvaring av kärnavfall.

Sedan dess har inga nationella eller internationella organisationer så vitt känt bedrivit forskning eller utveckling som syftar till deponering av radioaktivt avfall under havsbotten. "Office of Subseabed Disposal Research" i USA lades ned 1996, men ett privat företag där planerar en kommersiell avfallshanteringsservice som bygger på frifalls-penetratorer, i första hand för annat farligt avfall som asbestavfall.

# Referenser

## Kapitel 1

- 1-1 **SKB**  
FUD-program 98. Program för forskning samt utveckling och demonstration av inkapsling och geologisk djupförvaring  
Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 1-2 **SKB**  
Systemredovisning av djupförvaring enligt KBS-3-metoden  
R-98-10, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 1-3 **Regeringsbeslut** angående FUD-program 95  
Regeringsbeslut 25, 1996-12-19

## Kapitel 3

- 3-1 **SKB**  
FUD-program 98. Program för forskning samt utveckling och demonstration av inkapsling och geologisk djupförvaring  
Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 3-2 **SKB (SKBF)**  
Kärnbränslecykelns slutsteg, Använt kärnbränsle – KBS-3 del I–IV, 1983
- 3-3 **SKB**  
Slutlig förvaring av använt kärnbränsle, SKB 91 – Berggrundens betydelse för säkerheten, 1992
- 3-4 **Statens Kärnkraftinspektion, SKI**  
Project-90, Volume I–II, Summary SKI TR 91:23, 1991
- 3-5 **Statens Kärnkraftinspektion, SKI**  
Site-94. Deep repository performance assessment project, Vol. I och II.  
SKI Report 96:36, 1996
- 3-6 **Gillin K**  
Säkerheten vid drift av inkapslingsanläggningen  
R-98-12, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 3-7 **Ekendahl A, Pettersson S**  
Säkerheten vid transport av inkapslat bränsle  
R-98-14, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 3-8 **Lönnerberg B, Pettersson S**  
Säkerheten vid drift av djupförvaret  
R-98-13, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 3-9 **SKB**  
Se /1-2/ Systemredovisning av djupförvaring enligt KBS-3-metoden  
R-98-10, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998

### **3-10 IPAG**

Working Group on Integrated Performance Assessments of Deep Repositories (IPAG): Lessons Learned from Phase-1 Activities (1995–1996)  
Report to PAAG and SEDE, NEA (PAAG) document,  
OECD Nuclear Energy Agency, Paris, 1996

### **3-11 SAM**

An International Comparison of Disposal Concepts and Postclosure Assessments for Nuclear Fuel Waste Disposal. Safety Assessment Management report available from Atomic Energy Canada Limited as Technical Memorandum TR-M-43, 1996

### **3-12 SKB**

Kärnkraftavfallets behandling och slutförvaring. Alternativa slutförvaringsmetoder. Underlagsrapport till FoU-program 86  
Svensk Kärnbränslehantering AB, 1986

### **3-13 SKB**

Projekt Alternativstudier för Slutförvar (PASS). Slutrapport  
Svensk Kärnbränslehantering AB, 1992

### **3-14 Posiva Oy**

Assessment of alternative disposal concepts. Posiva 96-12. Helsingfors, 1996

### **3-15 Birgersson L, Pers K, Wiborgh M**

Jade – Jämförelse av deponeringsmetoder. Långsiktig funktion och säkerhet  
AR 97-21, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998

### **3-16 Sandstedt H, Munier R**

Projekt Jade. Jämförelse av teknik  
Svensk Kärnbränslehantering AB (under arbete)

### **3-17 US GAO**

United States General Accounting Office, Report to the US Senate:  
Nuclear Waste: Foreign Countries' Approaches to High-Level Waste  
Storage and Disposal, GAO/RCED-94-172, August 1994.

### **3-18 Witherspoon P A (Editor)**

Geological Problems in Radioactive Waste Isolation: Second Worldwide Review.  
Lawrence Berkeley National Laboratory Report  
LBNL-38915, Berkeley CA, 1996

### **3-19 NEA**

Update on Waste Management Policies and Programmes. Nuclear Waste  
Bulletin No 11, June 1996, OECD Nuclear Energy Agency, Paris

### **3-20 HLRWM**

Papers by Kováčik and Kováčikova (Slovakia) and Marunteanu (Romania),  
presented at High Level Radioactive Waste Management, Las Vegas, 1995

## **Kapitel 4**

### **4-1 SKB**

FUD-program 95. Kärnkraftavfallets behandling och slutförvaring.  
Program för inkapsling, geologisk djupförvaring samt forskning,  
utveckling och demonstration  
Svensk Kärnbränslehantering AB, 1995



- 4-2 SKB**  
Systemredovisning av djupförvaring enligt KBS-3-metoden  
R-98-10, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 4-3 Werme L**  
Konstruktionsförutsättningar för kapsel för använt kärnbränsle  
R-98-08, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 4-4 Lönnerberg B, Pettersson S**  
Säkerheten vid drift av djupförvaret  
R-98-13, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 4-5 Ekendahl A, Pettersson S**  
Säkerheten vid transport av inkapslat bränsle  
R-98-14, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 4-6 Gillin K**  
Säkerheten vid drift av inkapslingsanläggningen  
R-98-12, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1998
- 4-7 Andersson E, Börgesson L, m fl**  
SKB Djupförvar. Idéskisser till deponeringsmetod för horisontell  
placering av kapslar. AR D-95-013, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1995
- 4-8 Birgeresson L, Pers K, Wiborgh M**  
Jade – Jämförelse av deponeringsmetoder. Långsiktig funktion och säkerhet  
AR 97-21, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1997
- 4-9 Sandstedt H, Munier R**  
Projekt Jade. Jämförelse av teknik  
Svensk Kärnbränslehantering AB (under arbete)
- 4-10 Posiva Oy**  
Assessment of alternative disposal concepts. Posiva 96-12. Helsingfors, 1996
- 4-11 AECL**  
Environmental Impact Statement on the Concept of Disposal of Canada's  
Nuclear Fuel Waste. AECL Report AECL-1071 1, COG-93-1. 1994
- 4-12 Canadian Environmental Assessment Agency**  
Report of the Nuclear Fuel Waste Management and Disposal Concept  
Environmental Assessment Panel, 1998
- 4-13 Nagra**  
Kristallin-1 Safety Assessment Report  
Nagra Technical Report NTB 93-22, Wetingen, Switzerland, 1994
- 4-14 CEC**  
PAGIS: Performance Assessment of Geological Isolation Systems for Radioactive  
Waste: Summary Report. CEC Nuclear Science and Technology Series  
EUR 11775 EN, Brussels-Luxembourg, 1988
- 4-15 CEC**  
PACOMA: Performance Assessment of the Confinement of Medium-active  
and Alpha-bearing Waste. CEC Nuclear Science and Technology Series  
EUR 12993FR, EUR 13042EN, EUR 13143EN, EUR 13178EN,  
EUR 13634EN, Brussels-Luxembourg, 1990-1991

#### **4-16 CEC**

EVEREST: Evaluation of Elements Responsible for the Effective Engaged Dose Rates Associated with the Final Storage of Radioactive Waste: Summary Report. CEC Nuclear Science and Technology Series EUR 17122 EN, Brussels-Luxembourg, 1996

#### **4-17 ANDRA**

Status of the French Repository Program, Jacques Tamborini, Gérald Ouzounian, January 1998 (symposium)

### **Kapitel 5**

#### **5-1 Juhlin C, Sandstedt H**

Storage of nuclear waste in very deep boreholes: Feasibility study and assessment of economic potential TR 89-39, Svensk kärnbränslehantering AB, 1989

#### **5-2 SKB**

Projekt Alternativstudier för Slutförvar (PASS). Slutrapport Svensk Kärnbränslehantering AB, 1992

#### **5-3 Juhlin C, m fl**

VDH Concept: Geoscientific Appraisal of Conditions at Great Depth Svensk Kärnbränslehantering AB (under arbete)

#### **5-4 Sandstedt H, m fl**

Storage of nuclear waste in long boreholes TR 91-35, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1991

#### **5-5 SKB**

WP-Cave – assessment of feasibility, safety and development potential TR 89-20, Svensk Kärnbränslehantering AB, 1989

### **Kapitel 6**

#### **6-1 TRW**

Total System Performance Assessment 1995: An Evaluation of the Potential Yucca Mountain Repository. Civilian Radioactive Waste Management System Management and Operating Contractor Report B00000000-01717-2200-00136, Rev. 01 November 1995

#### **6-2 Buhmann D, Nies A and Storck R**

Analyse der Langzeitsicherheit von Endlagerkonzepten für wärmeerzeugende radioaktive Abfälle. Institut für Tieflagerung, Abteilung für Endlagersicherheit, GSF Bericht 27/91, 1991

#### **6-3 ONDRAF-NIRAS**

SAFIR: Safety Assessment and Feasibility Interim Report, Summary Report. ONDRAF-NIRAS, Brussels, 1989

#### **6-4 CEC**

PAGIS: Performance Assessment of Geological Isolation Systems for Radioactive Waste: Summary Report. CEC Nuclear Science and Technology Series EUR 11775 EN, Brussels-Luxembourg, 1988

- 6-5 CEC**  
PACOMA: Performance Assessment of the Confinement of Medium-active and Alpha-bearing Waste. CEC Nuclear Science and Technology Series EUR 12993FR, EUR 13042EN, EUR 13143EN, EUR 13178EN, EUR 13634EN, Brussels-Luxembourg, 1990-1991

## **Kapitel 7**

- 7-1 NEA**  
Feasibility of disposal of high-level radioactive waste into the seabed. Nuclear Energy Agency, Volume 1-8, 1988
- 7-2 Mobbs S F, Charles D, Delow C E & McColl N P**  
PAGIS: Performance assessment of geological isolation systems for radioactive waste (PAGIS): disposal into the sub-seabed. Commission of the European Communities, Nuclear Science and Technology Report, EUR 11779, 1988
- 7-3 IMO**  
The London Dumping Convention: the first decade and beyond. International Maritime Organisation, London, 1991
- 7-4 IMO**  
The 1996 Protocol to the Convention on the Prevention of Marine Pollution by Dumping of Wastes and Other Matter 1972 LC/SM 1/6, November 14, International Maritime Organisation, London, 1996
- 7-5 Beale H, Taylor Sj. Ur: Freeman T J (editor)**  
Deep repository design – offshore concepts. Advances in Underwater Technology, Ocean Science and Offshore Engineering, Volume 18: Disposal of Radioactive Wastes in Seabed Sediments, 305-316, 1989

# Separation och transmutation

## 1 Bakgrund

Syftet med transmutation är att avsevärt minska den mängd av långlivade radioaktiva ämnen (radionuklider) som måste slutförvaras.

De ämnen som i första hand bidrar till det använda kärnbränslets långlivade farlighet (radiotoxicitet) är de s k transuranerna d v s främst plutonium men även neptunium, americium och curium. Ett ton använt kärnbränsle innehåller cirka 10 kg plutonium och sammanlagt cirka 1 kg av de tre övriga transuranerna; med tiden omvandlas ytterligare drygt 1 kg plutonium till americium och sedan till neptunium genom sönderfall av plutonium-241 (cirka 14 års halveringstid) respektive americium-241 (cirka 430 års halveringstid). Långlivade klyvningsprodukter och aktiveringsprodukter såsom t ex teknetium-99, jod-129, cesium-135 och kol-14 har avsevärt mindre radiotoxicitet, men är å andra sidan mer lätttrögliga i den geologiska miljö som finns t ex i svenskt urberg.

Transmutation eller omvandling av av långlivade ämnen till stabila eller kortlivade ämnen sker i första hand med neutroner i en kärnreaktor, dvs samma kärnreaktioner som förekommer i en vanlig kärnreaktor. För transuranerna är det i första hand kärnklyvning (fission) som är effektivt, andra kärnreaktioner leder till att andra långlivade radionuklider bildas. Vid kärnklyvningarna utvecklas stora mängder energi som kan utnyttjas t ex för elproduktion.

För att processen skall nå sitt syfte, fordras att de långlivade ämnen som skall transmutteras skiljs från kvarvarande uran. Detta utgör cirka 95 % av det använda bränslet. I annat fall bildas nya långlivade ämnen genom kärnreaktioner mellan uran och neutroner dvs på samma sätt som transuranerna förut bildats (neutroninfångning) i de vanliga reaktorerna. Om man å andra sidan vill utnyttja energiinnehållet i det uran som en gång tagits ut ur jordskorpan kan även uranet återföras till reaktorer och via bildat plutonium ge väsentligt mer energi. Upparbetning (och separation av olika ämnen) är således (i båda fallen) en förutsättning för transmutation. Man talar därför ofta om Separation och Transmutation (S&T) som ett begrepp – på engelska Partitioning and Transmutation (P&T).

Ett mål som ibland uttalas för transmutation är att minska mängden långlivade radionuklider med en faktor 100. Om detta lyckas skulle radiotoxiciteten hos det kvarvarande högaktiva avfallet efter cirka 500 år ligga på en nivå jämförbar med den som använt kärnbränsle har efter cirka 100 000 år. De kvarvarande långlivade ämnena skulle dock fortfarande kräva ett djupförvar. Utformningen av detta skulle emellertid förändras och kraven på de tekniska barriärerna minska.

Ett första steg som redan tillämpas i flera länder är att uppjobba det använda kärnbränslet och återanvända plutonium och uran i nytt kärnbränsle. Därigenom minskas mängden plutonium i det avfall som skall slutförvaras avsevärt. Detta kan dock endast ske i begränsad omfattning i dagens reaktorer (LWR). Upparbetning och återföring av plutonium kan ske två à tre gånger innan plutonium får sådan sammansättning att reaktorns säkerhets- och drifttegenskaper påverkas negativt. Vidare medför upprepad återcykling att strålskyddsproblemen vid bränsletillverkning m m ökar.

## 2 Historik

Användningen av en kombination av separation och transmutation för att minska mängden av långlivade radioaktiva ämnen i avfall från kärnenergiproduktion förslogs redan 1964 av Steinberg och medarbetare /1/. Utvecklingen av separation och transmutation fram till slutet av 1980-talet har beskrivits av Croff i ett arbete publicerat 1990 /2/.

I Sverige drevs under 1970- och början av 1980-talet viss forskning, finansierad av dåvarande programrådet för radioaktivt avfall (Prav), vid institutionen för kärnkemi på Chalmers Tekniska Högskola. Intresset för denna verksamhet avtog i takt med att intresset för uppberedning och plutoniumåterföring svalnade.

Intresset för separation och transmutation fick nytt liv genom teknikutvecklingen under slutet av 1980-talet och manifesterades vid en internationell konferens i Saltsjöbaden 1991 /3/ och genom politiska beslut i flera länder. Utvecklingen på acceleratorteknikens område gjorde att det i början på 1990-talet väcktes ett intresse att utvärdera möjligheten att använda acceleratordrivna system för transmutation.

I SKB:s FUD-program 1992 /4/ föreslogs att ett djupförvar för använt kärnbränsle skulle byggas ut i etapper. En första etapp skulle omfatta en mindre mängd använt bränsle och följas av en omsorgsfull utvärdering av resultaten från denna etapp och av parallellt pågående forskning och utveckling på alternativa metoder i Sverige eller utomlands. För att ge underlag för denna framtida utvärdering ansåg SKB det angeläget att stödja och i viss mån initiera svenska forskningsarbeten på intressanta alternativa metoder, speciellt transmutation av långlivade radioaktiva ämnen. I programmet angavs som speciellt intressant att studera separation av långlivade ämnen, tekniskt möjlig effektivitet för transmutation, materialproblem samt processernas tillförlitlighet och säkerhet.

SKB inledde sålunda ett samarbete med institutionen för kärnkemi vid Chalmers Tekniska Högskola i Göteborg samt med Centrum för säkerhetsforskning och institutionen för neutron- och reaktor fysik vid Kungliga Tekniska Högskolan i Stockholm. Detta samarbete har under åren vidgats något.

Under 1990-talet har utvecklingen på området sammanfattats i ett antal tekniska rapporter från SKB /5, 6, 7, 8/. Läget fram till början av 1998 sammanfattas i en nyligen utgivna rapport på svenska /9/. För en mer detaljerad genomgång av olika tekniska frågor och av svenska arbeten hänvisas till dessa rapporter. Vidare hänvisas till fortlöpande rapportering i SKB:s Annual Report för åren 1993–1996 /10, 11, 12, 13/.

SKB avser att fortsätta bedriva inhemsk forskning vid universitet och högskolor i ungefär nuvarande omfattning. Syftet med forskningen skall i första hand vara att medverka till att grundläggande tekniska frågor kring separation och transmutation klarläggs. Särskilt bör inriktningen vara mot frågor om säkerhet, material, processutformning och avfallsströmmarnas sammansättning. Därigenom skapas inhemsk kompetens och SKB får ett underlag för att bedöma utsikterna för och egenskaperna hos system för S&T. Arbetena sker också i fortsättningen i nära kontakt med den internationella utvecklingen på området.

SKB ser det också som en möjlighet att på lämpligt sätt, vid lämplig tidpunkt och i lämplig omfattning medverka i internationella projekt – särskilt EU-projekt – som kan komma till stånd.

### 3 Kunskapsläge

Möjligheten att genomföra separation och transmutation som ett led i hanteringen av använt kärnbränsle och högaktivt avfall kan idag i huvudsak anses som vetenskapligt belagd. Det är emellertid ännu för tidigt att bedöma om denna typ av avfallsbehandling har kostnadsmässiga eller säkerhetsmässiga fördelar i ett kort tidsperspektiv jämfört med nuvarande planer för hantering av använt kärnbränsle och högaktivt avfall. Neutroner från såväl termiska reaktorer som snabbreaktorer och acceleratordrivna underkritiska reaktorer kan utnyttjas för transmutation av långlivade radioaktiva ämnen.

Termiska reaktorer och snabbreaktorer har byggts och drivits med god erfarenhet under lång tid, medan acceleratordrivna system fortfarande bara finns på ritbordet. Var och en av dessa neutronkällor har sina för- och nackdelar vid transmutation och passar förmodligen bäst för vissa bestämda typer av radionuklider. Transmutation i reaktortyper med högenergetiska (snabba) neutroner har fördelar beträffande reduktion av den totala mängden tyngre transuraner parat med en relativt effektiv energiproduktion. Däremot är reaktorer med lågenergetiska (termiska) neutroner fördelaktiga om man bara vill reducera mängden av vissa radiotoxiska ämnen och producera energi till låg kostnad.

En möjlig utveckling är att man i framtiden använder system med flera reaktortyper. Scenarier för en sådan utveckling har beskrivits bl a i franska /14/ och japanska studier. För energiproduktion och för förbränning av plutonium används termiska reaktorer och/eller snabba reaktorer. De speciella egenskaperna hos ett acceleratordrivet system utnyttjas för att åstadkomma en effektiv transmutation av neptunium, americium och eventuellt curium, samt möjligen även andra radionuklider med små reaktionstvärnsnitt. Det acceleratordrivna systemet blir ett komplement till mer konventionella kärnreaktorer.

Som redan nämnts måste alla transmutationsprocesser samverka med en lämplig kemisk separationsprocess där icke transmuterat material med hög verkningsgrad återvinns från bestrålat material. Resten blir radioaktivt avfall. När man bedömer effekten hos en kombinerad separations- och transmutationsprocess finns det en stark koppling mellan återvinningsgraden i separationsprocessen (upparbetningen), transmutationsprocessens effektivitet (utbränning, omvandlingsgrad av långlivade radionuklider) och förlusterna av otransmuterat material till olika avfallsströmmar. Såväl vattenbaserad vätske-vätskeextraktion som olika pyrokemiska separationsmetoder har föreslagits för separationsprocessen.

Kunskaperna om vattenbaserad vätske-vätskeextraktion är stora och bygger på över 40 års driftserfarenheter i industriell skala. Detta medför att man är väl medveten om såväl fördelar som problem med denna teknik. Å andra sidan måste pyrokemiska separationsmetoder för behandling av radioaktiva ämnen ännu anses vara på laboratoriestadiet och det krävs fortfarande en omfattande utveckling av både metoder och nya apparat-typer. Detta medför att vi ännu saknar god kännedom om dessa metoders för- och nackdelar vid behandling av radioaktiva ämnen i industriell skala. Det är ännu för tidigt för att försöka jämföra vattenbaserad kemi med pyrokemi på likvärdig kunskapsgrund.

Intresset för pyrokemi är för närvarande störst i USA och Ryssland medan de stora länderna inom EU samt Japan i huvudsak fortsätter att fokusera sina utvecklingsinsatser på förbättring och vidareutveckling av vattenbaserade metoder. Om separation och transmutation skall kunna bli ett realistiskt alternativ till nuvarande bränslecykler krävs fortsatta betydande och långsiktiga FoU-insatser på separationstekniken.

Det är idag helt klart att separation och transmutation inte kan eliminera behovet av ett slutlager för högaktivt avfall. I ett kort tidsperspektiv kommer radioaktiviteten hos avfallet till och med att vara högre än i det använda bränslet, beroende på att långlivade radionuklider i stor utsträckning omvandlats till betydligt mer kortlivade. De kortare halveringstiderna medför dock att avfallets farlighet minskar relativt snabbt med tiden. Trots användning av effektiv separations- och transmutationsteknik kommer avfallet att innehålla mindre mängder av mycket långlivade radioaktiva ämnen.

Bearbetning av bränslet ger också i princip en möjlighet att framställa plutonium eller annat klyvbart material i relativt ren form. Det finns å andra sidan vissa möjligheter att utforma bränsle, strålmål eller hela acceleratordrivna system med högre säkerhet mot avledning av klyvbart material än vad som uppnås med vanliga reaktorer och snabbreaktorer.

## **4 Svenska arbeten**

### **Verksamhet vid CTH**

Verksamhet på utveckling av selektiva separationsprocesser med hög verkningsgrad började 1974 vid institutionen för kärnkemi, Chalmers tekniska högskola (CTH), Göteborg, med ekonomiskt stöd från programrådet för radioaktivt avfall (Prav) samt i början även från dåvarande AB Atomenergi.

Projektet ledde fram till försök i pilotskala under början av 1980-talet med användning av 16 liter koncentrerad högaktiv avfallslösning från den gamla norsk-svenska uppberedningsanläggningen i Kjeller, Norge. Funktionen hos såväl kemi som apparatur blev därvid verifierade. Processen fungerade i huvudsak som beräknat och gav mycket god separation vid en extremt hög verkningsgrad, till exempel uppmättes totalverkningsgrader på >99,8 % för neptunium, >99,99 % för plutonium och >99,83 % för americium. Renat högaktivt avfall innehöll efter den vätske-vätske-extraktionsbaserade separationsprocessen mindre än 1/100000 av ursprunglig alfa-aktivitet. Huvuddelen av resultaten finns publicerade – se referenser i /9/.

Sedan 1991 driver institutionen för kärnkemi vid Chalmers tekniska högskola ett SKB-finansierat projekt inom separations- och transmutationsområdet och sedan maj 1996 deltar institutionen även i EU-programmet "Nuclear Fission Safety" inom projektet NEWPART (New Partitioning Techniques). Förutom Sverige deltar även CEA (Frankrike), University of Reading (England), Europeiska Transuraninstitutet (EU), Forschungszentrum Karlsruhe (Tyskland), Forschungsanlage Jülich (Tyskland) och ENEA (Italien) i NEWPART projektet. Institutionen har även mer informellt samarbete med LANL (USA) och JAERI (Japan).

Verksamheten vid institutionen innefattar utveckling av nya vattenbaserade separationsprocesser. För att minska mängden avfall från framtida avancerade separationsprocesser innehåller extraktionsreagensen endast kol, väte, syre och kväve (CHON-principen) vilket gör att reagensen är fullständigt förbränningsbar och inte bidrar till det sekundära avfallet.

## Verksamhet vid KTH

Forskningen på transmutationsområdet vid Kungliga Tekniska Högskolan (KTH) i Stockholm koncentreras i huvudsak till acceleratordrivna system. Denna verksamhet har utvecklats väsentligt under de senaste åren. För närvarande arbetar fem forskare med huvudsaklig finansiering från SKB. Forskningen fokuseras huvudsakligen på:

### *Neutronik i acceleratordrivna system*

Noggranna undersökningar av transmutationsbeteendet hos acceleratordrivna system som en funktion av neutronspektrum är nödvändiga. En genomgående analys av simuleringar gjorda med Monte Carlometoder har utförts. Analysen visar att flytande bly som kylmedel bereder möjlighet att vidmakthålla konstanta transmutationshastigheter för många isotoper även vid stora variationer i koncentration. Bly gör det också möjligt att nå resonansområdet i tvärsnittet för långlivade klyvningsprodukter som teknetium 99 och jod 129.

### *Utbränningsberäkningar*

En koppling mellan en Monte Carlokod för simulering av neutronik vid fix sammansättning av bränslet och en utbränningskod har utvecklats som del av ett projekt inriktat på att skapa ett komplett verktyg för beräkningar på acceleratordrivna system.

### *Spallationsprocessen*

Förståelsen för acceleratordrivna system är ofullständig utan studier av spallationsprocessen. Dessa utförs med hjälp av högenergitransportkoden FLUKA. Beräkningar av värmeutveckling i samt optimering av strålmål är bland de viktigare resultaten hittills.

### *Radiotoxicitet*

Studier av radiotoxicitet i ämnen som bildas i i spallationsprocessen och dessas bidrag till toxiciteten hos avfallet från ett acceleratordrivet system i ett längre perspektiv utförs med hjälp av beräkningskoderna FLUKA och ORIGEN.

### *Tillförlitlighet och säkerhet för acceleratörer*

En studie med mål att skapa en databas med information om acceleratorbeteende för att möjliggöra sannolikhetsbaserade säkerhetsanalyser och tillförlitlighetsprojektioner. Projektet har initierats i samarbete med LANL (Los Alamos National Laboratory) i USA.

### *Internationellt samarbete*

Det internationella samarbetet är främst fokuserat på projekt gemensamma med Los Alamos-laboratoriet i USA och IPPE (Institute of Physics and Power Engineering) i Obninsk, Ryssland. KTH-gruppen har formulerat, tilldelats och genomfört certifieringsprocessen för ett ISTC-projekt – tillverkning av ett strålmål av flytande bly/vismut – i Obninsk. Strålmålet är en oundgänglig del i den experimentella verksamhet som behövs för att förbereda en eventuell framtida demonstrationsanläggning för acceleratordrivna system. (ISTC = International Science and Technology Center i Moskva finansierat i huvudsak av USA och EU). Målet är att inom 2–3 år från nu med LANLs linjära accelerator genomföra bestrålning av det tillverkade strålmålet.



Gruppen deltar även i studier av underkritisk kinetik i den franska MASURCA-reaktorn vid CEA/Cadarache, som drivs av en extern neutronkälla.

Ett samarbete med EU:s forskningscentrum i Ispra, Italien har inletts för att med simuleringsverktyg undersöka termohydraulik hos flytande metaller.

Avdelningen för reaktor- och neutronfysik, KTH, koordinerar EU- projektet IABAT (Impact of Accelerator BAsed Technologies on nuclear fission safety).

## Övrig verksamhet i Sverige

Vid The Svedberg-laboratoriet i Uppsala drivs ett projekt för mätning av tvärsnitt för neutroner i högenergiområdet – 20-100 MeV – vilket bl a har stort intresse för att ge underlag för beräkningar på acceleratordrivna system. Projektet finansieras bl a med bidrag från SKB, kärnkraftverken och kärnkraftinspektionen.

## 5 Bedömning av framtiden för separation och transmutation

Internationellt råder en betydande enighet bland ansvariga organisationer och experter om att även en framgångsrik utveckling av separation och transmutation (S&T) inte kommer att eliminera behovet av ett djupförvar. Däremot kan det förändra konstruktionsförutsättningarna för djupförvaret och dess barriärer och kraftigt minska mängden av långlivade radionuklider som måste deponeras i djupförvaret.

Utveckling av S&T innebär utveckling av ny kärnteknik och kräver betydande resurser och tid. Omfattande nationella program pågår i Frankrike och Japan. Fransmännen siktar i enlighet med en lag från 1991 mot ett etappmål 2006. Kostnaderna för programmet anges till 600 miljoner dollar på 15 år /15/.

Japanerna har ej angivit något preciserat tidsschema för sitt program. Kostnaderna ligger i storleken 10-tals miljoner dollar per år /15/.

I USA har Los Alamos National Laboratory föreslagit ett i första hand femårigt utvecklingsarbete inriktat mot acceleratordriven transmutation /16/. Kostnaden anges till cirka 115 miljoner dollar. Ambitionen är att sedan fortsätta med en demonstrationsanläggning i halv skala.

Inom EU finns förslag till ökad satsning på utveckling av acceleratordrivna system bl a baserade på de idéer som framförts av Carlo Rubbia vid CERN /17/.

Dessa program är dock bara början av utvecklingen innan man kommer till de nödvändiga bekräftande storskaliga försöken. En framgångsrik utveckling och tillämpning av S&T kommer också att kräva en anpassning av hela kärnbränslecykeln med hänsyn till återvunnet uran. För att lyckas med utvecklingen kommer det att behövas ett omfattande internationellt samarbete. För svensk del kan sådant samarbete ske bl a inom EU.

Förutsättningarna för en tillämpning av S&T är olika i skilda länder. De länder som idag upparbetar sitt bränsle – t ex Belgien, Frankrike, Japan, Schweiz, Storbritannien och Tyskland – har redan tagit det första nödvändiga steget att separera ut kvarvarande uran och plutonium. Andra länder som beslutat om direktdeponering – t ex Finland, Spanien, Sverige och USA – måste överge denna linje. Utveckling och tillämpning av S&T är bl a

med hänsyn till tid och kostnader avsevärt mer trolig i ett scenario med fortsatt användning, förnyelse och eventuell expansion av kärnenergi än i det motsatta fallet.

I det svenska scenariot med ett lagfäst beslut att ej bygga ny kärnkraft, kräver en eventuell framtida inhemsk tillämpning av S&T att detta beslut ändras – det vore orimligt att bygga en anläggning för S&T utan att tillgodogöra sig den energi som utvecklas i transmutationsprocessen. Ett tänkbart framtida alternativ skulle möjligen vara att ”köpa” separation och transmutation vid utländska anläggningar och sedan ”bara” ta hand om avfallet.

Kostnaderna för S&T är naturligtvis omöjliga att beräkna med någorlunda säkerhet innan man har bestämt systemets huvudsakliga utformning. Ett scenario för USA omfattande anläggningar för acceleratordriven transmutation av 70 000 ton använt kärnbränsle från de cirka 100 amerikanska LWR /16/ har en angiven uppskattad kostnad på motsvarande cirka 320 miljarder kronor i investering och cirka 10 miljarder per år för drift under 65 år – eller totalt närmare 1000 miljarder kronor på cirka 65 år. Utvecklingskostnader tillkommer. Under denna tid skulle mängden transuraner minska från cirka 600 ton till mindre än 1 ton. Samtidigt erhålles cirka 4 000 TWh elkraft (värda cirka 0,25 kr/kWh eller totalt cirka 1 000 miljarder kr). Hur djupförvaringskostnaderna kommer in i denna kalkyl är oklart.

En viktig fråga som kräver ytterligare underlag och belysning är avvägningen mellan att få en ytterligare minskning av en relativt liten, kanske bara hypotetisk, risk långt in i framtiden och den påtagligt ökade risken för exponering i nutiden eller i den nära framtiden som uppstår vid starkt ökad hantering av kortlivade radioaktiva ämnen.

Tillämpning av S&T är i ett avseende något av ett ”allt eller intet företag” om motivet enbart är att ”förenkla” slutförvaringen. Det fordras att allt använt kärnbränsle undergår behandlingen. Om det blir någon delmängd som undantas kommer denna delmängd att i princip kräva samma tekniska barriärer, utveckling och licensiering (och väcka samma oro och frågor) som om allt använt bränsle direktdeponeras.

Utvecklingen av ny kärnteknik kan också ha målet att effektivare ta tillvara energiinnehållet i det uran som utvinns ur jordskorpan. I detta scenario kan transmutation vara en intressant och viktigt ”biprodukt” som avsevärt kommer att påverka den framtida hanteringen av det använda kärnbränslet.

Utveckling inom S&T har visat sig väcka starkt intresse hos många. Fortsatta insatser kan bidra till att vidmakthålla en hög kompetens på kärnteknikområdet under den tid som detta utgör en betydande resurs i samhället.

Det finns en bred vetenskaplig övertygelse om att nuvarande typer av bränslecykler i kombination med planerad avfallshantering och geologiska slutförvar kommer att ge ett tillfredsställande skydd för mänskligheten för all överskådlig framtid. Det finns dock samtidigt ett betydande intresse av att undersöka om en ytterligare minskning av den framtida potentiella farligheten hos avfallet kan erhållas genom separation och transmutation och till vilken kostnad detta kan ske.

Styrkan hos en separations- och transmutationsprocess skulle vara att drastiskt minska även de hypotetiskt tänkbara framtida konsekvenserna av oförutsedda händelser.

Å andra sidan kan en bred satsning på utveckling av separations- och transmutationsprocesser komma att dölja det faktum att de framtida riskerna från ett väl utförd djupförvar redan bedöms som mycket små.

## 6 Bilagans referenser

- 1 Steinberg M, Watsak G, Manowitz B: Neutron burning of long-lived fission products for waste disposal, BNL-8558, September 1964
- 2 Croff A G: Historical perspective on partitioning and transmutation, in C W Forsberg et al Historical perspective, economic analysis and regulatory analysis of the impacts of waste partitioning-transmutation on the disposal of radioactive wastes; ORNL/TM-11650, oktober 1990
- 3 Jameson R A, editor: Proceedings of the specialist meeting on accelerator-driven transmutation technology for radwaste and other applications, Saltsjöbaden, Sweden 24-28 June 1991, SKN report No.54, november 1991
- 4 SKB FUD-program 92, september 1992
- 5 Skålberg M, Liljenzin J O; Partitioning and transmutation. A review of the current state of the art. SKB TR 92-19, oktober 1992
- 6 Gudowski W, Pettersson K, Thedéen T: Accelerator transmutation of wastes (ATW) – Prospects and safety, SKB TR 93-23, oktober 1993
- 7 Skålberg M, Liljenzin J O; Partitioning and transmutation, the state of the art. Nuclear Engineering International, Vol 38(463), 1993, 30-33
- 8 Skålberg M et al: Partitioning and transmutation (P&T) 1995. A review of the current state of the art. SKB TR 95-32, december 1995
- 9 Enarsson Å et al: Separation och transmutation (S&T) 1997. En genomgång av nuläget. SKB R-98-06, maj 1998
- 10 SKB Annual Report 1993. SKB TR 93-34 Chapter 18
- 11 SKB Annual Report 1994. SKB TR 94-33 Chapter 18
- 12 SKB Annual Report 1995. SKB TR 95-37 Chapter 19
- 13 SKB Annual Report 1996. SKB TR 96-25 Chapter 18.
- 14 Salvatores M: Nuclear Engineering Perspective on Accelerator-Driven Transmutation. Föredrag vid IVA-konferens om "WHY research on accelerator-driven transmutation technology" i Stockholm 1997
- 15 US National Research Council Committee: Nuclear wastes. Technologies for separation and transmutation. National Academy Press, Washington D C, 1996
- 16 Venneri L et al: Presentation of ATW by LANL at MIT Jan 15-16, 1998
- 17 Rubbia C et al: Fast neutron incineration in the energy amplifier as an alternative to geologic storage: The case of Spain. CERN/LHC/97-01 (EET).