

Kärnbränslecykelns slutsteg

Använt kärnbränsle – KBS-3

- I Allmänt
- II Geologi
- III Barriärer
- IV Säkerhet

Kärnbränslecykelns slutsteg

Använt kärnbränsle – KBS-3

I Allmänt

SKBF/KBS

Svensk Kärnbränsleförsörjning AB/Avdelningen för
Kärnkraftsavfallens Behandling och Slutförvaring

POSTADRESS: SKBF/KBS, Box 5864, 102 48 Stockholm, Telefon 08-67 95 40

FÖRORD


Denna rapport - KBS-3 - beskriver hur det använda kärnbränslet från de svenska reaktorerna kan omhändertas på ett sätt som uppfyller höga krav på säkerhet på såväl kort som lång sikt. Redovisningen bygger på det kunskapsunderlag, som framtagits i Sverige och utlandet under de senaste åren. I det forsknings- och utredningsarbete, som bedrivits inom Svensk Kärnbränsleförsörjning AB, avdelning KBS, har ett stort antal forskare, konsulter och industriföretag medverkat. Vissa av dessa har också medverkat i sammanställningen av rapporten. Ansvaret för rapportens innehåll ligger dock hos SKBF.

Stockholm i maj 1983

SVENSK KÄRNBRÄNSLEFÖRSÖRJNING AB



Erik Svenke



Lars B. Nilsson

INNEHÅLLSFÖRTECKNING FÖR SAMTLIGA VOLYMER

VOL 1	ALLMÄNT
1	INLEDNING
1.1	Bakgrund
1.2	Generella principer
1.3	Rapportens uppläggning
1.4	Underlagsmaterial
2	HANTERINGSGÅNG OCH SLUTFÖRVARETS FUNKTION
2.1	Allmänt
2.2	Hanteringsgång
2.3	Slutförvarets funktion
2.4	Lokaliseringssynpunkter
2.5	Förläggningsdjup
2.6	Flexibilitet och utvecklingsmöjligheter
3	ANVÄNT BRÄNSLE
3.1	Förutsättningar
3.2	Använt kärnbränsle, allmänt
3.3	Beskrivning av referensbränslet
3.4	Radioaktivitet och resteffekt i använt kärnbränsle
3.5	Variationer och osäkerheter i data
4	ANLÄGGNINGAR OCH UTRUSTNINGAR
4.1	Allmänt
4.2	Transportsystem
4.3	Centralt lager för använt bränsle, CLAB
4.4	Inkapslingsstation
4.5	Slutförvar för använt bränsle
4.6	Tidplan
	REFERENSER

VOL II GEOLOGI

- 5 PLATSUNDERSÖKNINGAR
 - 5.1 Bakgrund och syfte
 - 5.2 Omfattning
 - 5.3 Undersökningsprogram
 - 5.4 Undersökningsmetoder
 - 5.5 Databehandling och redovisning

 - 6 BERGETS GRUNDVATTENRÖRELSER
 - 6.1 Berggrunden som vattenledande medium
 - 6.2 Mätmetoder
 - 6.3 Beräkningsmodeller
 - 6.4 Förändringar av grundvattenförhållandena på lång sikt

 - 7 GRUNDVATTNETS OCH SPRICKSYSTEMENS KEMI
 - 7.1 Kristallint berg som geokemiskt system
 - 7.2 Grundvattenkemi i granitisk berggrund
 - 7.3 Spricksystemens mineralogi och kemi i granitisk berggrund
 - 7.4 Påverkan av yttre faktorer
 - 7.5 Dataunderlag
 - 7.6 Referensdata

 - 8 BERGGRUNDENS NATURLIGA FÖRÄNDRINGAR
 - 8.1 Bakgrund och översikt
 - 8.2 Berggrundsutvecklingen och dess tidsramar
 - 8.3 Bergskedjebildning
 - 8.4 Landhöjning
 - 8.5 Blockrörelser och vulkanism
 - 8.6 Jordskalv
 - 8.7 Förskjutningar inom bergblocken
 - 8.8 Mineralisering
 - 8.9 Nedisning
- REFERENSER

VOL III SPRIDNING

- 9 BUFFERT- OCH ÅTERFYLLNADSMATERIAL
 - 9.1 Allmänt
 - 9.2 Buffertmateriallets egenskaper
 - 9.3 Buffertmateriallets funktion
 - 9.4 Återfyllningsmaterial
 - 9.5 Pluggning av borrhål och försegling av tunnlar och schakt
 - 9.6 Materialkontroll

- 10 KAPSEL OCH KAPSELKORROSION
 - 10.1 Kapselns funktion
 - 10.2 Materialval
 - 10.3 Tillverkningsteknik och kontroll
 - 10.4 Mekanisk påverkan på kapseln
 - 10.5 Kemisk påverkan på kapseln
 - 10.6 Kapselns livslängd och genombrottens fördelning i tiden

- 11 BRÄNSLE OCH BRÄNSLEUPPLÖSNING
 - 11.1 Bränsleupplösningens betydelse
 - 11.2 Karaktärisering av bränslematrisen och
 nuklidfördelning i bränslet
 - 11.3 Experimentella undersökningar
 - 11.4 Modeller för bränsleupplösning
 - 11.5 Diskussion och slutsatser

- 12 RADIONUKLIDKEMI I GRUNDVATTENMILJÖ
 - 12.1 Aktinidernas kemi
 - 12.2 Klyvningsprodukternas kemi
 - 12.3 Kolloidbildning
 - 12.4 Organiska komplex
 - 12.5 Löslighet
 - 12.6 Sorptionsprocesser
 - 12.7 Radionuklidsorption på geologiska system
 - 12.8 Sorption av kolloidala specier och makromolekyler
 - 12.9 Referensdata

- 13 NUKLIDSPRIDNING I NÄROMRÅDET
 - 13.1 Allmänt
 - 13.2 Transport genom korrosionsprodukter och lerbarriärer
 - 13.3 Konsekvenser av radiolys och vätgasbildning
 - 13.4 Utsläpp av nuklider från närområdet
 - 13.5 Utsläpp från förvar för metalldelar
 - 13.6 Modeller och data
 - 13.7 Referensdata

- 14 NUKLIDSPRIDNING I BERGET
 - 14.1 Allmänt om fördröjningsmekanismer
 - 14.2 Fysikalisk modell
 - 14.3 Verifikation av fysikalisk modell
 - 14.4 Matematisk modell
 - 14.5 Tillförlitligheten av dataunderlaget

- 15 SPRIDNING OCH EXPOSITION I BIOSFÄREN
 - 15.1 Allmänt om betydelsen av spridning i biosfären
 - 15.2 Beskrivning av recipienter och ekologiska mekanismer
 - 15.3 Spridningsprocesser och exponeringsvägar
 - 15.4 Modellprinciper
 - 15.5 Val av beräkningsmodell - BIOPATH
 - 15.6 Databas och osäkerheter
 - 15.7 Långtidsperspektiv på spridningen
 - 15.8 Resultat

- 16 STRÅLDOSER OCH HÄLSOEFFEKTER
- 16.1 Allmänt beträffande dosbelastningen
- 16.2 Dostyper
- 16.3 Databas och beräkningsmodeller
- 16.4 Effekter av joniserande strålning
- 16.5 Referensdata

REFERENSER

VOL IV SÄKERHET

- 17 SÄKERHETSMÄSSIGA PRINCIPER
- 17.1 Allmänna förutsättningar
- 17.2 Kvalitetskrav och kvalitetssäkring
- 17.3 Strålskyddsprinciper
- 17.4 Strålskyddsnormer
- 17.5 Säkerhetsmässiga grunder för bedömning av förvarssystemets funktion

- 18 PLATSSPECIFIKA DATA
- 18.1 Allmänt
- 18.2 Fjällveden
- 18.3 Gideå
- 18.4 Kamlunge
- 18.5 Svartboberget
- 18.6 Resultat från undersökningar i andra områden

- 19 RADIOLOGISK SÄKERHET UNDER DRIFT
- 19.1 Allmänt
- 19.2 Transporter
- 19.3 Centralt lager för använt bränsle, CLAB
- 19.4 Inkapslingsstation
- 19.5 Hantering vid slutförvaret
- 19.6 Sammanfattning

- 20. DET SLUTNA FÖRVARETS SÄKERHET
- 20.1 Allmänt
- 20.2 Troligt händelseförlopp
- 20.3 Grundvattenomsättning i berg och buffert
- 20.4 Kapsellivslängd
- 20.5 Frigörelse av radioaktiva ämnen
- 20.6 Nuklidtransport i geosfären
- 20.7 Biosfärsspridning och dosberäkning
- 20.8 Sammanfattning

- 21 MISSÖDEN OCH EXTREMA HÄNDELSER
- 21.1 Allmänt
- 21.2 Berggrunds rörelser
- 21.3 Kriticitet i slutförvaret
- 21.4 Krigshandlingar och sabotage
- 21.5 Inträngning i förvaret
- 21.6 Övrigt

22	SAMMANFATTANDE SÄKERHETSBEDÖMNING
22.1	Allmänt
22.2	Säkerheten i hanteringskedjan
22.3	Slutförvarets långsiktiga säkerhet
22.4	Slutsatser

REFERENSER

INNEHÅLLSFÖRTECKNING

VOLYM I ALLMÄNT

1	INLEDNING	1:1
1.1	Bakgrund	1:1
1.2	Generella principer	1:2
1.3	Rapportens uppläggning	1:4
1.4	Underlagsmaterial	1:7
2	HANTERINGSGÅNG OCH SLUTFÖRVARETS FUNKTION	2:1
2.1	Allmänt	2:1
2.1.1	Förutsättningar	2:1
2.1.2	Det använda bränslet	2:1
2.1.3	Slutförvarets funktion	2:2
2.2	Hanteringsgång	2:3
2.3	Slutförvarets funktion	2:5
2.3.1	Grundvatteninträngning i förvaret	2:5
2.3.2	Kapselkorrosion	2:5
2.3.3	Bränslelakning	2:6
2.3.4	Spridning av radioaktivitet i geosfären	2:6
2.3.5	Spridning i biosfären	2:6
2.4	Lokaliseringssynpunkter	2:7
2.5	Förläggingsdjup	2:7
2.6	Flexibilitet och utvecklingsmöjligheter	2:8
3	ANVÄNT KÄRNBRÄNSLE	3:1
3.1	Förutsättningar	3:1
3.1.1	Mängd använt kärnbränsle	3:1
3.1.2	Övriga förutsättningar	3:1

3.2	Använt kärnbränsle, allmänt	3:2
3.3	Beskrivning av referensbränslet	3:3
3.4	Radioaktivitet och resteffekt i använt kärnbränsle	3:6
3.4.1	Bränsleknippen	3:6
3.4.2	Bränsleboxar och borglasstavar	3:7
3.5	Variationer och osäkerheter i data	3:14
3.5.1	Bränsletyp	3:14
3.5.2	Utbränning	3:14
3.5.3	Återcyklning av plutonium och uran	3:15
3.5.4	Beräkningsprogrammets noggrannhet	3:15
4	ANLÄGGNINGAR OCH UTRUSTNINGAR	4:1
4.1	Allmänt	4:1
4.2	Transportsystem	4:2
4.3	Centralt lager för använt bränsle, CLAB	4:3
4.4	Inkapslingsstation	4:5
4.4.1	Allmänt	4:5
4.4.2	Inkapslingsprocessen	4:5
4.4.3	Materialbehov	4:11
4.5	Slutförvar för använt bränsle	4:12
4.5.1	Allmänt	4:12
4.5.2	Deponeringssätt	4:12
4.5.3	Anläggningsteknik	4:12
4.5.4	Temperaturförhållanden	4:13
4.5.5	Utformning med hänsyn till geologiska och geotekniska egenskaper	4:16
4.5.6	Slutförvar för bränsleboxar m m	4:17
4.6	Tidplan	4:20
	REFERENSER	R:1

1 INLEDNING

1.1 BAKGRUND

I april 1977 antog Sveriges Riksdag lagen (1977:140) om särskilt tillstånd att tillföra kärnreaktor kärnbränsle m m - den s k villkorslagen. I lagen uppställs krav på särskilt tillstånd av regeringen för att första gången tillföra en reaktor kärnbränsle så att en självunderhållande kärnklyvningsreaktion kan ske. Tillstånd får meddelas endast om reaktorns innehavare

- 1 har företett avtal, som på ett betryggande sätt tillgodoser behovet av upparbetning av använt kärnbränsle och dessutom har visat, hur och var en helt säker slutlig förvaring kan ske, eller
- 2 har visat, hur och var en helt säker slutlig förvaring av använt, ej upparbetat kärnbränsle kan ske.

I anslutning till villkorslagens tillkomst organiserade de svenska kärnkraftföretagen det s k KBS-projektet med uppgift att utreda och redovisa hur lagens krav skulle kunna uppfyllas. När denna uppgift slutförts, införlivades KBS-projektet som en permanent avdelning i det av de svenska kärnkraftföretagen gemensamt ägda Svensk Kärnbränsleförsörjning AB, SKBF. Uppgiften för avdelning KBS inom SKBF omfattar nu hela den samordnade forsknings- och utvecklingsverksamhet, som kärnkraftföretagen bedriver ifråga om kärnkraftavfallets behandling och slutförvaring. KBS-projektet har presenterat två huvudrapporter avseende de i villkorslagen angivna alternativen

- Kärnbränslecykelns slutsteg - Förglasat avfall från upparbetning; (KBS-1) nov 1977 samt
- Kärnbränslecykelns slutsteg - Slutförvaring av använt kärnbränsle; (KBS-2) sept 1978.

Den första rapporten bildade grund för laddningsansökningar för reaktorerna Ringhals 3 och 4 samt Forsmark 1 och 2. Sedan viss

kompletterande redovisning lämnats, gav regeringen 1979 och 1980 tillstånd att tillföra kärnbränsle till dessa reaktorer. Den andra rapporten har ej använts vid någon laddningsansökan.

Sedan KBS-1 och KBS-2 publicerades har följande händelser med anknytning till avfallshanteringen ägt rum.

- Enligt beslut av riksdagen våren 1980 skall det svenska kärnkraftsprogrammet omfatta högst 12 reaktorer. Den sista reaktorn i Sverige skall stängas senast år 2010 /1-1/.
- Den s k finansieringslagen (1981:669) har trätt i kraft 81-07-01. Däri fastläggs bl a ansvarsfördelningen mellan kärnkraftföretag och myndigheter i vad avser planering och genomförande samt finansiering av de åtgärder, som krävs för att det radioaktiva avfallet skall bli omhändertaget på ett säkert sätt.
- Atomlagstiftningskommittén har i mars 1983 till regeringen överlämnat sitt betänkande om lagstiftningen på kärnenergiområdet /1-2/. Regeringen förväntas med anledning av betänkandet under hösten 1983 föreslå riksdagen en ny lag om kärnteknisk verksamhet.

Den svenska lagstiftningen kräver av kärnkraftföretagen, dels att de enligt villkorlagen visar att en säker hantering och slutförvaring av det högaktiva avfallet eller använda kärnbränslet kan åstadkommas, dels att de enligt finansieringslagen årligen redovisar planer för hur de erforderliga åtgärderna avses bli förverkligade. Denna rapport avser att uppfylla det förstnämnda kravet. Det sistnämnda kravet uppfylles genom särskilda redovisningar av planer till Nämnden för hantering av använt kärnbränsle, NAK. En sådan redovisning lämnades första gången i juni 1982 /1-3/.

Underlaget för den tidigare rapporten rörande slutförvaring av använt kärnbränsle, KBS-2, är nu 4 à 5 år gammalt. En avsevärd utveckling av både modeller och analysmetoder liksom en breddning av dataunderlaget har skett både i Sverige och utomlands. Denna utveckling motiverar en ny redovisning, som är fristående från den tidigare rapporten, även om de allmänna principerna och viss del av underlaget är oförändrade.

1.2

GENERELLA PRINCIPER

Med utgångspunkt från gällande lagstiftning och rådande allmänna inställning i Sverige kan följande grundprinciper för slutförvaringen av radioaktivt avfall uppställas

- En mycket hög grad av säkerhet krävs, på såväl kort som lång sikt.

- Bördor på kommande generationer skall undvikas
- Erforderliga åtgärder skall kunna genomföras med största möjliga nationella oberoende

Av principen om största möjliga nationella oberoende följer i första hand, att slutförvaringen skall kunna genomföras i Sverige och med en teknologi, som är tillgänglig i Sverige.

Internationellt har olika principiella metoder för slutförvaringen diskuterats. I tabell 1-1 anges ett antal sådana metoder med kommentarer rörande tillämpbarheten.

Tabell 1-1. Principer för slutlig förvaring av högaktivt avfall eller använt kärnbränsle.

Metoder	Kommentar
1 Övervakad lagring	Utgör ingen slutlig lösning
2 Utskjutning i rymden	Tekniken ej tillgänglig i Sverige idag
3 Separering och transmutation	Tekniken ej tillgänglig i Sverige idag
4 Djup geologisk deponering	Möjlig i Sveriges stabila berggrund
5 Deponering i djuphavssediment	Inga platser tillgängliga inom svenskt territorium
6 Injektering i isolerade djupa geologiska formationer (akviferer)	Lämpliga områden ej kända i Sverige
7 Förläggning under inlandsisar eller under permafrost	Inga områden av tillräcklig omfattning tillgängliga i Sverige

I Sverige, liksom i många andra länder med likartade naturliga förutsättningar, har insatserna koncentrerats på studier av djup geologisk slutförvaring i kristallint berg (metod 4). Salt- och lerlager samt sedimentära bergarter betraktas som intressanta geologiska media i vissa länder, där de förekommer i tillräcklig omfattning.

1.3 RAPPORTENS UPPLÄGGNING

Denna rapport beskriver hur ett system för säkert slutligt omhändertagande av svenskt använt kärnbränsle kan utformas utgående från kunskapsläget vid årsskiftet 1982/83. Det omfattande forskningsarbete, som pågår eller planeras i Sverige och många andra länder, kommer att successivt öka förståelsen för de olika mekanismer, som är av betydelse för den långsiktiga säkerheten hos ett slutförvar. Detta kommer att leda till att allt säkrare bedömningar av slutförvarets långtidsfunktion kan göras och också till modifieringar av systemets utformning. Avsikten är därför inte att här ange hur och var ett slutförvar skall utföras utan endast hur och var det kan utföras för att den erforderliga säkerheten skall uppnås. Inget försök till ekonomisk optimering av systemet har gjorts. Det har dock beaktats att den beskrivna lösningen skall ligga inom gränsen för vad som är ekonomiskt rimligt. Planer för de olika åtgärdernas förverkligande liksom bedömda kostnader har redovisats i /1-3/.

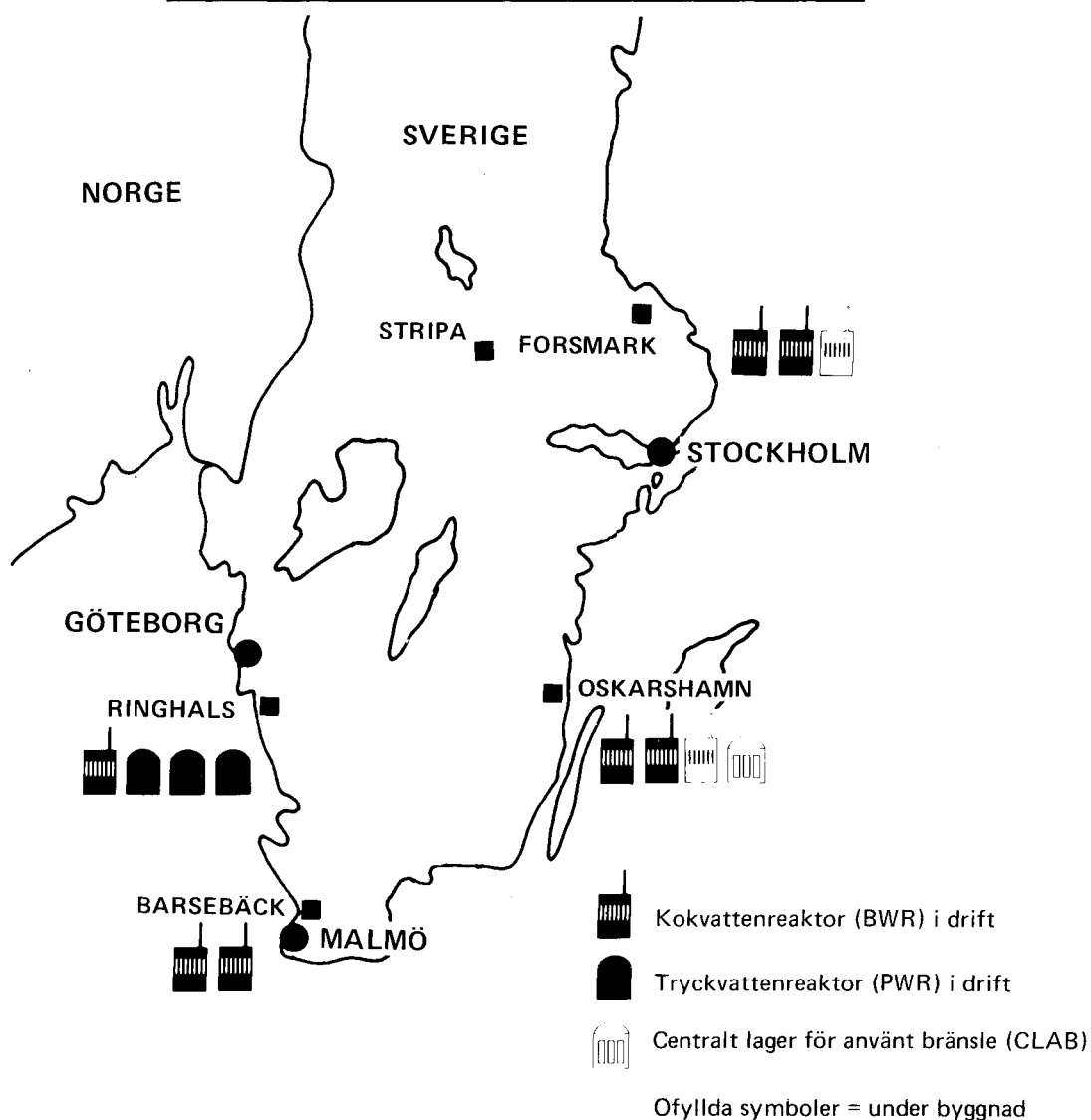
Rapporten behandlar all hantering, transport, lagring och behandling som är nödvändig för att skapa en säker slutförvaring av använt kärnbränsle från det svenska reaktorprogrammet. De led i kedjan som redan är under förverkligande, d v s transportsystemet och det centrala lagret för använt bränsle (CLAB), har i detalj redovisats i anslutning till genomförd eller pågående myndighetsprövning. Dessa led behandlas därför endast översiktligt och den största vikten läggs på de led i hanteringskedjan, som direkt berör själva slutförvaringen och de långsiktiga säkerhetsbedömningarna.

Strikt formellt skulle denna rapport, betraktad som underlag för laddningsansökan för reaktorerna Forsmark 3 och Oskarshamn 3, kunna begränsas till att behandla den mängd använt bränsle, som kommer från dessa två reaktorer. Då det idag inte är slutgiltigt fastställt hur det använda kärnbränslet från det svenska kärnkraftprogrammet skall slutförvaras bedöms en sådan uppläggning mindre lämplig. Redovisningen har därför anpassats till det totala system, som planeras för omhändertagande av allt svenskt radioaktivt kärnkraftavfall. Dimensioneringen av de olika anläggningarna har således baserats på hela den mängd använt kärnbränsle, som uppkommer från det svenska kärnkraftprogrammet. Reaktornas typ, storlek och lokalisering framgår av figur 1-1. Den mängd bränsle, som enligt ingångna avtal avses bli upparbetad, utgör endast en mindre del av den totala bränslemängden och har därför inte beaktats i denna redovisning.

Svenska reaktorer

Reaktor	Typ	Effekt	Kommersiell drift
Oskarshamn 1	BWR	440 MW	1972
Oskarshamn 2	BWR	570 MW	1974
Oskarshamn 3	BWR	1060 MW	(1986) ?
Barsebäck 1	BWR	570 MW	1975
Barsebäck 2	BWR	570 MW	1977
Ringhals 1	BWR	750 MW	1976
Ringhals 2	PWR	800 MW	1975
Ringhals 3	PWR	915 MW	1981
Ringhals 4	PWR	915 MW	1984
Forsmark 1	BWR	900 MW	1980
Forsmark 2	BWR	900 MW	1981
Forsmark 3	BWR	1060 MW	(1985) ?

Centralt lager för använt bränsle (CLAB) (1985)



Figur 1-1. Det svenska kärnkraftsprogrammet och anläggningarnas geografiska placering

Rapporten har delats upp i volymer enligt nedan.

Volym	Kapitel	Innehåll
		Sammanfattning
I Allmänt	1-2	Inledning och genomgång av hanteringskedjan
	3	Beskrivning av det använda bränslet
	4	Beskrivning av anläggningar och hanteringen i dessa
II Geologi	5-8	Geologiska undersökningsmetoder, grundvattenrörelser och vattenkemi samt berggrundens stabilitet
III Barriärer	9-13	Kemiska förhållanden i och omkring deponeringshålen
	14-16	Transport av nuklider från förvar via geosfär och biosfär till människan samt dosimetri
IV Säkerhet	17	Principer för säkerhetsbedömningen
	18	Platsspecifika förhållanden i undersökta områden
	19-21	Säkerhetsanalys av hantering och slutförvaring omfattande normalförlopp, haverier och extrema händelser
	22	Sammanfattande säkerhetsbedömningar

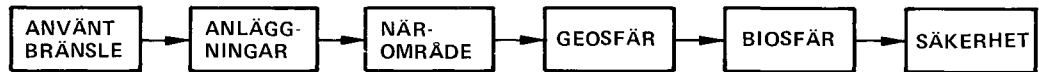
I rapportens 17 första kapitel behandlas generella frågor utan direkt anknytning till någon specifik plats. Kapitel 18 behandlar de platsspecifika förhållanden, som utgör grunden för val av ingångsparametrar vid säkerhetsberäkningarna för förvaringsskedet. I kapitel 19 till 21 redovisas säkerhetsanalyserna och i kapitel 22 ges en sammanfattande bedömning av den säkerhet med vilken en slutlig förvaring av använt kärnbränsle kan genomföras i svensk berggrund.

1.4 UNDERLAGSMATERIAL

Referens till underlagsmaterial görs genom hänvisning med kapitelvisa löpnummer mellan snedstreck till en referenslista, som återfinns i slutet av varje volym (ex: /6-4/ betyder referens 4 i kapitel 6).

Huvuddelen av det underlag som tagits fram inom SKBF/KBS har redovisats i tekniska rapporter betecknade KBS TR År-Nr (ex KBS TR 80-26). För rapporter inom det internationella Stripa-samarbetet finns två rapportserier betecknade SAC-Nr och Stripa TR År-Nr. Samtliga dessa rapporter finns tillgängliga bl a hos SKBF, Biblioteket i Studsvik och INIS i Wien.

2 HANTERINGSGÅNG OCH SLUTFÖRVARETS FUNKTION



I detta kapitel ges en kort beskrivning av de hanteringssteg i form av transporter, lagring och behandling, som krävs för en säker slutförvaring av använt kärnbränsle. Vidare ges en översiktlig presentation av slutförvaret och dess långtidsfunktion.

2.1 ALLMÄNT

2.1.1 Förutsättningar

En grundläggande princip för det presenterade systemet är att den långsiktiga säkerheten inte skall vara beroende av övervakning och korrigerande åtgärder efter det att slutförvaret förslutits.

Systemet består av anläggningar för transport, lagring, behandling och slutlig förvaring. Behandlingen innebär bl a att bränslet före deponeringen innesluts i kapslar med stor beständighet.

I samtliga anläggningar utom slutförvaret utnyttjas element och operationer, där erfarenhet i högre eller lägre grad föreligger från industriell verksamhet. Redovisningen koncentreras på systemdelar där erfarenheterna är små eller obefintliga. För att möta de höga kraven på säkerhet tillämpas i slutförvaret den s k flerbarriärsprincipen, vilket innebär att förvarets säkerhet inte är helt beroende av funktionen hos en enstaka barriär. De olika barriärerna skall komplettera varandra via mekanismer som i möjligaste mån är oberoende av varandra. Funktionen hos varje enskild barriär har dessutom bedömts på grundval av ogynnsamt valda förutsättningar.

2.1.2 Det använda bränslet

Vid driften av kärnkraftstationerna förändras kärnbränslet så att nya atomkärnor skapas, dels genom sönderdelning av uran och

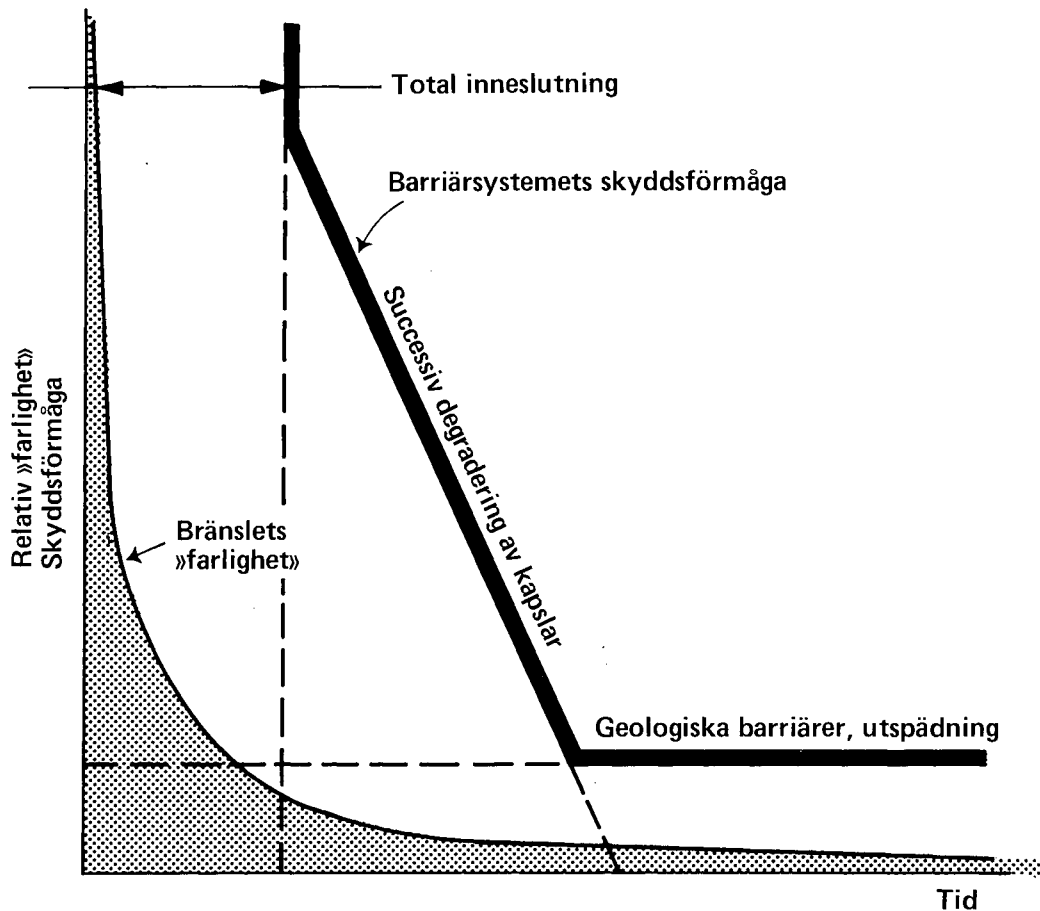
andra tunga ämnen, dels genom neutronabsorption i bränsle och omgivande material. Många av dessa nya atomer har ett energiöverskott, som avges genom strålning. Huvuddelen av energiöverskottet avges mycket snabbt, redan inom de första timmarna efter det att kärnklyvningen i reaktorn upphört. Av återstoden avklingar en större del under de första månaderna och åren. Den rest som kvarstår efter ca tio år utgörs till större delen av ämnen som behöver några hundra till tusen år för att avklinga. Det finns dock atomer med så långa avklingningstider att de kan jämföras med i naturen förekommande mycket långlivade radioaktiva ämnen. Sådana ämnen kräver att förvarets funktion belyses under tidrymder, som inte tidigare beaktats vid människans teknikvärdering, även om det i många fall varit lika motiverat.

2.1.3 Slutförvarets funktion

Utmärkande för det använda bränslets potentiella farlighet är den initialt höga farlighetsnivån och den mycket långa tidsperioden med kvarstående men begränsad farlighet. Förvarets uppgift är att skydda människorna från oacceptabel radiologisk påverkan. Detta kan åstadkommas på två sätt. Det ena är att de radioaktiva ämnena inneslutes under tillräcklig tid så att avklingningen reducerar aktiviteten till acceptabla nivåer. Det andra är att de radioaktiva ämnena späds ut, dvs släpps ut och sprids så långsamt att de maximala koncentrationer, som kan nå människor, är acceptabelt låga. I det här beskrivna slutförvaringssystemet utnyttjas båda dessa vägar. Under det första skedet bygger säkerheten på inneslutningsprincipen. Då emellertid en fullgod inneslutning inte kan upprätthållas under obegränsad tid, blir säkerheten efter mycket lång tid (hundratusental - miljoner år) beroende av frigörelsetakten ur inneslutningen, spridningstakten i geosfären och den härav erhållna utspädningen av de kvarvarande radioaktiva ämnena (se figur 2-1).

Inneslutningen skapas genom att bränslet inkapslas. Genom experiment och teoretiska överväganden kan man visa att en långvarig total inneslutning kan åstadkommas under de förhållanden som råder i svensk berggrund. Utspädningsfunktionen, som skall fungera under väsentligt längre tider, kan påvisas, förutom genom experiment och teoretiska överväganden, genom jämförelser med geologiska företeelser i naturen.

Den principiella utformningen av slutförvaret är densamma, som tidigare redovisats i KBS-1 och KBS-2 och innebär att det använda bränslet innesluts i täta och beständiga kapslar, som deponeras i borrhål upptagna i botten av bergtunnlar på stort djup. Kapslarna omges i deponeringshålen med ett buffertmaterial och slutligen återfylls hela tunnelsystemet. Denna principutformning av ett slutförvar bearbetas i flera andra länder med likartade geologiska förutsättningar, t ex Finland, Frankrike, Japan, Kanada, Schweiz och USA /2-1/. I de svenska studierna har dock kapselns långsiktiga barriärfunktion tillmätts större betydelse än i andra länder.



Figur 2-1. Barriärsystemets principiella funktion

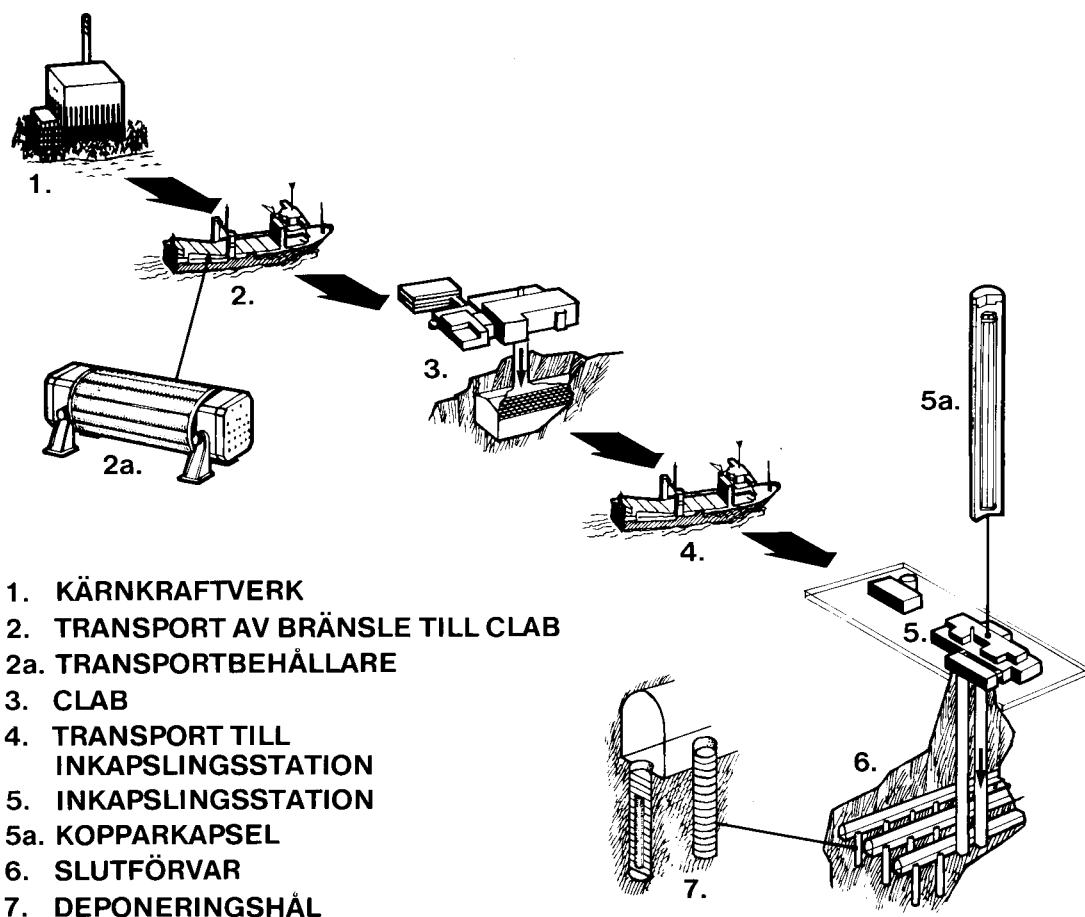
2.2 HANTERINGSGÅNG

Hanteringsgången för använt kärnbränsle framgår av figur 2-2 (siffrorna i texten hänvisar till figuren).

- 1 Efter uttaget ur reaktorn förvaras det använda kärnbränslet i kraftstationens förvaringsbassänger under minst sex månader.
- 2 Bränslet transporteras sedan till det centrala lagret för använt kärnbränsle CLAB. Under transporten är bränslet inneslutet i speciella behållare (2a), som fyller de krav som anges i internationella normer. Sjötransporten sker med ett för ändamålet specialbyggt fartyg.

CLAB liksom varje kärnkraftstation har hamn anpassad för dessa transporter. Terminalhanteringen sker med hjälp av speciella trailers.

- 3 Bränslet förvaras i CLAB under en tid av 40 år. Förvaringen sker i vattenfyllda bassänger belägna i bergrum. Anläggningen byggs i en första etapp ut för en lagringskapacitet av 3 000 ton bränsle. För att öka kapaciteten härutöver kan nya bergrum sprängas ut i senare etapper.



1. KÄRNKRAFTVERK
2. TRANSPORT AV BRÄNSLE TILL CLAB
- 2a. TRANSPORTBEHÅLLARE
3. CLAB
4. TRANSPORT TILL INKAPSLINGSSTATION
5. INKAPSLINGSSTATION
- 5a. KOPPARKAPSEL
6. SLUTFÖRVAR
7. DEPONERINGSHÅL

Figur 2-2. Hanteringsgången för använt kärnbränsle

- 4 Efter 40 års lagring transporteras bränslet till en inkapslingsstation. Transporten kan ske på samma sätt som vid överföringen från kraftstationen till CLAB. Transportbehållarna kan användas såväl vid sjö- som landtransport.
- 5 Inkapslingsstationen är belägen ovan jord i anslutning till slutförvaret. I inkapslingsstationen innesluts det använda bränslet i kopparkapslar (5a). Mängden bränsle i varje kapsel begränsas till ca 1,4 ton för att temperaturen på kapselytan skall ligga väl under 100°C. Mellanrummet mellan bränslestavarna fylls med bly eller koppar. Totalt erfordras 4 400 kopparkapslar för det svenska programmet.

- 6 Kopparkapslarna överförs till ett slutförvar ca 500 m nere i urberget. Förvaret utförs som ett system av parallella tunnlar. I tunnlarnas golv borrar förvaringshål 1,5 m i diameter och 7,5 m djupa. I varje hål förvaras en avfallskapsel. Förvaret kan utföras i ett eller flera plan. Vid ett enplansförvar är tunnlarnas inbördes avstånd 25 m och vid ett tvåplansförvar 33 m.
- 7 I förvaringshålen omges kopparkapslarna med block av högkompakterad bentonit. Bentonit är en lera som sväller kraftigt, då den tar upp vatten.

Sedan alla kapslar deponerats kan anläggningen förseglas genom att alla tunnlar och schakt fylls med en blandning av sand och bentonit.

2.3 SLUTFÖRVARETS FUNKTION

2.3.1 Grundvatteninträngning i förvaret

Under utbyggnads- och deponeringsskedet hålls de utsprängda bergutrymmena länspumpade. Detta skapar en avsänkt grundvattenyta över förvaret. Vid förseglingen avbryts länspumpningen. Grundvattnet börjar då långsamt tränga in i förvaret samtidigt som grundvattenytan återgår till sitt naturliga läge.

När vattnet kommer i kontakt med buffertmaterialet, som utgörs av högkompakterad bentonit, börjar detta svälla och fyller igen alla håligheter i deponeringshålen. Vattengenomsläppligheten i buffertmaterialet blir då minst lika låg som i omgivande bergmassa. I det täta buffertmaterialet kan någon vattenströmning av betydelse inte äga rum. Transporten av de i vattnet lösta ämnena domineras helt av diffusion.

Vid vatteninträngning sväller också den bentonit, som ingår i återfyllningen i tunnlar och schakt. Även här nedbringas vattengenomsläppligheten till nivåer under den som gäller för det omgivande berget.

2.3.2 Kapselkorrosion

Koppar korroderar inte i rent vatten. Däremot kan grundvattnet innehålla lösta ämnen, som kan angripa kopparkapseln. När grundvattnet trängt igenom bufferten kan sådana ämnen diffundera genom de vattenfyllda porerna och nå fram till kapselytan. En ytterligt långsam nedbrytning av kapselmaterialet kan då börja.

Den hastighet med vilken kopparkapseln korroderar bestäms av kapselns miljö, bergets vattenflöden, grundvattnets innehåll av korrosiva ämnen och deras möjligheter att nå fram till kapselytan samt borttransporten av korrosionsprodukter från kapselytan. Förläggningsplatsen och förvarets djup väljs med avsikt att begränsa vattenomsättningen och undvika olämplig grundvattensammansättning. Buffertmaterialet utgör ett transporthinder mellan grundvatten och kopparkapsel samt påverkar den kemiska miljön i förvaret.

2.3.3 Bränslelakning

Om en kapsel penetreras kan grundvattnet komma i kontakt med det använda bränslet. Bränslet börjar då lösas i vattnet och radioaktiva ämnen kan spridas till omgivningen. Upplösningen sker mycket långsamt, främst beroende på att de i bränslet ingående ämnen är svårlösliga och att vattentillgången är mycket begränsad. Upplösningstakten påverkas dessutom av grundvattnets kemiska sammansättning och den kemiska miljö, som skapas i deponeringshålet av buffert, kapsel, bränsle och grundvatten. Även temperatur och strålning är av betydelse.

2.3.4 Spridning av radioaktivitet i geosfären

Den geologiska barriären har två väsentliga egenskaper, dels har den en låg vattengenomsläpplighet, dels har den förmågan att binda flertalet i vattnet lösta ämnen. Många ämnen kommer att föreligga i svårlöst kemisk form. Den låga vattengenomsläppligheten medför långsam transport till markytan. Sprickytornas sorptionsegenskaper och diffusionen av de lösta ämnen in i mikrosprickor i berget fördröjer ytterligare de radioaktiva ämnens transport. Dessa faktorer, tillsammans med den tidigare långa isoleringen i kapslarna, gör att de radioaktiva ämnen till stor del hinner sönderfalla och övergå i stabila och ofarliga nuklider innan de når biosfären.

Förekomsten av sprickor i berggrunden samt bergets och sprickornas vattengenomsläpplighet, tillsammans med områdets topografi, bestämmer grundvattnets strömningsvägar och hastighet.

2.3.5 Spridning i biosfären

Det djupa grundvattnet når biosfären i s k utströmningsområden. Utströmning kan ske i en brunn eller en sötvattnensjö med tillhörande vattendrag och når slutligen ett system med saltvatten. Varje recipient har sina karakteristika beträffande utspädning och vidare spridning i biosfären.

Spridningen i biosfären kan beräknas med hjälp av modeller, som tar hänsyn till hur olika ämnen överförs från exempelvis vatten till fisk och från fisk till människa. En del spridningsvägar är enkla och lätta att analysera, t ex överföringen av ett ämne från en brunn till människa via dricksvatten. Andra spridningsvägar är långa och komplicerade med flera steg, där varje steg styrs av specifika överföringsfaktorer mellan biosfärens olika delar.

En grundläggande osäkerhet vid bedömningen av spridning via näringskedjor följer av de långa tidsperioder, som kommer att förflyta innan de radioaktiva ämnena når biosfären. Evolutionen kan under denna tid ha förändrat både människan och de ekologiska sambanden. Denna principiella osäkerhet måste beaktas vid den totala säkerhetsbedömningen.

2.4 LOKALISERINGSSYNPUNKTER

Endast för en av de anläggningar, som ingår i det här beskrivna hanteringssystemet, nämligen CLAB, har lokaliseringsbeslut fattats och utbyggnad pågår för närvarande vid Oskarshamn.

Ett slutförvar kan anläggas endast på en plats, där man påvisat förekomsten av ett tillräckligt stort bergparti som har de geologiska, hydrologiska och geokemiska egenskaper, som krävs för ett säkert slutförvar. Först i andra hand bestäms lokaliseringen av faktorer som kan vara av ekonomisk eller social natur. Transportsystemet medger förläggning såväl vid kusten som i inlandet.

I dagens planer förutsätts ett lokaliseringsbeslut för slutförvaret föreligga under slutet av 1990-talet.

Den behandlingsstation, där det använda bränslet skall inkapslas, synes med fördel bli samlokaliserad med slutförvaret. Därmed erhålles en geografiskt samlad verksamhet med möjligheter till samordningsvinster och rationella transporter. Även samordningen i tiden talar för en sådan lösning.

2.5 FÖRLÄGGNINGSDJUP

Vid val av förläggningsdjup för ett slutförvar måste ett flertal faktorer beaktas, som är mer eller mindre beroende av platsspecifika förhållanden.

I första hand måste förvaret förläggas tillräckligt djupt för att

- inte långsiktig erosion, inkl glaciationer, och händelser på markytan (explosioner, underjordsbyggande, brunnsborrning) skall äventyra förvarets funktion
- bergets hydrauliska konduktivitet skall vara tillräckligt låg
- reducerande förhållanden skall råda.

Förläggningsdjupet får å andra sidan inte väljas så stort att

- höga bergspänningar äventyrar bergrummens stabilitet under utförande- och deponeringsskedet
- att den naturliga temperaturen blir så hög att arbetsmiljöfrågorna inte kan bemästras på ett tillfredsställande sätt eller att uppställt krav på maximitemperaturen under förvaringsskedet (100°C) inte kan uppfyllas
- att undersökningar från markytan ej kan genomföras.

Resultaten av typområdesundersökningarna tillsammans med allmänna geologiska kunskaper visar att kraven enligt den första uppräknningen blir uppfyllda om förvaret förläggs på en nivå djupare än 400 à 500 m. Kraven enligt den andra uppräknningen torde praktiskt inte innebära någon begränsning så länge man håller sig högre upp än 1 000 m nivån.

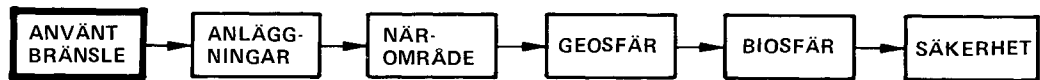
I ett senare skede, då det blir aktuellt att detaljutforma ett slutförvar på en viss plats, kommer särskilda studier att göras av lämpligt förvaringsdjup med hänsyn till de platsspecifika förhållandena samtidigt som en optimering av det totala barriärsystemet eftersträvas.

2.6 FLEXIBILITET OCH UTVECKLINGSMÖJLIGHETER

Dagens kunskapsläge, som utgör grunden för denna redovisning, ger tillräckligt underlag för att påvisa att en säker slutförvaring av använt kärnbränsle kan åstadkommas. Med den tekniska och vetenskapliga utveckling, som ständigt pågår, kommer det alltid i framtiden att finnas underlag för bättre lösningar än de, som vid ett visst tillfälle bedöms som bäst möjliga.

Den här föreslagna hanteringskedjan med 40 års övervakad mellanlagring av bränslet före slutförvaringen ger möjlighet till ett par decenniers fortsatta och mer detaljerade studier av metoder och material mot bakgrund av både ett förbättrat kunskapsunderlag och de mer preciserade säkerhetsnormer, som kan förutses bli framtagna bl a i internationellt samarbete.

3 ANVÄNT KÄRNBRÄNSLE



I detta kapitel beskrivs det använda kärnbränslet och ges en sammanställning av de bränsledata, som utgör underlag för den beskrivna hanteringskedjan och för säkerhetsanalysen.

3.1 FÖRUTSÄTTNINGAR

3.1.1 Mängd använt kärnbränsle

Den totala mängden använt kärnbränsle från det av riksdagen fastställda svenska kärnkraftprogrammet blir bl a beroende av hur länge de enskilda reaktorerna kommer att vara i drift. Det kan för dagen inte anges. Ingen reaktor skall dock drivas efter år 2010.

Beräkningarna i denna rapport är baserade på en total mängd använt bränsle motsvarande 6 000 ton uran, 4 550 ton från BWR och 1 450 ton från PWR. Därvid har, liksom i den rapport, Plan 82, som redovisats till nämnden för hantering av använt kärnbränsle /3-1/, antagits en drifttid för varje reaktor av 25 år. Skulle samtliga reaktorer hållas i drift till och med år 2010 blir den totala mängden använt bränsle något över 7 000 ton. Vid beräkningen har använts de utbränningsgrader som anges i tabell 3-1. De försiktiga avrundningar, som gjorts i olika led av beräkningarna och de marginaler, som lagts in, gör att alla slutsatser av någon betydelse blir oförändrade om den antagna mängden bränsle skulle öka med ca 20%.

3.1.2 Övriga förutsättningar

Som grund för mängdberäkningar och källstyrkor i denna rapport har följande antaganden gjorts.

- Som referensbränslen för hanteringsavsnitten används för BWR, bränsle avsett för Forsmark 3 och Oskarshamn 3 (ASEA-ATOM) och för PWR, Ringhals 3-bränsle (Westinghouse).
- Det använda bränslet inkapslas efter en avklingningsperiod av 40 år från det bränslet tagits ur reaktorn och deponeras direkt efter inkapslingen.
- Inkapslingen sker av hela bränsleknippen. Boxar från BWR-bränsle och borglasstavknippen från PWR separeras och slutförvaras separat.
- Vid beräkningen av nuklidinnehållet för säkerhetsanalysen antas allt bränsle härröra från PWR med utbränningen 38 000 MWd/tU. Detta leder till en överskattning av totala mängden radioaktiva ämnen i förvaret med drygt 20%.

3.2 ANVÄNT KÄRNBRÄNSLE, ALLMÄNT

Bränslet till en kärnreaktor utgörs av cylindriska kutsar av urandioxid, som är inneslutna i rör av en zirkoniumlegering (zircaloy). Rören med kutsarna kallas bränslestavar. De sammanhålls i bränsleelement, som hanteras som enheter. Härden i en lättvattenreaktor innehåller ett stort antal bränsleelement. Antalet bränsleelement och totala mängden uran varierar med reaktorns storlek och typ. För de i Sverige aktuella reaktorerna är uranmängden i härden mellan 70 och 126 ton. Kokarreaktorn (BWR) har lägre effekttäthet och större bränslemängd vid given storlek än tryckvattenreaktorn (PWR). Härdens bränsle förnyas successivt vid de årliga reaktoravställningarna. Varje bränsleelement bestrålas mellan tre och sju år, innan det når full utbränning. Denna varierar för närvarande mellan 25 000 - 35 000 megawatt-dygn per ton uran (MWd/tU) för BWR och 30 000 - 40 000 MWd/tU för PWR. Som framgår av tabell 3-1 planeras en ökad utbränning i framtiden.

Tabell 3-1. Planerad medelutbränning i svenska reaktorer (MWd/tU).

År för uttag	BWR	PWR
- 1985	30 000	34 000
1986 - 1990	32 000	38 000
1991 -	36 000	40 000

Vid användningen av bränslet uppkommer radioaktiva ämnen i bränsleelementen genom följande fysikaliska förlopp:

- kärnklyvning (fission) av uran och bildat plutonium ger klyvningsprodukter, exempelvis cesium -137 och strontium -90
- neutroninfångning i uran ger isotoper av ämnen, som är tyngre än uran (transuraner). Successiva neutroninfångningar ger allt tyngre ämnen, exempelvis neptunium (Np), plutonium (Pu), americium (Am) och curium (Cm)
- neutroninfångning i kapslingsrör och bränslets övriga metallde- lar ger aktiveringsprodukter, exempelvis kobolt -60 och nickel -59.

Tabell 3-2 ger exempel på sammansättningen av använt bränsle.

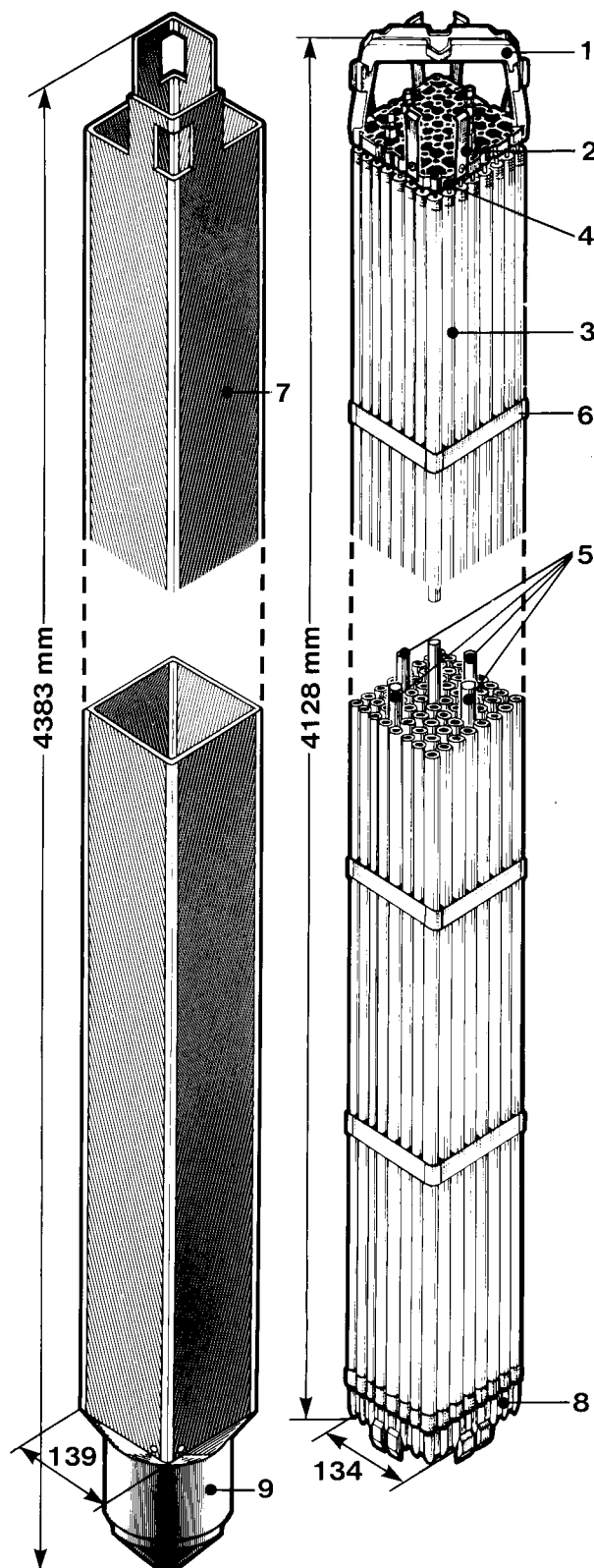
Tabell 3-2. Exempel på sammansättning av bränsle (viktspro- cent) vid uttag ur reaktorn

	BWR, 28 000 MWd/tU	PWR, 38 000 MWd/tU
Klyvningsprodukter	2,9	3,9
Uran (varav 0,6%-0,8% klyvbart)	96,2	95,1
Plutonium (cirka 75% klyvbart)	0,8	0,9
Övriga tunga nuklider	0,06	0,09

3.3 BESKRIVNING AV REFERENSBRÄNSLET

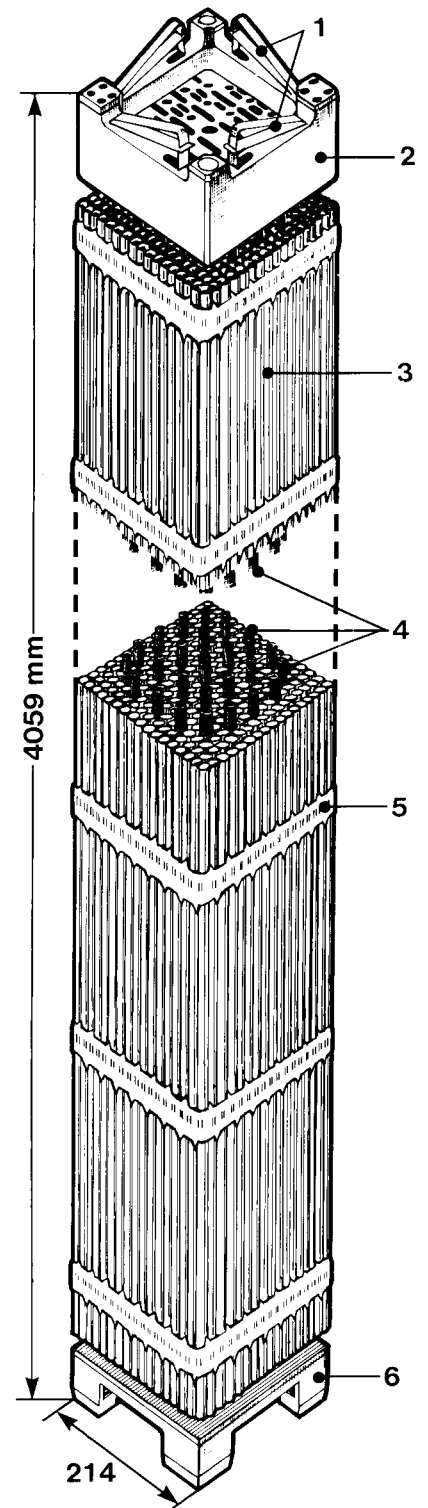
Bränsleelementen har olika utformning beroende på vilken typ av reaktor de är avsedda för /3-2/.

I figur 3-1 visas ett bränsleelement för reaktorerna Forsmark 3 och Oskarshamn 3 (ASEA-ATOM). Det består av ett bränsleknippe i en bränslebox. Bränsleknippet innehåller 64 stavar (3) varav en spridarhållarstav, som inte innehåller uran. Stavarna hålls i läge med en topplatta (4), en bottenplatta (8) och sex spridare (6). Fyra av bränslestavarna är bärande (5) och deras ändtappar går igenom topp- och bottenplattan och är låsta med muttrar. Övriga stavar har ändarna instuckna i hål i plattorna. Bränsleknippet lyfts med ett handtag (1) som är fäst vid topplattan. Stavknippet omges av en box (7) som upptill är försedd med lyftöron för hanteringen och nedtill med ett övergångsstycke (9) på vilket elementet vilar i reaktorn. Fjädrar (2) håller bränsleelementet på plats i reaktorhärden. Ett BWR-element väger ca 300 kg. Övriga data för bränslet ges i tabell 3-3.



- | | |
|---------------------|-------------------|
| 1 HANDTAG | 6 SPRIDARE |
| 2 FJÄDRAR | 7 BOX |
| 3 BRÄNSLESTAVKNIPPE | 8 BOTTENPLATTA |
| 4 TOPPLATTA | 9 ÖVERGÅNGSSTYCKE |
| 5 BÄRANDE STAV | |

Figur 3-1. Bränsleelement för en BWR-reaktor
(ASEA-ATOM)



- | |
|-------------------|
| 1 FJÄDER |
| 2 TOPPLATTA |
| 3 BRÄNSLESTAV |
| 4 STYRSTAVSLEDRÖR |
| 5 SPRIDARE |
| 6 BOTTENPLATTA |

Figur 3-2. Bränsleelement för en PWR-reaktor
(Westinghouse Ringhals 3 och 4)

Tabell 3-3. Data för obestrålade bränsleelement

Materialmängder (kg/element)	BWR (F3/03)	PWR (R3)
<u>Bränsleknippe</u>		
Uran	178	464
Syre i UO ₂	24	62
Fjädrar	2,2	5
Kapsling	48	105
Topplatta	1,6	8
Bottenplatta	1,1	6
Ledror för styrestavar		10
Spridare	0,9	6
Spridarhållarstav	0,8	-
Totalt	256	666
<u>Bränslebox</u>		
Höljerör	35	
Övergångsstycke	6	
Totalt	41	
<u>Övriga data</u>		
Antal bränslestavar per element	63	264
Stavdiameter (mm)	12,25/11,75	9,50
Stavlängd (mm)	3 998	3 852
Bränsleknippets längd (mm)	4 128	4 059
Bränsleknippets bredd (mm)	134	214
Topplattans bredd (mm)	151	
Bränsleboxens längd (mm)	4 383	
Bränsleboxens bredd (mm)	139	

Figur 3-2 visar ett bränsleelement för Ringhals 3 (Westinghouse). Det innehåller 289 positioner med 264 bränslestavar (3), 24 styrestavsledror (4) och ett ledror för neutronflödesmätning. Ledrören är fastsvetsade vid en topplatta (2) och fastskruvade med svetslåsta skruvar i en bottenplatta (6). De är även fast förbundna med åtta spridare (5). Bränslestavarna är fästade vid spridarna med fjädrar och är ej förbundna med botten- eller topplattan. Bränsleknippet hanteras med ett grepp i topplattan. Fjädrar på topplattan (1) spänner in bränslet i reaktorhärden. För PWR-bränsle används ingen box. Ett PWR-element väger ca 670 kg. Övriga data ges i tabell 3-3.

De i BWR- och PWR-elementen ingående konstruktionsdelarna tillverkas av rostfritt stål, inconel, incoloy eller zircaloy. Vissa bränsleelement i den första härden i en PWR-reaktor innehåller neutronabsorberande borglasstavvar. Borglasstavvarna sitter samman i knippen med 16, 20 eller 24 stavvar i varje. Knippena medföljer elementet vid uttaget. Data för dessa ges i tabell 3-4.

Tabell 3-4. Data för borglasstavsknippen, Ringhals 3

Antal knippen	68
Antal pinnar/knippe	16/20/24
Vikt/knippe (kg)	16/19/23
Knippets längd (mm)	3 850
Knippets bredd (mm)	168

Ovan har initialbränslet för F3/03 beskrivits. Övrigt BWR-bränsle avviker i detaljer från detta. Text förekommer BWR-bränsle med upp till fyra spridarhållarstavvar. I framtiden kan det också bli aktuellt att använda bränsle av sk SVEA-typ /3-3/ eller bränsle med fler bränslestavvar.

Referensbränslet för PWR är representativt för bränsle i Ringhals 3 och 4. I Ringhals 2 används bränsle med färre antal stavvar (204 bränslestavvar och 21 ledrör). Uranvikten är däremot nära densamma.

Ovan angivna skillnader i bränslets utformning har ingen påtaglig betydelse för den hantering och de utredningar som redovisas i denna rapport.

3.4 RADIOAKTIVITET OCH RESTEFFEKT I ANVÄNT KÄRNBRÄNSLE

I inkapslingsstationen sker en separat hantering av bränsleknippena å ena sidan och av bränsleboxarna och borglasstavsknippena å den andra. Källstykorna för dessa komponenter ges därför i skilda avsnitt.

3.4.1 Bränsleknippen

Bränsleknippena innehåller dels uranbränslet, dels bränslets metalldelar som bränslekapsling, topp- och bottenplatta, spridare etc. Sammansättningen av uranbränslet i stort ges i tabell 3-2. Det innehåller klyvningsprodukter, uran, plutonium och övriga genom successiv neutroninfångning bildade transuraner, liksom dessa ämnens sönderfallsprodukter. Bränslets metalldelar innehåller aktiveringsprodukter.

De i det följande givna data för aktivitetsinnehåll i bränsleknippet har beräknats med datorprogrammet ORIGEN 2 /3-4/. Vid beräkningen har data för PWR-bränsle med utbränningen 38 000 MWd/tU använts (referensbränsle). Beräkningarna beskrivs närmare i /3-5/ och /3- 2/, där även data för BWR-bränsle och för andra utbränningar redovisas.

I tabell 3-5 ges aktiviteten för de viktigaste tunga nukliderna och deras dotterprodukter vid olika tider efter uttag. Sönderfallsscheman för dessa nuklider visas i figur 3-3. Tabell 3-6 ger aktiviteten i klyvningsprodukter vid olika tider och tabell 3-7 motsvarande data för aktiveringsprodukterna. I figur 3-4 visas så hur den totala aktiviteten i bränsleknippet avtar med tiden.

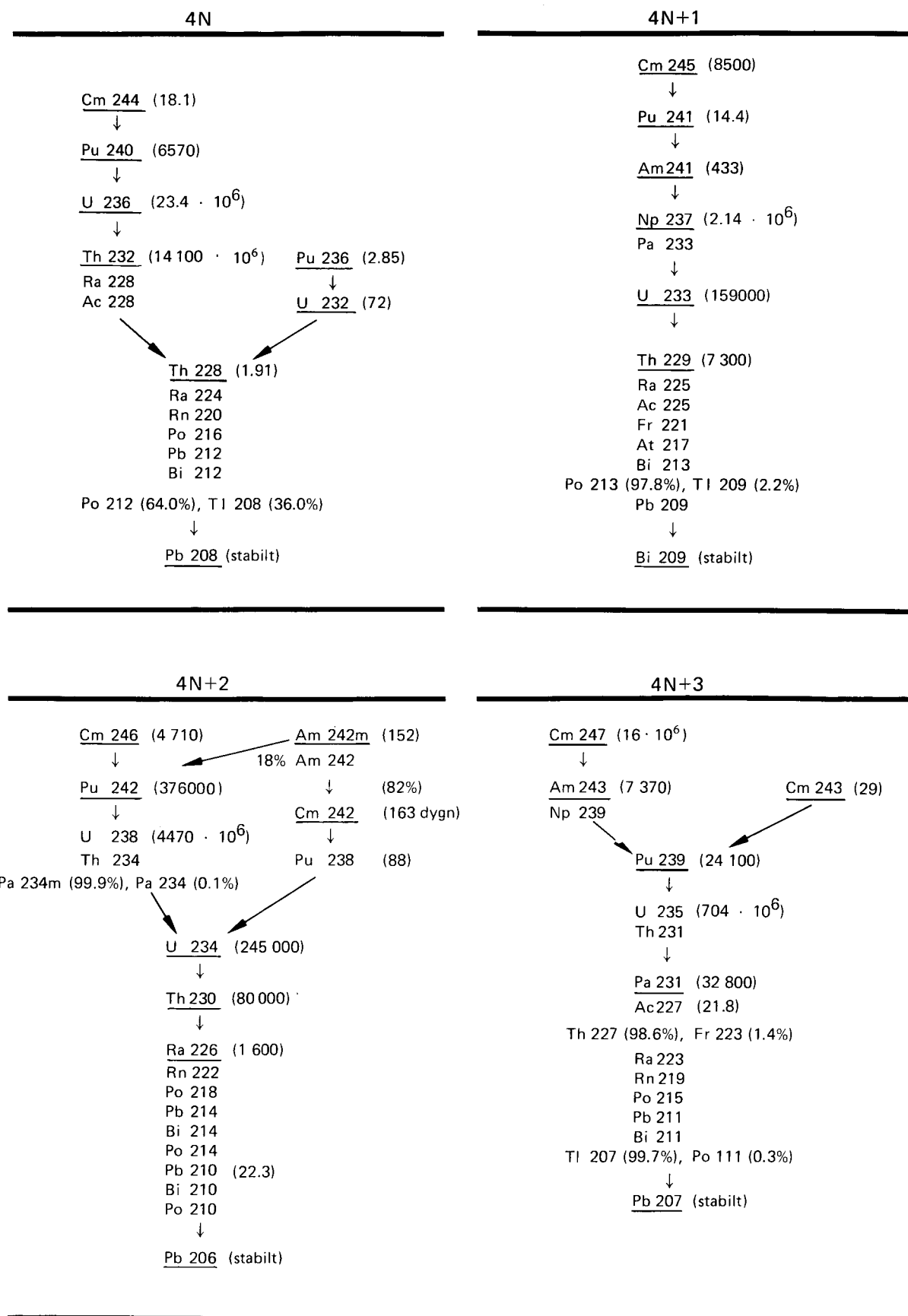
Effekttätheten vid reaktordrift ligger mellan 20 och 40 MW/tU. Vid avstängning av reaktorn och uttag av det utbrända bränslet avger detta fortfarande en viss effekt, den s k resteffekten, som härrör från sönderfall av bildade radionuklider. Resteffekten är emellertid liten i förhållande till drifteffekten och avtar med tiden. En minut efter avstängningen är effekten nere i 5% av drifteffekten och fortsätter sedan hastigt att sjunka. I tabell 3-8 samt fig 3-5 ges resteffekten i referensbränslet vid olika avklingningstider längre än ett år, /3-5/.

Strontium-90 och cesium-137 dominerar resteffekten i början. De tunga nukliderna överväger efter något över hundra år. Resteffekten sjunker i stort sett två tiopotenser mellan ett och tusen år i använt bränsle.

3.4.2 Bränsleboxar och borglasstavar

Totalt erhålls ca 25 000 bränsleboxar och 204 borglasstavknippen. Vid beräkningen av antalet bränsleboxar har dessa antagits användas endast en gång. I verkligheten kommer en del bränsleboxar att användas flera gånger, varför antalet blir färre. Här förutsätts dock det högre antalet.

Bränsleboxarna och borglasstavknippena innehåller enbart inducerad aktivitet. I tabell 3-9 och figur 3-6 visas totala aktiviteten i dessa komponenter vid olika tidpunkter. Effekttutvecklingen i detta avfall är låg, storleksordningen 1 W/t efter 40 år.



Figur 3-3. De tunga nuklidernas sönderfallskedjor. Halveringstiderna står angivna inom parentes. De är angivna i år. Kortare halveringstider än 20 år har i allmänhet inte tagits med. N är ett heltal. Nuklider i kedjan 4N har atomvikter som är jämnt delbara med 4. Alla tunga nuklider finns i dessa sönderfallskedjor. Ingen koppling finns mellan dem.

Tabell 3-5. Radioaktivitet hos tunga nuklider (GBq/tU) i använt bränsle (PWR, 38 000 Mwd/tU)

Nuklid	Halveringstid (år)	Aktivitet (GBq/tU) efter						
		40 år	100 år	1 000 år	10 000 år	100 000 år	1 M år	10 M år
243 _{Am}	7 370	1 200	1 200	1 100	480	0,1		
239 _{Np}	*	1 200	1 200	1 100	480	0,1		
241 _{Am}	433	180 000	190 000	44 000	5,9	0,004		
242 _{Pu}	376 000	110	110	110	100	89	18	
241 _{Pu}	14,4	930 000	52 000	12	5,9	0,004		
240 _{Pu}	6 570	14 000	14 000	13 000	4 800	0,35		
239 _{Pu}	24 100	11 000	11 000	11 000	8 100	630		
237 _{Np}	2,14 x 10 ⁶	16	19	48	56	56	41	2,3
233 _{Pa}	*	16	19	48	56	56	41	2,3
238 _U	4 470 x 10 ⁶	12	12	12	12	12	12	12
234 _{Th}	*	12	12	12	12	12	12	12
234 _{mpa}	*	12	12	12	12	12	12	12
236 _U	23,4 x 10 ⁶	10	10	10	13	14	13	10
235 _U	704 x 10 ⁶	0,52	0,52	0,52	0,59	0,89	0,89	0,89
231 _{Th}	*	0,52	0,52	0,52	0,59	0,89	0,89	0,89
234 _U	245 000	52	67	89	85	70	16	12
233 _U	159 000	0,003	0,007	0,15	2,3	20	44	2,3
232 _U	72	0,78	0,44	-	-	-	-	-
231 _{Pa}	32 800	0,001	0,002	0,011	0,11	0,70	0,89	0,89
227 _{Ac}	*	0,0007	0,001	0,011	0,11	0,70	0,89	0,89
227 _{Th}	*	0,0007	0,001	0,011	0,11	0,70	0,89	0,89
223 _{Ra}	*	0,0007	0,001	0,011	0,11	0,70	0,89	0,89
219 _{Rn}	*	0,0007	0,001	0,011	0,11	0,70	0,89	0,89
215 _{Po}	*	0,0007	0,001	0,011	0,11	0,70	0,89	0,89
211 _{Pb}	*	0,0007	0,001	0,011	0,11	0,70	0,89	0,89
211 _{Bi}	*	0,0007	0,001	0,011	0,11	0,70	0,89	0,89
207 _{Tl}	*	0,0007	0,001	0,011	0,11	0,70	0,89	0,89
230 _{Th}	80 000	0,018	0,048	0,74	7,4	44	18	12
229 _{Th}	7 300	-	-	0,006	0,81	18	44	2,3
225 _{Ra}	*	-	-	0,006	0,81	18	44	2,3
225 _{Ac}	*	-	-	0,006	0,81	18	44	2,3
221 _{Fr}	*	-	-	0,006	0,81	18	44	2,3
217 _{At}	*	-	-	0,006	0,81	18	44	2,3
213 _{Bi}	*	-	-	0,006	0,81	18	44	2,3
213 _{Po}	*	-	-	0,006	0,81	18	44	2,3
209 _{Pb}	*	-	-	0,006	0,81	18	44	2,3
226 _{Ra}	1 600	-	0,001	0,13	5,9	44	18	12
222 _{Rn}	*	-	0,001	0,13	5,9	44	18	12
218 _{Po}	*	-	0,001	0,13	5,9	44	18	12
214 _{Pb}	*	-	0,001	0,13	5,9	44	18	12
214 _{Bi}	*	-	0,001	0,13	5,9	44	18	12
214 _{Po}	*	-	0,001	0,13	5,9	44	18	12
210 _{Pb}	*	-	0,001	0,13	5,9	44	18	12
210 _{Bi}	*	-	0,001	0,13	5,9	44	18	12
210 _{Po}	*	-	0,001	0,13	5,9	44	18	12
Totalt		1,3 x 10⁶	330 000	71 000	15 000	1 600	760	210

* Dotternuklid i jämvikt med modernukliden.

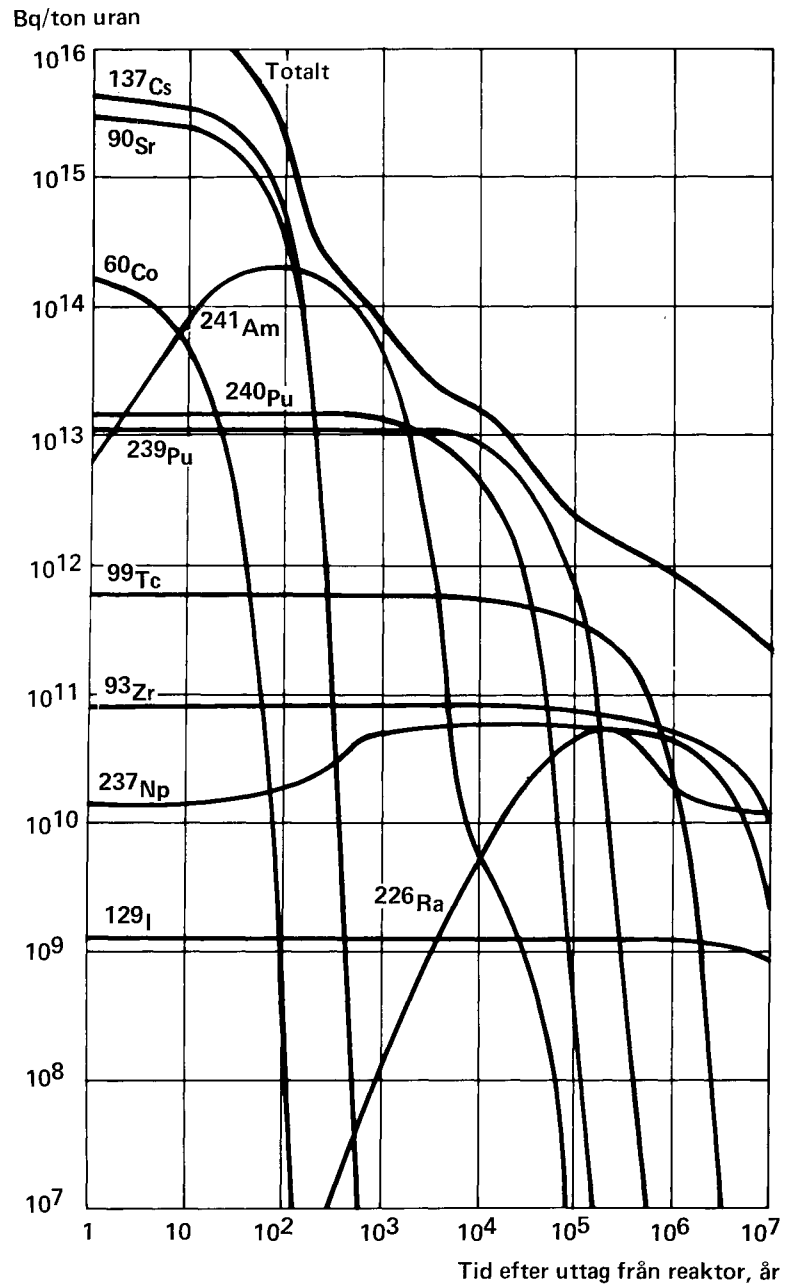
Tabell 3-6. Klyvingsprodukter (GBq/tU) i använt bränsle (PWR, 38 000 Mwd/tU)

Nuklid	Halveringstid (år)	Aktivitet (GBq/tU) efter						
		40 år	100 år	1 000 år	10 000 år	100 000 år	1 M år	10 M år
³ H	12,3	2 500	85					
¹⁴ C	5 730	0,005	0,005	0,004	0,002			
⁷⁹ Se	65 000	17	17	17	16	5,9		
⁸⁵ Kr	10,7	28 000	590					
⁹⁰ Sr	28,8	1,1 x 10 ⁶	270 000					
⁹⁰ Y	*	1,1 x 10 ⁶	270 000					
⁹³ Zr	1,5 x 10 ⁶	74	74	74	74	70	48	0,81
^{93m} Nb	*	63	70	70	70	67	44	0,78
⁹⁹ Tc	214 000	560	560	560	520	410	21	
¹⁰⁷ Pd	6,5 x 10 ⁶	5,2	5,2	5,2	5,2	5,2	4,8	1,9
¹²⁶ Sn	100 000	34	34	34	31	17	0,033	
^{126m} Sb	*	34	34	34	31	17	0,033	
¹²⁶ Sb	*	4,8	4,8	4,8	4,4	2,4	0,004	
¹²⁹ I	16 x 10 ⁶	1,3	1,3	1,3	1,3	1,3	1,3	0,85
¹³⁵ Cs	3 x 10 ⁶	14	14	14	14	14	11	0,7
¹³⁷ Cs	30,2	1,7 x 10 ⁶	440 000					
^{137m} Ba	*	1,6 x 10 ⁶	410 000					
¹⁵¹ Sm	90	10 000	6 700	6,3				
Totalt		5,7 x 10 ⁶	1,4 x 10 ⁶	810	780	600	130	5,0

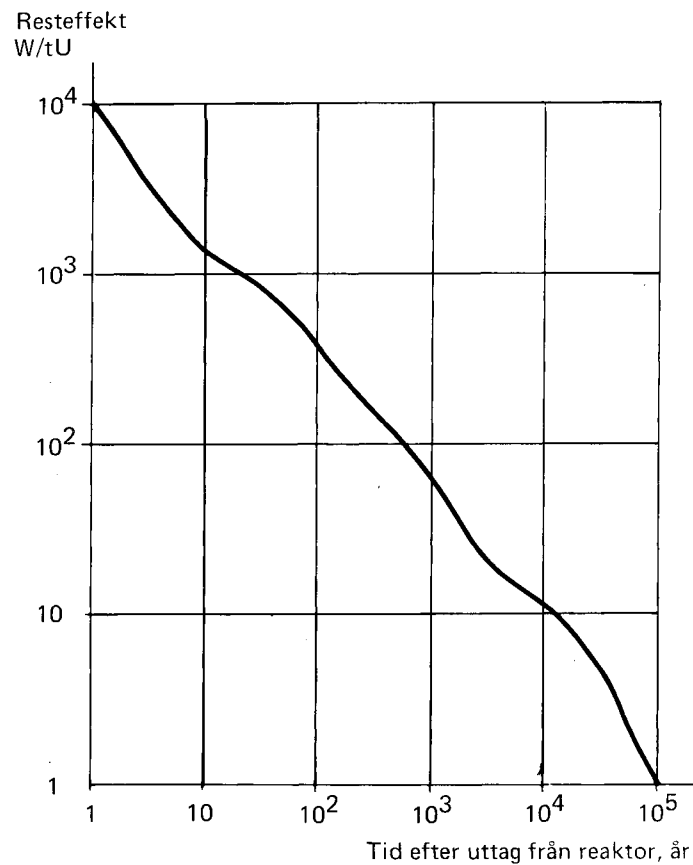
* Dotternuklid i jämvikt med modernukliden.

Tabell 3-7. Inducerad aktivitet i bränslets metalldelar fördelad på nuklider, PWR
(ej bränsleboxar och borglasstavar)

Nuklid	Halveringstid (år)	Aktivitet (GBq/tU) efter						
		40 år	100 år	1 000 år	10 000 år	100 000 år	1 M år	10 M år
¹⁴ C	5 730	12	12	11	3,6	-	-	-
⁶⁰ Co	5,3	910	0,3	-	-	-	-	-
⁵⁹ Ni	75 000	140	140	140	130	60	0,02	-
⁶³ Ni	100	17 000	11 000	12	-	-	-	-
⁹³ Zr	1,5 x 10 ⁶	3,7	3,7	3,7	3,7	3,5	2,3	0,04
^{93m} Nb		1,5	3,7	3,7	3,7	3,5	2,3	0,04
⁹⁴ Nb	20 000	12	12	11	8,2	0,36	-	-
Totalt		18 000	11 000	180	150	70	5	0,1



Figur 3-4. Radioaktivitet i använt bränsle. Diagrammet visar radioaktiva ämnen i ett PWR-bränsleknippe med utbränningen 38000 MWd/tU, effekttätheten 38,5 MW/tU och anrikningen 3,2 % av uran-235.



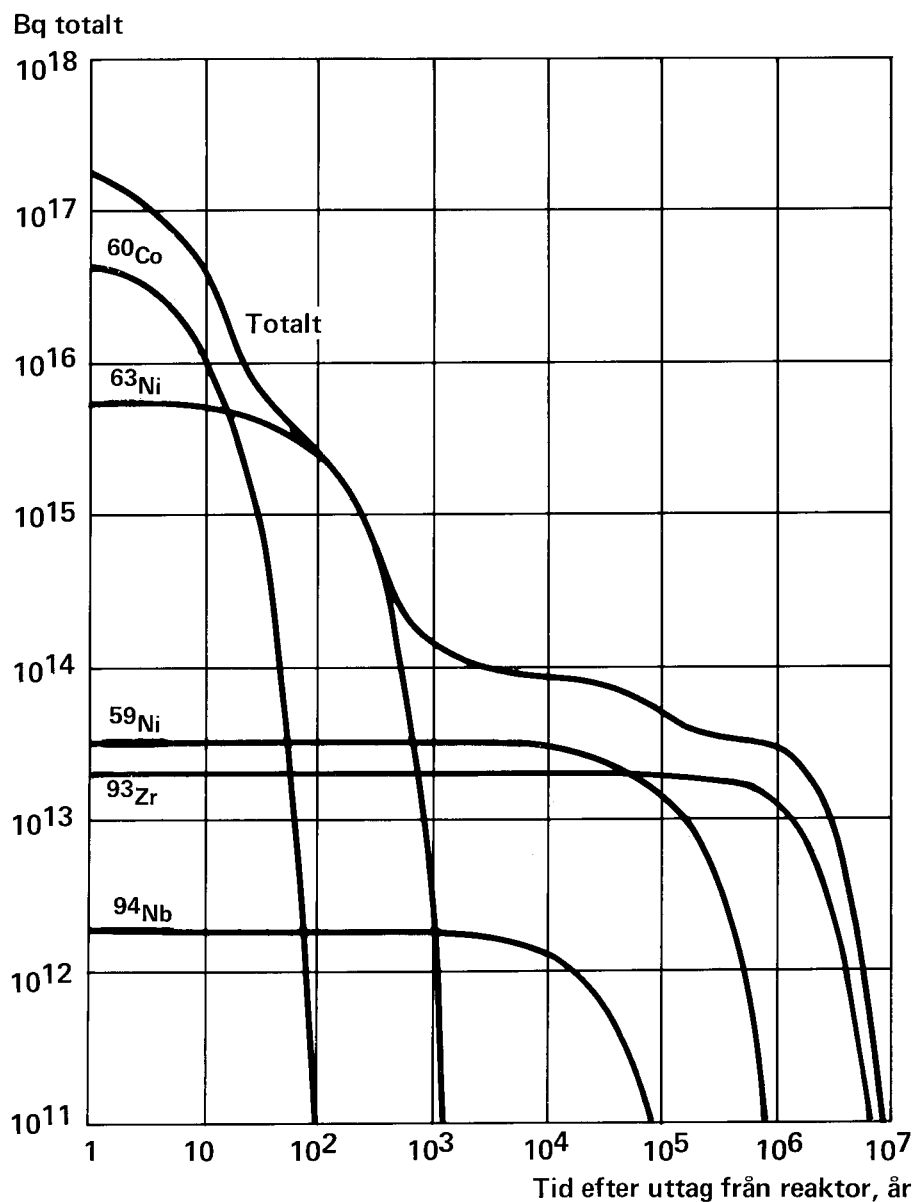
Figur 3-5. Resteffekt i använt bränsle från PWR. Utbränningen är 38000 MWd/tU, effekttätheten 38,5 MW/tU och anrikningen 3,2 % uran -235.

Tabell 3-8. Resteffekt i använt bränsle;
 PWR 38 000 MWd/tU, 38,5 MW/tU, 3,2% U-235
 BWR 33 000 MWd/tU, 22,0 MW/tU, 2,8% U-235.

Tid (år efter uttag)	Effekt (W per ton uran)					
	PWR			BWR		
	FP	HN	Totalt	FP	HN	Totalt
1	9 600	330	9 900	6 800	280	7 100
10	1 000	320	1 300	860	280	1 100
40	440	310	740	370	270	650
100	110	250	360	90	230	320
1 000	0,023	61	61	0,020	57	57
10 000	0,022	12	12	0,019	11	11

FP = klyvningsprodukter (Fission Products)

HN = tunga nuklider (Heavy Nuclides)



Figur 3-6. Radioaktivitet i bränsleboxar och borglasstavknippen. Totalt i förvaret.

Tabell 3-9. Inducerad aktivitet i bränsleboxar och borglasstavar (totalt i förvaret).

Nuklid	Halveringstid (år)	Aktivitet (TBq) efter						
		40 år	100 år	1 000 år	10 000 år	100 000 år	1 M år	10 M år
^{14}C	5 730	59	59	53	18	0,3	-	-
^{60}Co	5,3	210	0,07	-	-	-	-	-
^{59}Ni	75 000	33	33	32	30	14	0,006	-
^{63}Ni	100	3 800	2 400	2,8	-	-	-	-
^{93}Zr	$1,5 \times 10^6$	20	20	20	20	19	12	0,02
$^{93\text{m}}\text{Nb}$	8,9	20	20	20	20	19	12	0,02
^{94}Nb	20 000	1,9	1,9	1,8	1,3	0,06	-	-
Totalt		4 100	2 600	130	90	52	30	0,04

1 TBq (tera bequerel) = 1 000 GBq (gigabequerel)

3.5 VARIATIONER OCH OSÄKERHETER I DATA

De i avsnitt 3.4 givna data hänför sig till ett speciellt fall, PWR-bränsle (Ringhals 3) med utbränningen 38 000 MWd/tU. Detta har valts som utgångspunkt för säkerhetsanalysen. Antagandet att allt bränsle är av denna typ och har denna utbränning innebär en överskattning av det totala aktivitetsinnehållet i slutförvaret. I detta avsnitt diskuteras olika faktorer som påverkar uppskattat aktivitetsinnehåll och resteffekt.

3.5.1 Bränsletyp

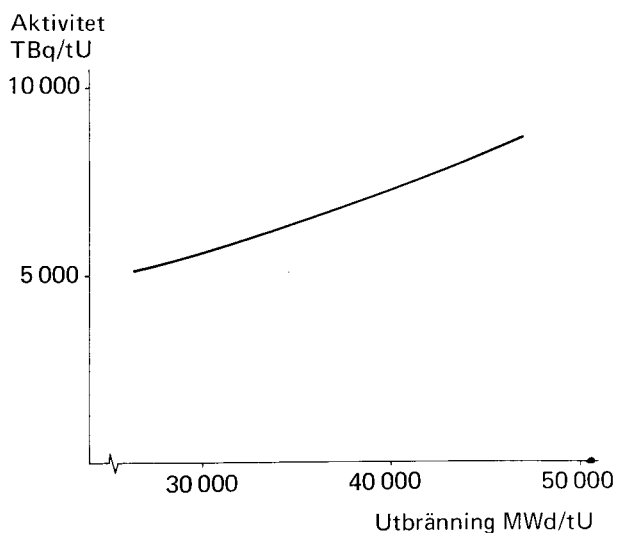
Som nämnts används olika typer av bränsle i PWR och i BWR. Driftförhållandena i bränslet skiljer sig också, och PWR-bränsle erhåller som regel en högre utbränning. Det har därför även en högre initialanrikning. För bränsle som erhållit samma utbränning har dessa skillnader endast marginell inverkan på sammansättningen av långlivade radioaktiva produkter i bränslet. Skillnaden är mindre än 10%. Under åren närmast efter uttag ur reaktorn är skillnaderna större, till följd av skillnaden i effekttäthet men redan efter 10 år har de jämnats ut. Detta gäller även för resteffekten.

Genom förbättringar i den reaktor fysikaliska dimensioneringen av bränslet kommer man i framtiden att kunna uppnå högre utbränningar i bränslet utan att öka anrikningen. Genom att bränslet utnyttjas effektivare minskar resthalten uran-235.

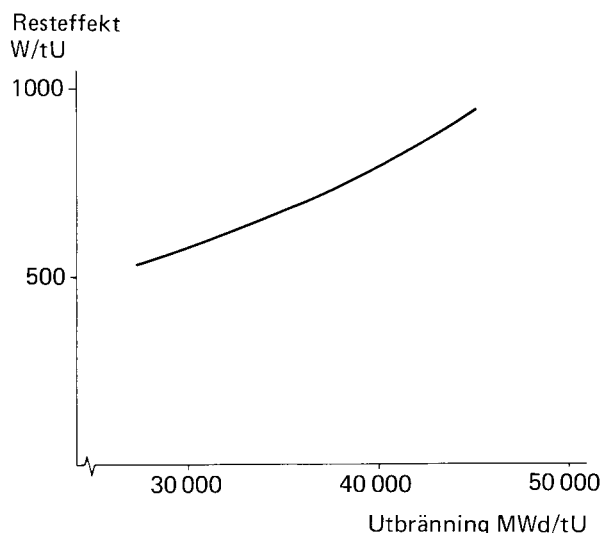
3.5.2 Utbränning

Utbränningen påverkar direkt aktivitetsinnehållet i det använda bränslet och därmed även resteffekten såsom framgår av figur 3-7 och 3-8. Detta har betydelse för tidpunkten när bränslet skall deponeras och för hur mycket bränsle, som kan placeras i en kapsel.

I avsnitt 3.2 anges att medelutbränningen för BWR-bränsle för närvarande är ca 30 000 MWd/tU och för PWR-bränsle ca 34 000 MWd/tU, och att denna planeras öka enligt tabell 3-1. Dessa värden gäller för normalt ersättningsbränsle. Bränslet i reaktornernas starthärddar uppnår en lägre utbränning, vilket även blir fallet för en del av bränslet i den sista härden. Totalt för det svenska kärnkraftsprogrammet kommer det därför att finnas använt bränsle med mycket olika utbränningar, mellan 10 000 och 50 000 MWd/tU. Huvuddelen kommer att finnas i området 30 000 - 40 000 MWd/tU och medelvärdet för den totala mängden, ca 6 000 ton bränsle blir ca 30 000 MWd/tU. Vid denna utbränning är resteffekten ca 580 W/tU 40 år efter uttag ur reaktorn.



Figur 3-7. Total aktivitet i använt bränsle 40 år efter uttag ur reaktorn.



Figur 3-8. Resteffekt i använt bränsle 40 år efter uttag ur reaktorn.

3.5.3 Återcykling av plutonium och uran

De data som redovisas i detta kapitel är beräknade för rent uranbränsle. En del svenskt bränsle avses enligt gällande planer bli upparbetat. Det plutonium och uran som därvid erhålls avses bli återanvänt i svenska reaktorer. Detta har beskrivits i /3-6/. Den typ av bränsle, som då används, MOX-bränsle, kommer att innehålla en större halt av transuraner och ha en högre resteffekt. Hur stor ökningen blir är beroende av om återanvändningen sker i BWR eller PWR. I /3-6/ konstateras att dessa förändringar endast marginellt påverkar de åtgärder som krävs för en säker hantering och slutförvaring av det använda bränslet. MOX-bränsle behandlas ej ytterligare här.

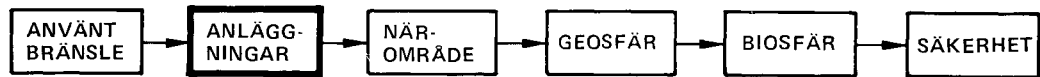
3.5.4 Beräkningsprogrammets noggrannhet

Aktivitetssinnehållet i det använda bränslet har beräknats med datorprogrammet ORIGEN 2. Det innehåller en förenklad modell för neutronflödesberäkningen. Programmet har ursprungligen utvecklats för beräkning av bildade klyvningsprodukter i bränslet, men senare anpassats till att även medge beräkning av uppbyggnaden av tunga nuklider.

Halten klyvningsprodukter har i tidigare versioner av ORIGEN-programmet överskattats för de viktigare nukliderna. Det nya databibliotek, som nu används, ger lägre värden som stämmer bättre med uppmätta.

För att uppskatta noggrannheten i beräkningen av tunga nuklider jämförs i /3-5/ nuklidhalter beräknade med ORIGEN 2 med resultat från beräkningar med cellberäkningsprogrammet CASMO /3-7/. För vissa nuklider är avvikelserna relativt stora (~30%). Dessa avvikelser slår emellertid inte igenom på de säkerhetsmässigt domineranta nukliderna. CASMO har i sin tur jämförts mot mätningar, varvid små avvikelser (<10%) konstaterats /3-7/.

4 ANLÄGGNINGAR OCH UTRUSTNINGAR

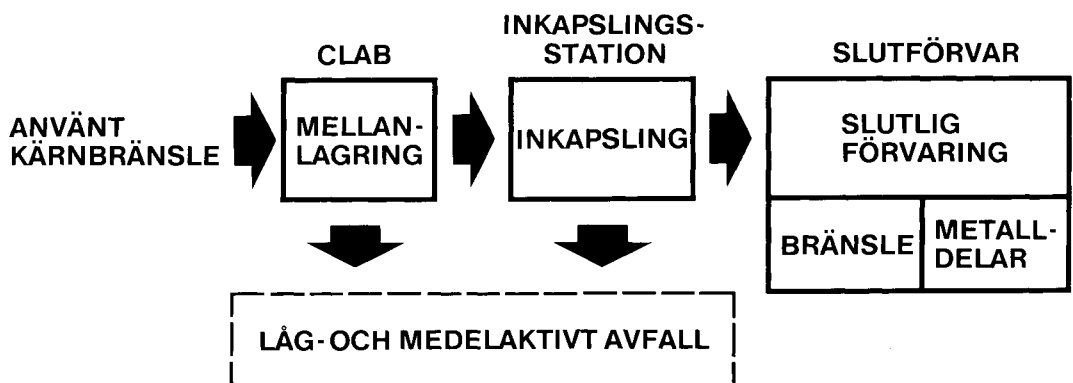


Detta kapitel beskriver de anläggningar som erfordras för att behandla och slutligt förvara använt kärnbränsle. Beskrivningen avser främst anläggningarnas funktion och dimensionering. Egenskaper hos och kvalitetskrav på kopparkapsel samt buffert- och återfyllningsmaterial behandlas i kapitel 9 och 10. Den radiologiska säkerheten under driftskedet behandlas i kapitel 19.

4.1 ALLMÄNT

De anläggningar som erfordras för att genomföra slutförvaringen och därmed sammanhängande verksamhet visas schematiskt i figur 4-1.

Det system som erfordras för transporter mellan anläggningarna är under uppbyggnad och till väsentliga delar godkänt av myndigheterna för transport av använt kärnbränsle. Det centrala lagret för använt kärnbränsle CLAB är under uppförande och föremål för



Figur 4-1. Anläggningar ingående i slutförvarssystemet för använt kärnbränsle.

myndigheternas löpande detaljgranskning. Båda dessa anläggningar behandlas därför endast kortfattat i orienterande syfte.

Anläggningen för inkapsling och slutförvaret behandlas något utförligare, då de avser en verksamhet, som tidigare inte förekommit och heller inte varit föremål för någon myndighetsgranskning. Hanteringen inom dessa anläggningar består till stora delar av operationer, som har förebilder inom verkstadsindustri eller kärnkraftindustri. Beskrivningen nedan syftar främst till att påvisa att hanteringen kan genomföras, så att gällande radiologiska säkerhetskrav för omgivning och personal uppfylles.

Vid driften av både CLAB och inkapslingsstationen uppkommer radioaktivt driftavfall vid vattenrening och driftunderhåll. Detta avfall är av samma karaktär som det avfall, som kommer från kärnkraftstationerna (filter, jonbytarmassor och sopavfall). Hanteringen av detta låg- och medelaktiva avfall behandlas inte här. Det kommer att omhändertas på motsvarande sätt som kärnkraftstationernas driftavfall.

De beskrivna anläggningarna har utformats och dimensionerats med förutsättningen att allt svenskt använt kärnbränsle skall direktdeponeras. Redovisningen skiljer sig i detta avseende från vad som anges i SKBFs rapport till Nämnden för hantering av använt kärnbränsle - Plan 82 - där 850 ton bränsle förutsattes bli upparbetade i enlighet med ingångna avtal och resten direktdeponerat.

Upparbetning av en mindre del av hela mängden använt bränsle påverkar inte den principiella utformningen av de här beskrivna anläggningarna och dimensioneringen påverkas endast marginellt.

4.2 TRANSPORTSYSTEM

I SKBFs regi har ett transportsystem för radioaktiva restprodukter byggts upp. För säkerheten vid transport av använt bränsle är de specialkonstruerade transportbehållarna av central betydelse. Dessa transportbehållare skall uppfylla kraven i IAEAs rekommendationer, vilka bl a innebär att de skall klara vissa hållfasthetsprov (fall mot stumt underlag), brandprov och nedsänkning i vatten utan att förlora sin täthet.

De behållare som för närvarande används för de svenska transporterarna har beteckningen TN 17/Mk 2, se figur 4-2. De väger tomma ca 76 ton och rymmer en bränslemängd av ca 3 ton uran, antingen 17 BWR-element eller 6 PWR-element. De är avsedda för torr transport. Behållarens inre fylls med kvävgas och hålls vid undertryck (ca 0,5 bar). Behållarna har godkänts för användning av Statens Kärnkraftinspektion, SKI /4-1/.

För att transportera använt bränsle från kärnkraftverken till CLAB och från kärnkraftverken till den franska upparbetningsan-



Figur 4-2. Transportfordon med transportbehållare för utbränt kärnbränsle samt M/S Sigyn i bakgrunden.

läggningen i La Hague togs ett svenskt transportsystem i drift vid årsskiftet 1982/83. Det består, förutom av transportbehållarna, av ett specialbyggt fartyg och ett terminaltransportfordon.

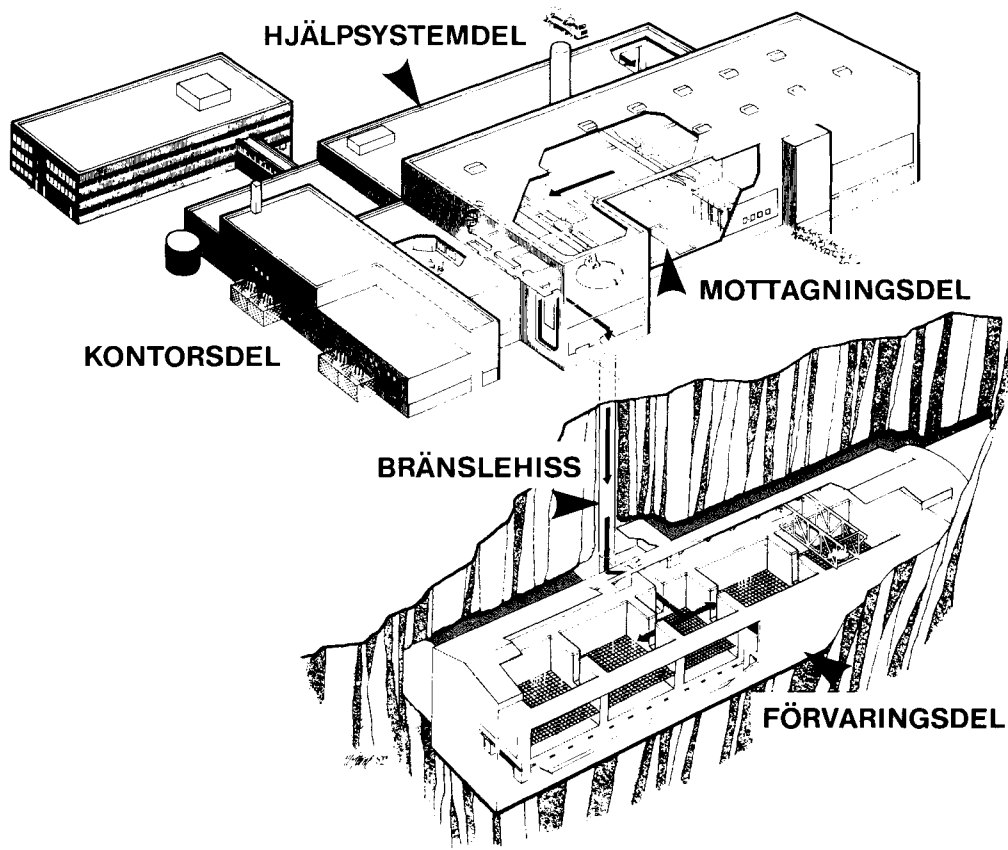
Fartyget är 90 m långt och 18 m brett. Transportbehållarna kan antingen köras ombord via en akterramp in i lastrummet eller lyftas ombord med kran genom lastluckorna. Behållarna ställs av i fasta positioner och surras till lastdäcket. Fartyget tar maximalt 10 st transportbehållare.

För säker drift har fartyget dubbel bordläggning och botten. Det har dubbla maskiner, placerade i sidoutrymmena på ömse sidor om lastrummet, dubbla propellrar och roder, samt bogpropeller. Bland säkerhetssystemen ombord kan nämnas omfattande navigations- och kommunikationssystem, utrustning för mätning av strålning med larm till bryggan, brandlarm och släckningssystem samt utrustning för att underlätta lokalisering och bärgning om fartyget har sjunkit.

4.3

CENTRALT LAGER FÖR ANVÄNT BRÄNSLE, CLAB

Det centrala lagret för använt bränsle, CLAB, är beläget på Simpevarpshalvön, i anslutning till OKGs kärnkraftstation. Anlägg-



Figur 4-3. Perspektivskiss av centralt lager för använt bränsle (CLAB).

ningsarbetena påbörjades i maj 1980. Anläggningen skall vara färdig för mottagning av använt bränsle i januari 1985. Full mottagningskapacitet beräknas uppnås under andra halvåret 1985.

Koncessionsinnehavare och ägare av CLAB är SKBF. Enligt avtal svarar OKG för uppförandet och senare även för driften av CLAB.

CLAB skall ta emot använt bränsle från samtliga 12 svenska kärnkraftblock för 40-årig mellanlagring i avvaktan på att bränslet slutförvaras. Den del av CLAB, som nu är under byggnad, har en lagringskapacitet på 3 000 ton bränsle. Platsen är förberedd för utbyggnad med ytterligare förvaringsutrymmen.

Anläggningen, se fig 4-3 och /4-2/, består ovan jord av en mottagningsbyggnad med bassänger, hjälpsystembyggnad och elbyggnad med kontrollrum samt under jord av bergrum med förvaringsbassänger. Två schakt förbinder förvaringsdelen med ovanjordsdelen, ett för vertikal transport av förvaringskassetter med bränsleelement, och ett för persontransport, vatten, el och ventilation. Från förvaringsdelen leder även en bergtunnel till markytan.

Det använda bränslet anländer till CLAB i transportbehållare av den typ som beskrivs i avsnitt 4.2. Transportfordonet med behållaren körs in i en sluss i mottagningsbyggnaden. Behållaren placeras i en sk nedkylningscell och ansluts till ett vattensystem

för kylning och dekontaminering. Därefter flyttas behållaren till en av de två mottagningsbassängerna, där locket tas av och ersätts med en anslutningskonstruktion, som tätar mot ett bjälklag i bassängen. När en tät anslutning har erhållits tas det inre locket av. Denna konstruktion innebär, att vattnet inuti behållaren aldrig kommer i kontakt med behållarens utsida utan endast med den bassängdel där bränsleelementen lyfts ur behållaren. Bränslet placeras vid urlastningen i flyttbara bränsleställ, s k kassetter, rymmande 16 BWR- eller 5 PWR-element. Kassetterna med bränslet förflyttas därefter ner till sina positioner i någon av de fyra förvaringsbassängerna under jord. Den vertikala förflyttningen sker i en vattenfylld hissbehållare till en central bassäng i förvaringsdelen.

Förvaringsbassängerna innehåller ca 3 000 m³ vatten vardera. Det renas och kyls kontinuerligt. Varje bassäng rymmer 750 ton bränsle. Kassetterna flyttas till sina förvaringspositioner med en travers.

4.4 INKAPSLINGSSTATION

4.4.1 Allmänt

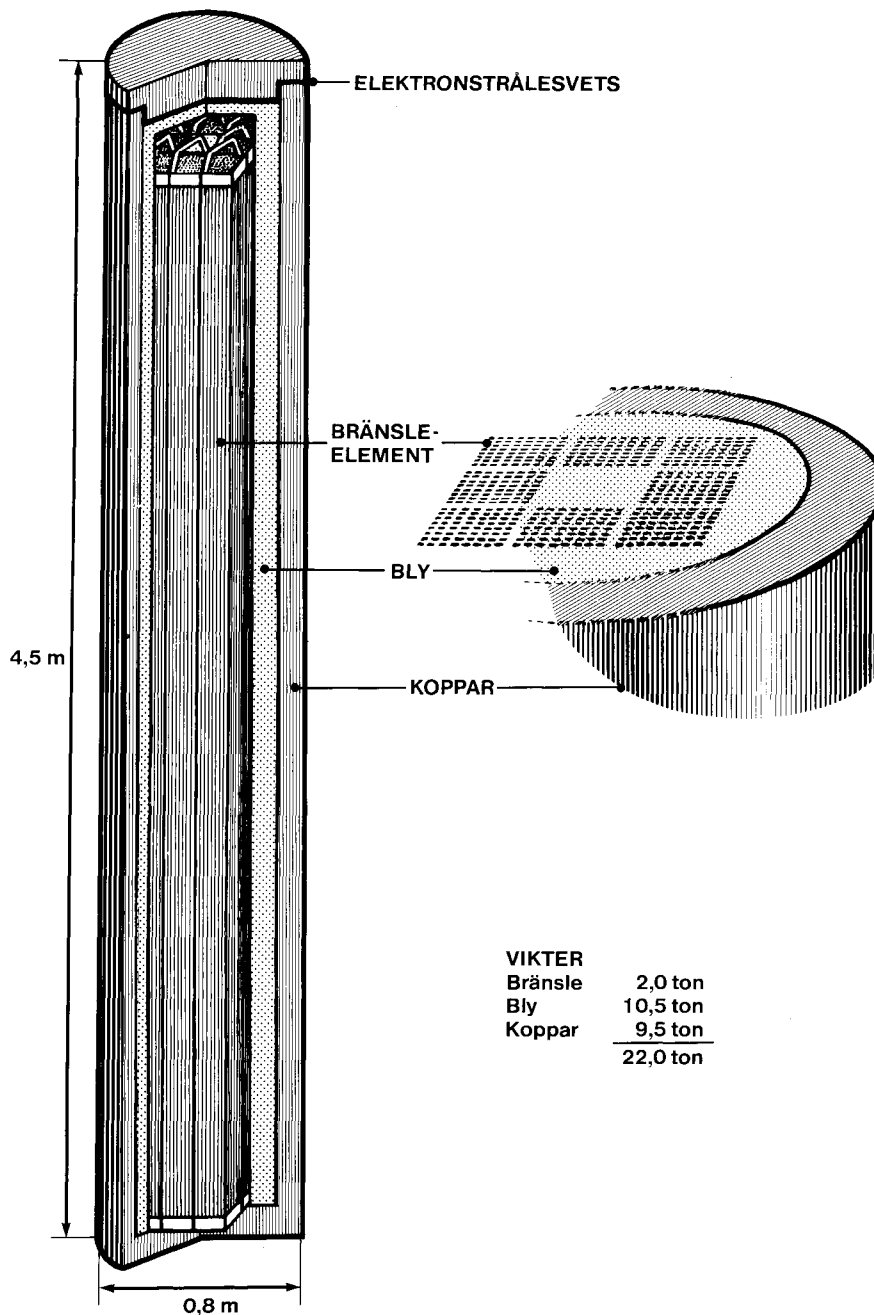
Före den slutliga deponeringen skall bränslet inneslutas i en kopparkapsel. Detta sker i inkapslingsstationen /4-3/.

Det använda bränslet kommer till inkapslingsstationen i transportbehållare enligt avsnitt 4.2.

Anläggningen dimensioneras för tillverkning av fem kapslar per vecka vardera med ett bränsleinnehåll motsvarande 1.4 ton uran. Detta ger en god marginal till den deponeringstakt som svarar mot det årliga bränsleflödet från 12 reaktorer (ca 200 ton eller 140 kapslar per år). En del av BWR-bränslet är försett med boxar och en del av PWR-bränslet har borglasstavar. Boxarna och borglasstavarna separeras från bränsleelementen och gjuts in i betongkokiller.

4.4.2 Inkapslingsprocessen

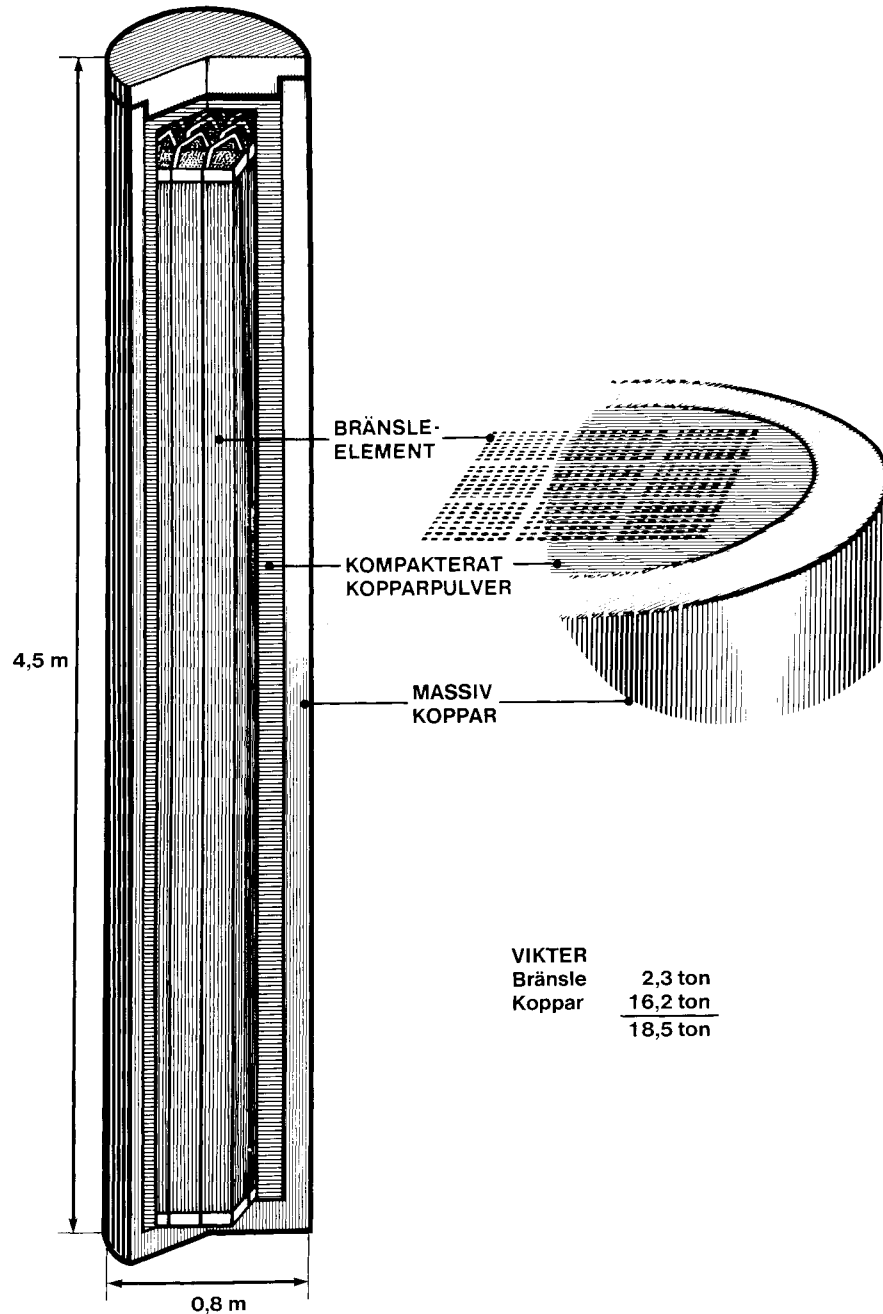
Två olika metoder för tillverkning av kopparkapslarna har studerats. I den ena placeras bränsleelementen i en förtillverkad kapsel och hålrummen fylls med smält bly, varefter ett tättslutande lock svetsas på, se fig 4-4. I den andra metoden fylls hålrummen med kopparpulver och ett lock läggs på, varefter paketet behandlas i en ugn för het isostatisk pressning (HIP) där det hela sammanpressas till en solid kropp, se fig 4-5. Båda metoderna är användbara och för dagen finns inte underlag för att ange vilken som är att föredra. Därför redovisas båda metoderna härnedan.



Figur 4-4. Svetsad kopparkapsel.

I båda alternativen utförs kapslarna med utvändiga dimensioner, diameter 0,8 m och längd 4,5 m, och rymmer i alternativet svetsad och blyfylld kapsel 8 BWR-bränsleknippen och i alternativet pressad kapsel 9 st, eller i båda alternativen 4 BWR-bränsleknippen + 2 PWR-bränsleknippen. Skillnaden vid enbart BWR-bränsle beror på att ett centralt, fritt utrymme i den blyfyllda kapseln kan erfordras för blyfyllningen.

För att inte temperaturen i någon del av slutförvaret skall bli för hög (jfr avsnitt 4.5.4) krävs en viss styrning av bränsletillförseln till kapslarna, så att man i de enskilda kapslarna erhåller en blandning av bränsle med olika utbränningsgrad och/eller ålder. Med den genomsnittliga utbränning som förväntas kan en kapsel fyllas med bränsle upp till 1,4 ton uran, vilket motsvarar 8 BWR-element eller 2 BWR + 2 PWR-element. I den i



Figur 4-5. Kopparkapsel framställd med het isostatisk pressning.

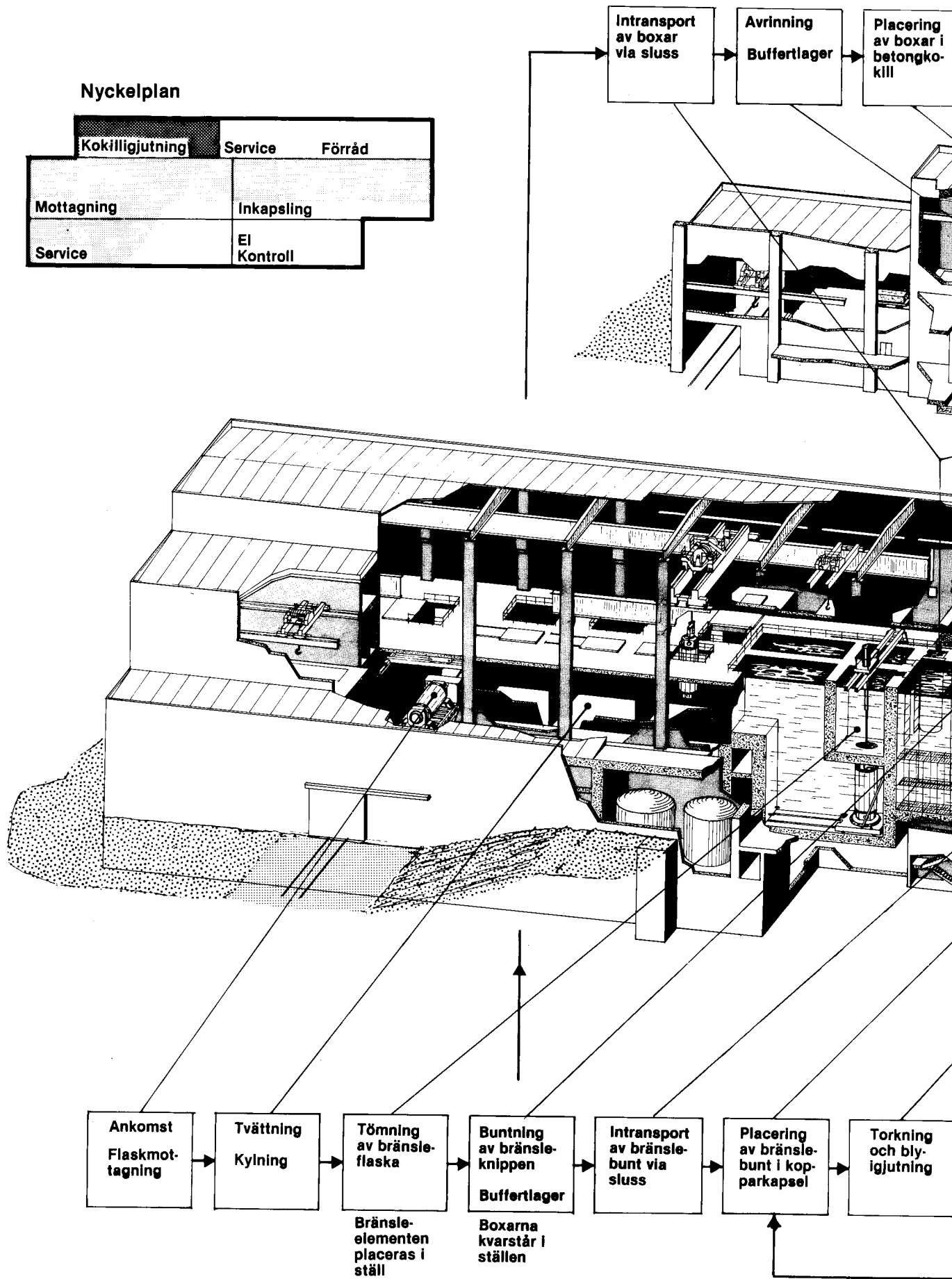
figurerna 4-4 och 4-5 visade utformningen har kopparkapseln en vägg tjocklek av 10 cm. Den ur korrosionssynpunkt erforderliga tjockleken diskuteras i kapitel 10.

Mekaniskt skadat bränsle placeras i särskilda kopparbehållare, som inkapslas tillsammans med övrigt bränsle. Erfarenheten har visat att sådana skador är av liten omfattning.

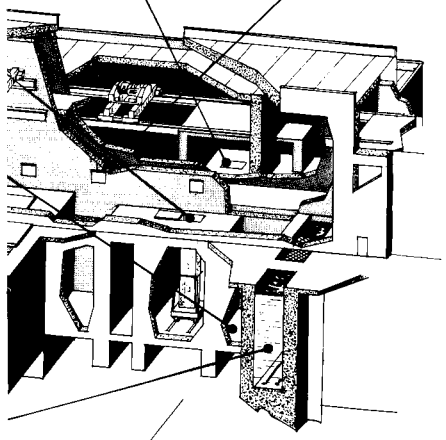
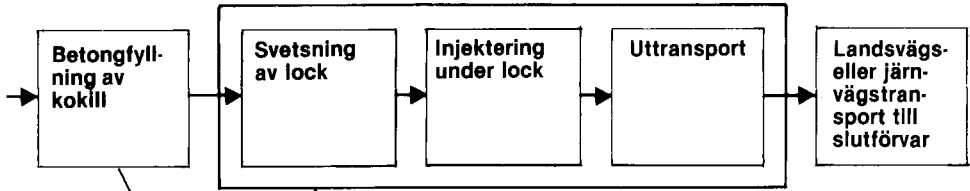
Kapsel med svetsat lock

Hantering i inkapslingsstationen illustreras i fig 4-6.

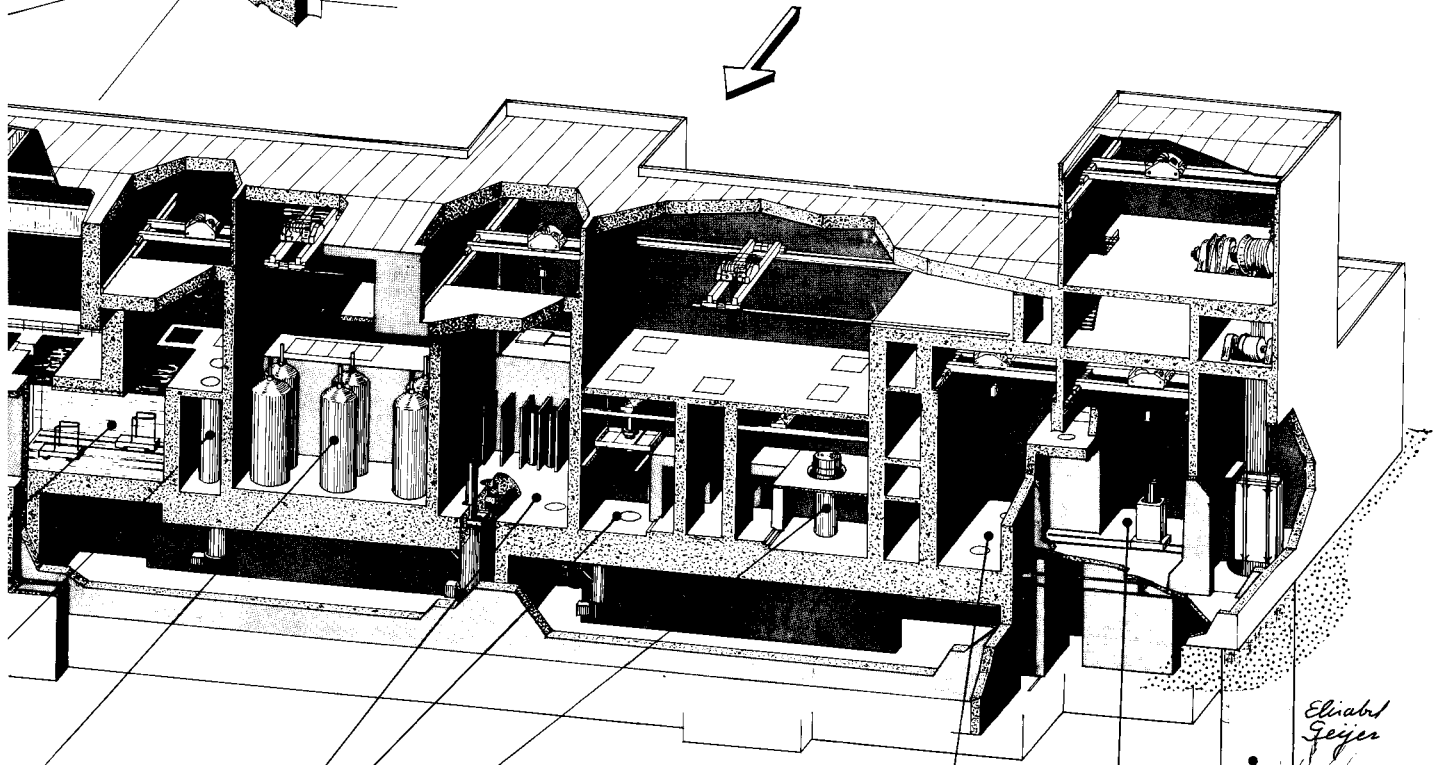
I inkapslingsstationens mottagningsdel placeras bränsletransportbehållaren i en urlastningsposition. Bränsleelementen lyfts där



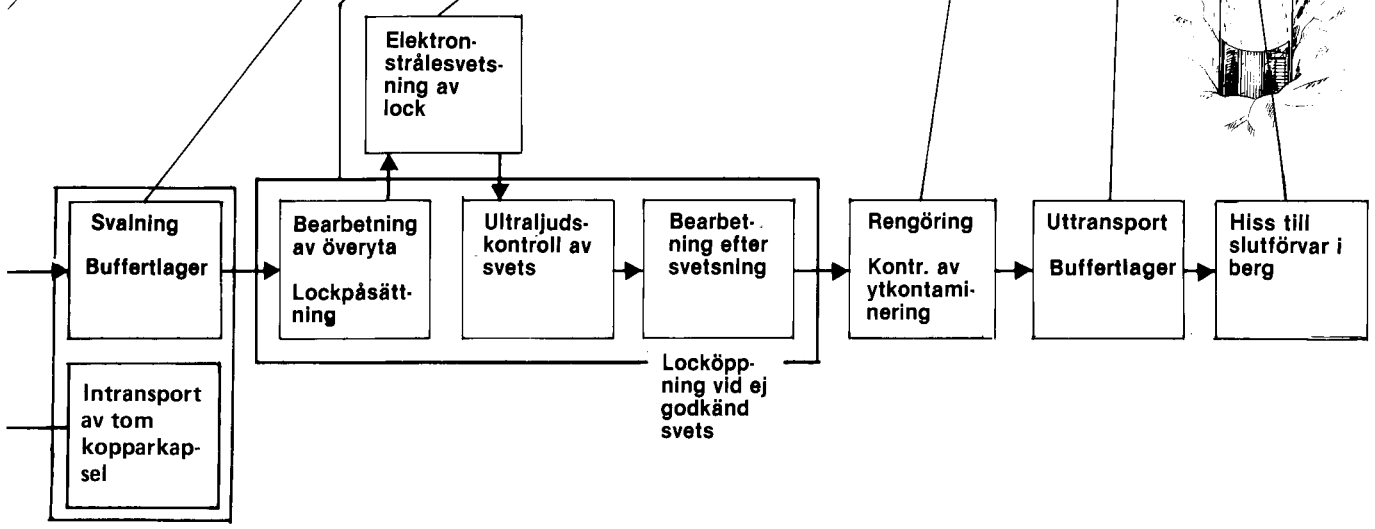
Figur 4-6. Inkapslingsstationen med processchema.



Byggnad för betonginjutning av metalldelar sammanbyggd med Byggnad för bränsleinkapsling



Elinahd Geijer



ur behållaren och placeras i ett ställ för förflyttning till kapseln eller till ett buffertlager i en förvaringsbassäng. Mottagningsdelen är utformad på i princip samma sätt som i CLAB. I samband med mottagningen avlägsnas BWR-elementens boxar och PWR-elementens borglasstavar. När ett ställ fyllts med bränsle överförs det till inkapslingsdelen. Hittills har bränslet hanterats och förvarats i vatten med en täckning, som är tillräcklig för att ge erforderlig strålskärning. I fortsättningen utförs hanteringen i luft i celler med fjärrmanövrering, varvid personalen är strålskärmd av cellernas betongväggar.

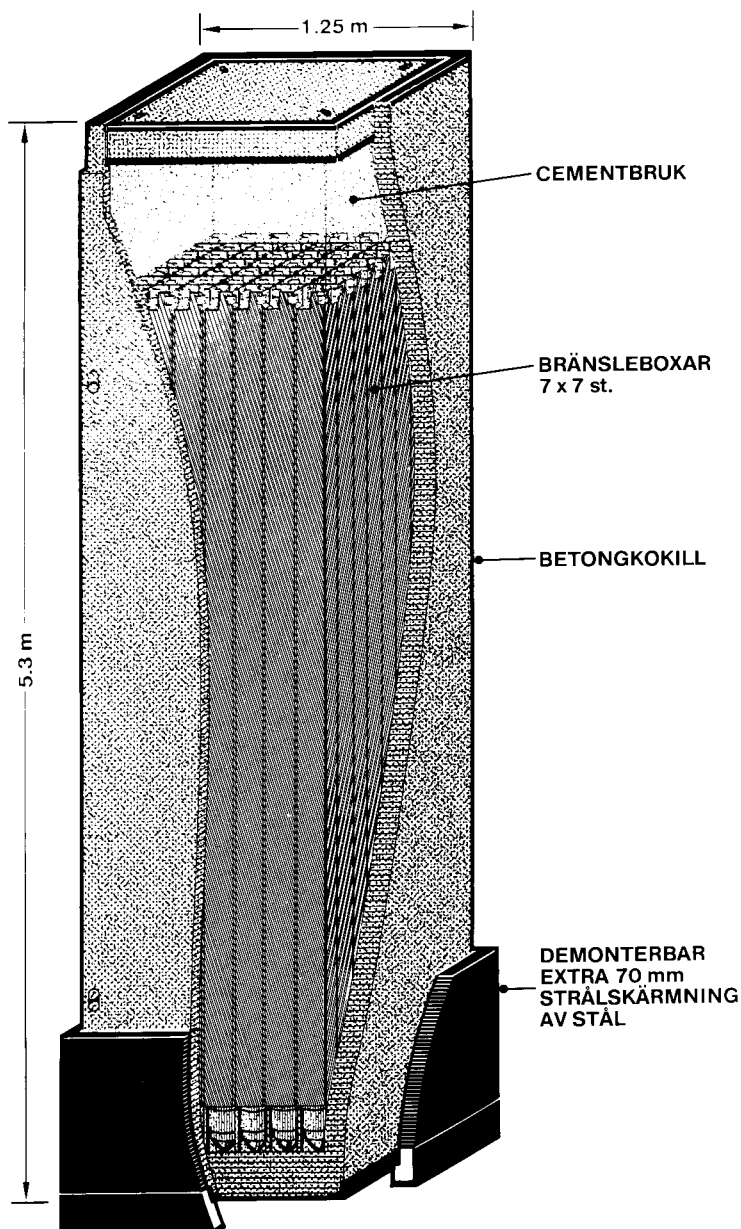
Bränsleelementen får torka i luft och placeras i en förtillverkad kapsel av koppar, som står i en transportvagn. Kapseln överförs därefter till en gjutcell, där den fylls med smält bly. Tekniken för blyfyllning har verifierats genom praktiska försök /4-3/. Den fyllda kapseln flyttas sedan via en avsvalningscell till en svetscell. I svetscellen förses kapseln med lock, som tätsvetsas med elektronstrålesvets. Omfattande försök för att verifiera svetstekniken har genomförts /4-3/. Svetsningen kontrolleras med ultraljud. Den färdiga kapseln överförs därefter till en vagn för transport ned till slutförvaret.

Kapsel framställd med het isostatisk pressning

Hanteringsgången fram till dess den förtillverkade kapseln med bränsle transporterats in i den cell, där tillslutningen skall ske, är densamma som i alternativet med svetsad kapsel. I cellen fylls kapseln med kopparpulver och förses med en tätsvetsad täckplåt med evakueringsrör för behandling av kopparpulvret med vätgas för att minska dess syrehalt. Efter denna behandling evakueras kapseln och evakueringsröret tillsluts och kapas. Därefter läggs kopparlocket på och ett andra tätsvetsat plåtlock med evakueringsrör anbringas. Efter vätgasbehandling av fogytan mellan kapsel och lock och evakuering av kapseln, försluts och kapas evakueringsröret. Kapseln förflyttas sedan till cellen för het isostatisk pressning, och pressas där isostatiskt med argongas vid en temperatur av 500°C och ett tryck av 150 MPa. Kopparpulvret bildar då massiv koppar och locket fogas tätt till kapseln. Tekniken med het isostatisk pressning bygger på omfattande erfarenheter från pressning av andra material samt från försök med bl a kopparinneslutning av simulerat bränsle i full skala /4-3/. Efter pressningen kontrolleras fogen med ultraljud. Den färdiga kapseln överförs därefter till en vagn för transport till slutförvaret.

Behandling av vissa bränslekomponenter

Bränsleboxar ställs i mottagningsdelen i ställ med 7 x 7 positioner för transport till en cell för ingjutning i betongkokiller. I cellen, se fig 4-6, placeras boxarna i en betongkokill, se fig 4-7. Kokillen fylls med betong och ett betonglock med kantsko-



Figur 4-7. Betongkokill med bränsleboxar.

ning svetsas fast. Borglasstavknippen placeras i vissa kokiller, där de inre boxpositionerna (3 x 3) lämnats fria från boxar. Betongkokillen transporteras därefter till ett särskilt slutförvar /4-3/.

4.4.3 Materialbehov

Det totala antalet svetsade kapslar blir ca 4 400 st, varav ca 2 800 st med enbart BWR-bränsle och ca 1 600 med såväl BWR- som PWR-bränsle. Den totala mängden koppar i förvaret blir då vid 10 cm väggjocklek hos kapslarna ca 42 000 ton och blymängden ca 47 000 ton. För isostatiskt pressade kapslar ökar kopparbehovet till 72 000 ton.

Behovet av koppar och bly vid olika väggjocklekar och tillverknings sätt är

Väggjocklek (cm)	Kopparbehov		Blybehov
	HIP	Svetsad	Svetsad
1	36 000	6 600	47 000
6	55 000	25 000	47 000
10	72 000	42 000	47 000

Inkapslingen kommer att bedrivas i jämn takt under ca 30 år. Vid kapseltjockleken 10 cm utgör det årliga kopparbehovet mindre än 3% av Sveriges kopparproduktion 1982 /4-4/.

4.5 SLUTFÖRVAR FÖR ANVÄNT BRÄNSLE

4.5.1 Allmänt

Det inkapslade bränslet avses bli slutförvarat på ca 500 m djup i ett utvalt bergparti. Slutförvaret utformas så att varje enskild kapsel skall kunna behålla sin inneslutningsfunktion under mycket lång tid. Slutförvarets placering och geometri anpassas till berggrundens geologiska och geotekniska egenskaper. Av särskild vikt är att grundvattenomsättningen i närzonen kring kapslarna är låg.

4.5.2 Deponeringssätt

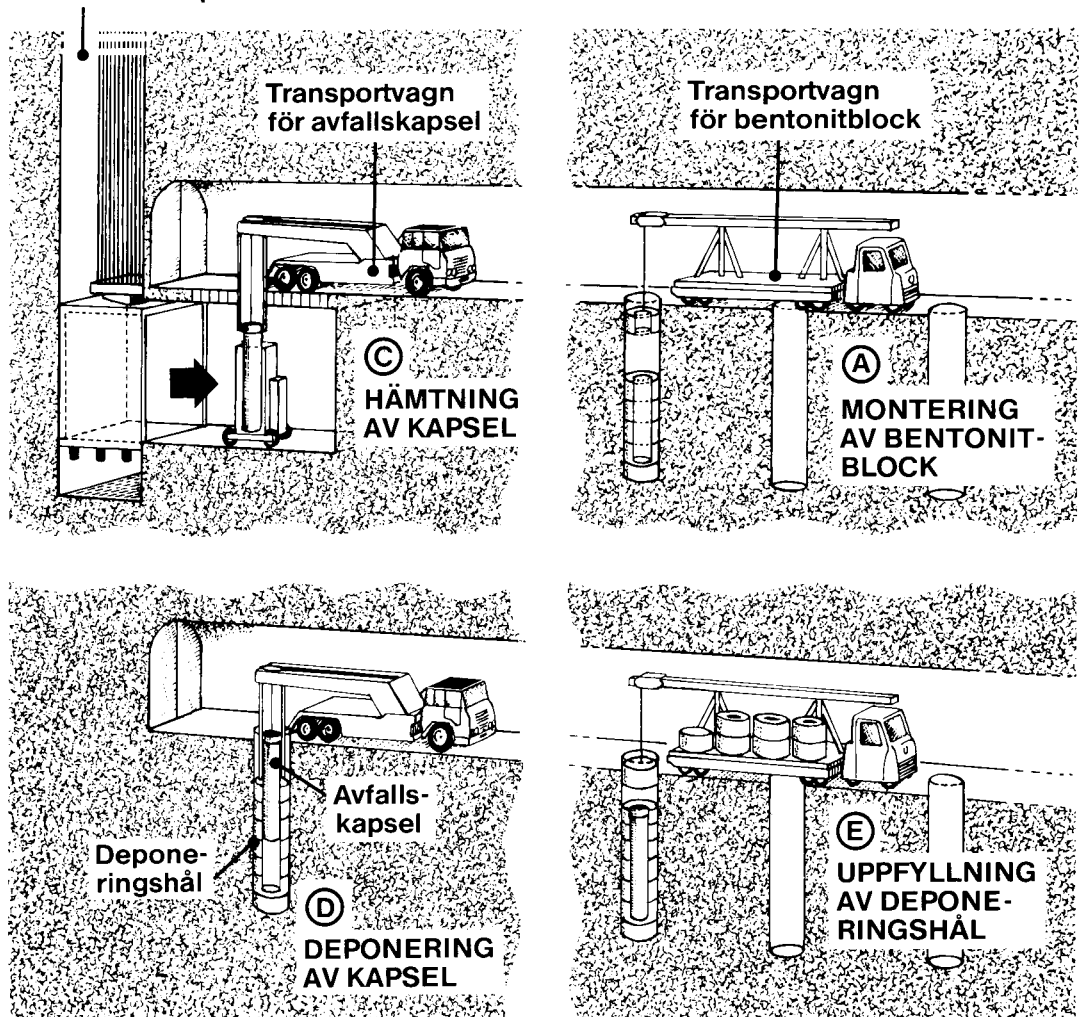
Bränslekapslarna deponeras i vertikala hål borrhade i förvaringstunnlar, se fig 4-8. I deponeringshålen omges kapslarna med buffertmaterial, se fig 4-9. När deponeringen avslutats inom en viss del av förvaret eller i förvaret i sin helhet, återfylls tunnlar och schakt, se fig 4-10. Buffertmaterial i deponeringshål och återfyllningsmaterial i tunnlar och schakt beskrivs närmare i kapitel 9.

4.5.3 Anläggningsteknik

Slutförvaret utformas som ett system av horisontella parallella förvaringstunnlar. Kommunikationstunnlar och schakt förbinder slutförvaret med markytan. Beroende på lokala förhållanden, framför allt läget av vattenförande zoner, kan förvaret utföras i ett plan eller delas upp på två plan med ca 100 m nivåskillnad, se fig 4-11. Den teknik, som använts vid anläggningsarbeten och

Ⓑ
FRÅN
INKAPSLINGSSTATION

Transportschakt
för avfallskapsel

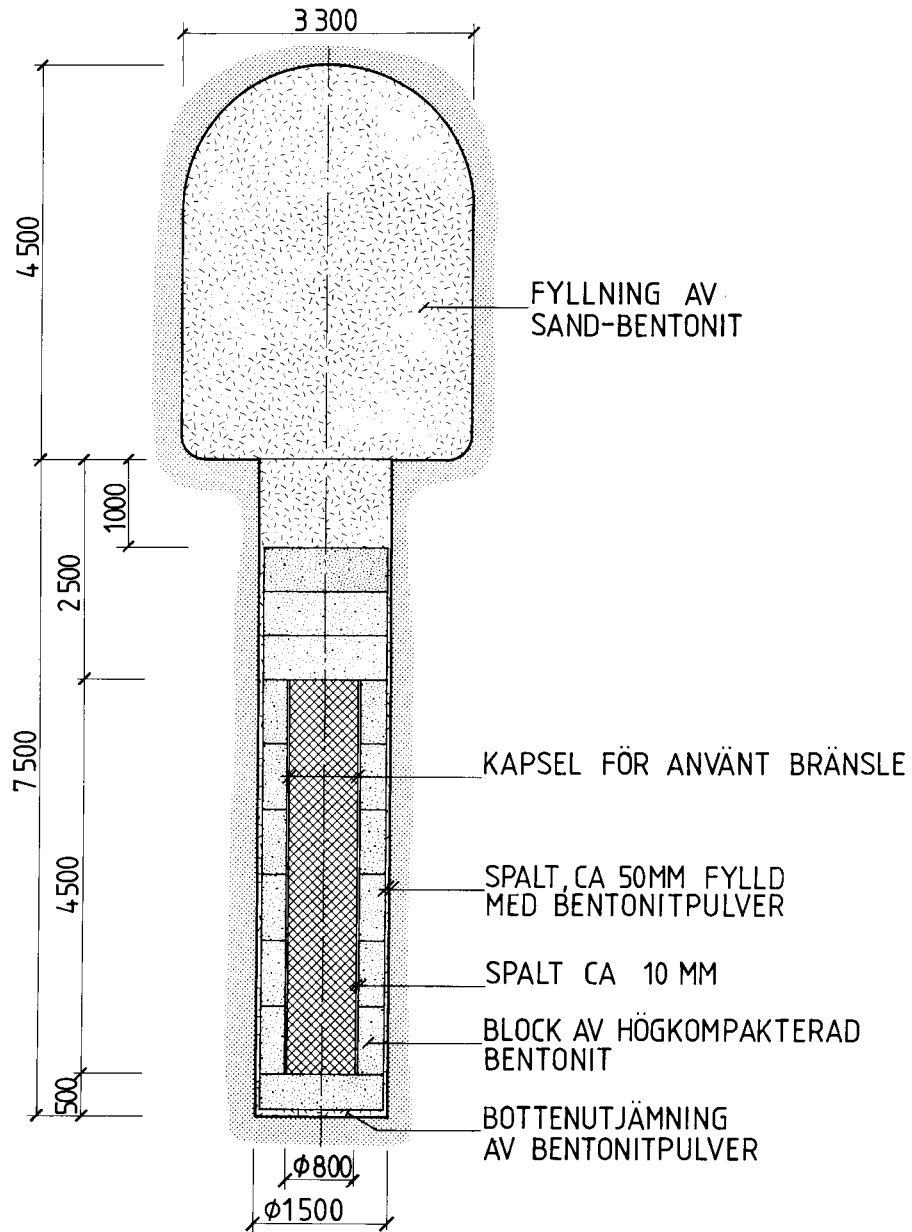


Figur 4-8. Hanteringsschema för kapseldeponering i slutförvar. Hanteringen sker i sekvensen A–E.

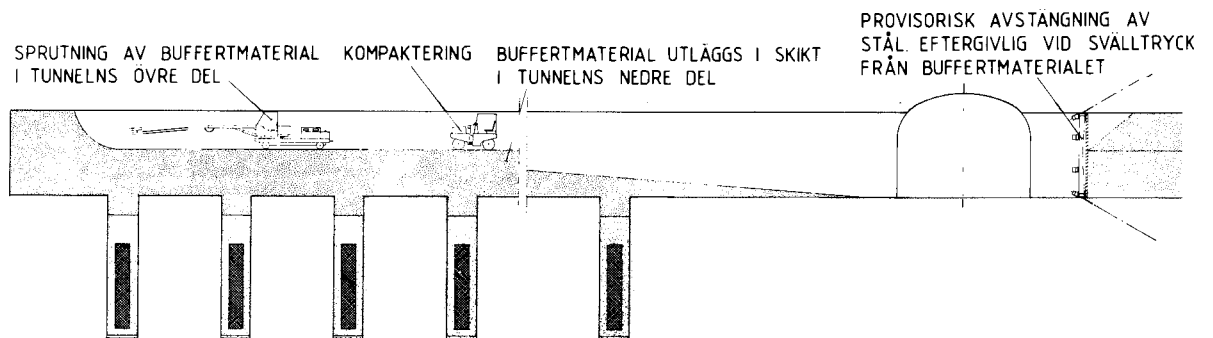
gruvor ned till ett djup av ca 1 km i svensk berggrund, kommer att tillämpas vid utsprängning av slutförvaret och borrning av deponeringshål /4-5/. För förvaringstunnlarna kan antingen försiktig sprängning eller fullortsborrning komma ifråga.

4.5.4 Temperaturförhållanden

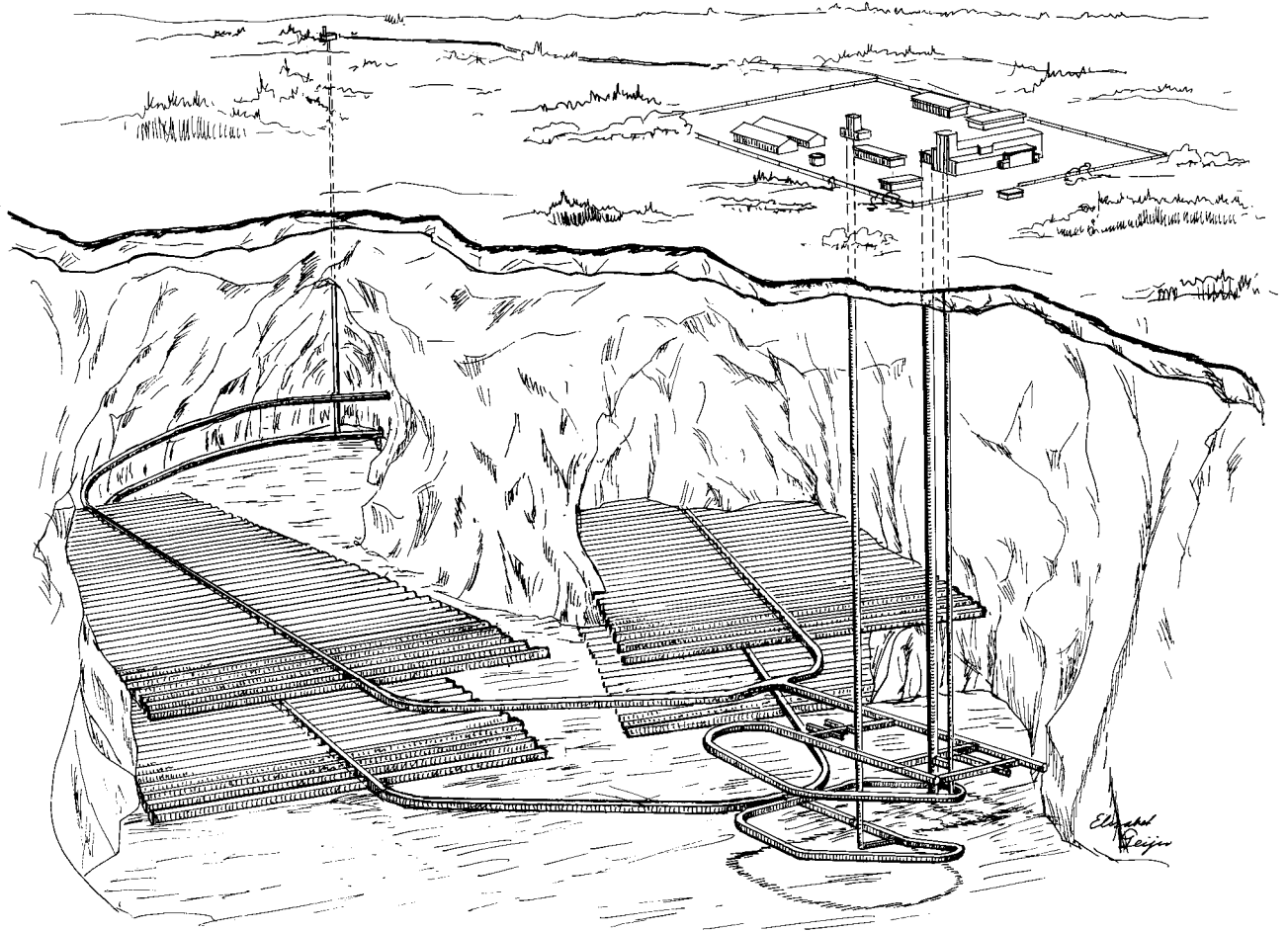
Det använda bränslet i en kapsel avger värme, som i slutförvaret höjer temperaturen i omgivande buffertmaterial och berg. En svetsad kapsel innehållande 1,4 ton BWR-bränsle avger ca 0,8 kW vid deponeringen. Temperaturen variation med tiden bestäms av omgivande materials värmeledningsegenskaper, deponeringshålets och slutförvarets geometri samt resteffektens avtagande. Med ett kapselavstånd av 6 m och 25 m mellan förvaringstunnlarna blir max-



Figur 4-9. Deponeringshål med kapsel, buffertmaterial och med återfyllning i förvaringstunnel.



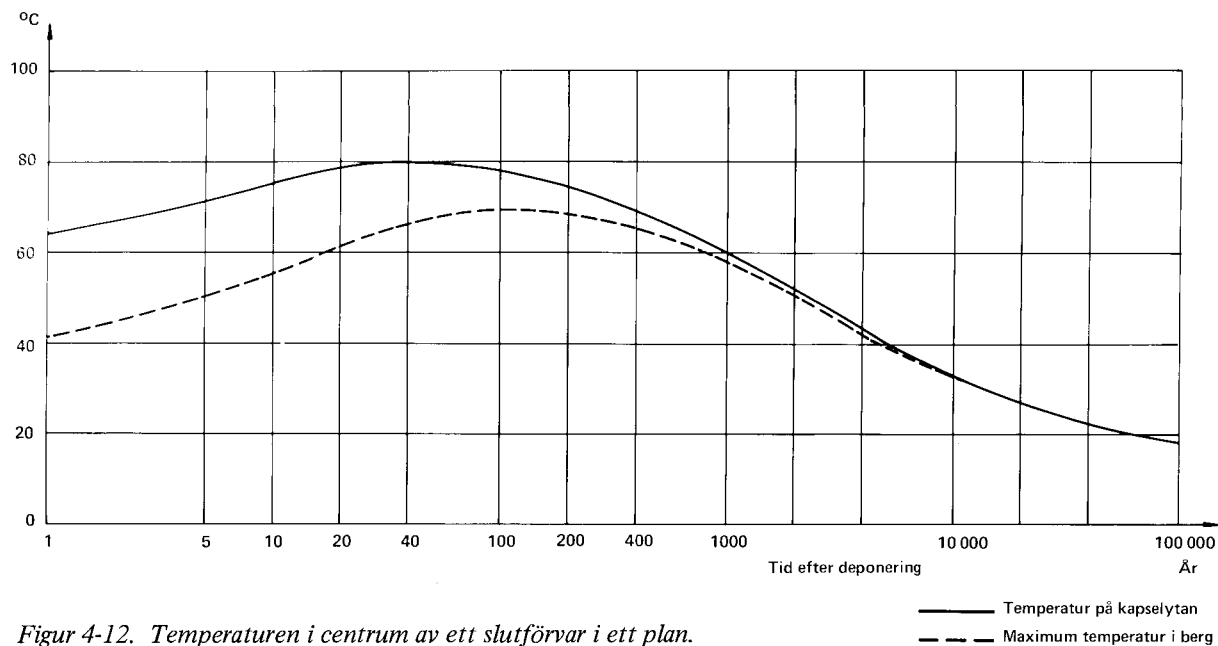
Figur 4-10. Vid försegling av slutförvaret fyller man tunnarna med en blandning av kvartssand och bentonit. Det undre lagret utläggs med traktorer och vibrovältas. Den övre delen av tunneln fylls med sprutning.



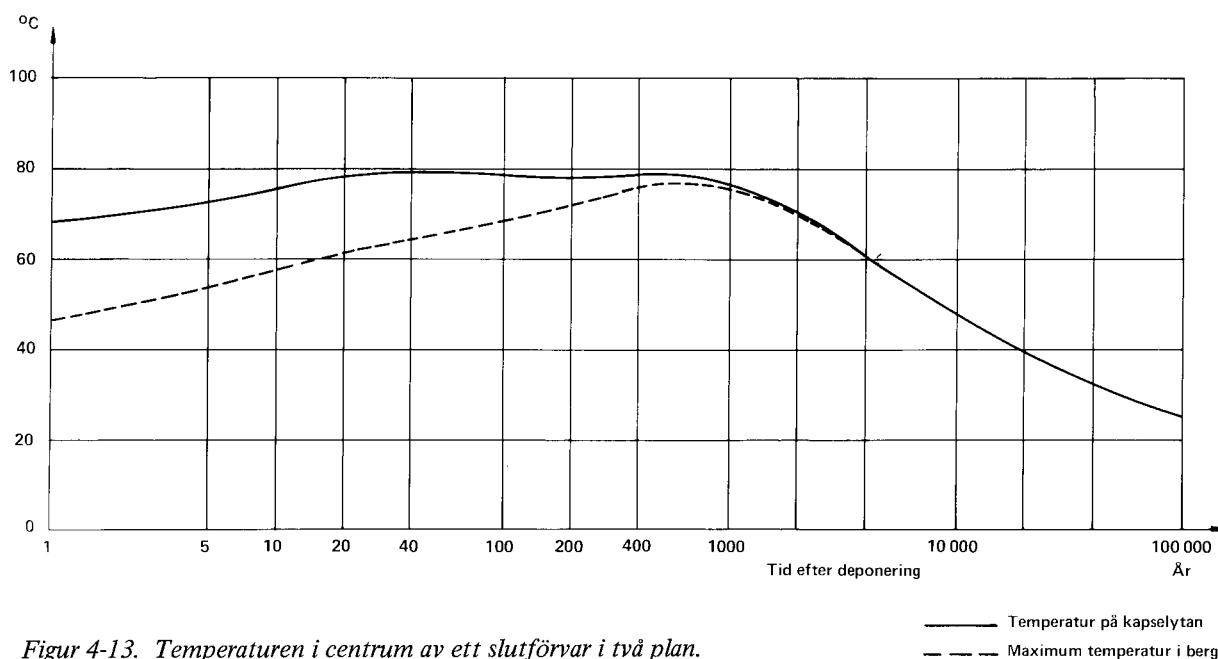
Figur 4-11. Tunlar och schakt i ett slutförvar för använt bränsle.

imitemperaturen i ett enplansförvar högst 80°C för varmaste kapseln, om initialtemperaturen i berget förutsätts vara 15°C , se fig 4-12. För ett tvåplansförvar med 100 m berg emellan planen krävs att tunnelavståndet ökas till 33 m för att maximitemperaturen ej skall överstiga 80°C om initialtemperturen i det lägre planet är 20°C , se fig 4-13. I detta fall uppträder två temperaturmaxima. Placeras mera bränsle eller bränsle med högre utbränning i kapslarna, så måste den högre resteffekten kompenseras med ytterligare ökade avstånd mellan tunlar eller deponeringshål /4-6/.

Angivna temperaturer är beräknade med förutsättningarna att det lufttorra buffertmaterialet har värmekonduktiviteten $0,75 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ samt att berget har värmekonduktiviteten $3 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$. Bergets värmeledningsegenskaper och den naturliga utgångstemperaturen varierar



Figur 4-12. Temperaturen i centrum av ett slutförvar i ett plan.



Figur 4-13. Temperaturen i centrum av ett slutförvar i två plan.

rar från plats till plats beroende på geologi och klimat. Dessa variationer är dock inte större än att ett slutförvar kan enkelt modifieras för att maximitemperaturen skall begränsas till ca 80°C. Behovet att begränsa temperaturen i buffertmaterialet kring kapseln diskuteras i kapitel 9.

4.5.5 Utformning med hänsyn till geologiska och geotekniska egenskaper

Erfarenhet från bergarbeten och kunskaperna om bergspänningsförhållandena i svensk berggrund visar att det inte bör vara för- enat med några särskilda svårigheter med hänsyn till bergets sta- bilitet att utföra tunnlar med de begränsade dimensioner det här gäller /4-7/.

Den uppvärmning av bergmassan, som bränslets resteffekt åstadkommer, kommer att förändra spänningstillståndet i berget omkring slutförvaret. Vid den naturliga spänningssituation, som normalt råder i svensk berggrund föreligger dock betryggande säkerhet mot brott inom det temperaturintervall som här är aktuellt /4-8/.

I anslutning till utbyggnaden av slutförvaret samlas kontinuerligt en allt mer detaljerad information om bergets geologiska och geotekniska egenskaper genom borrhning av undersökningshål och geofysiska mätningar. Metoden för geofysiska mellanhålmätningar är f n under utveckling inom Stripa-projektet. Resultaten från dessa undersökningar, som i första hand avser kartläggning av sprick- och krosszoner, läggs till grund för slutförvarets detaljutformning. Förvaret utformas så att deponeringshålen kommer att befinna sig på ca 100 m avstånd från närmast kända zoner med påtagligt förhöjt vattenflöde eller där berget är så uppkrossat och försvagat att framtida bergrörelser inte kan uteslutas. När tunnarna sprängts ut, utförs ett kärnborrhål i läget för varje deponeringshål. I kärnborrhålen mäts konduktiviteten genom vatteninpressningsförsök och observation av vatteninflödet. På grundval av dessa mätningar jämte den geologiska dokumentationen avgörs huruvida platsen skall utnyttjas för deponering av en avfallskapsel eller ej. Ett exempel på hur ett slutförvar kan bli anpassat till de geologiska förhållandena visas i fig 4-14.

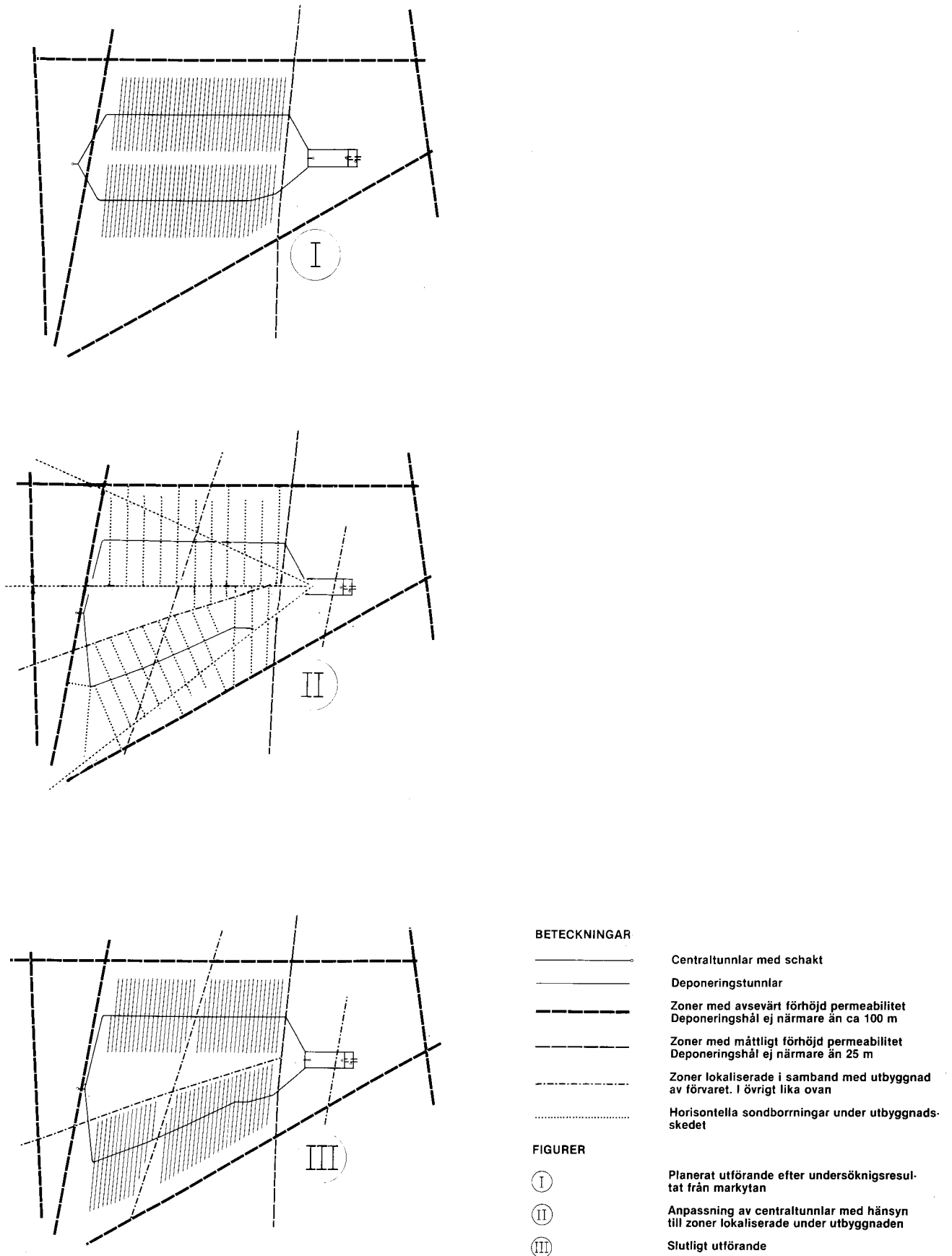
Förvaringstunnlar med total längd ca 30 km rymmer 4 400 kapslar. Tunnelsystemet kräver en sammanlagd yta av ca 0,7 km² i ett enplansförvar. Ett tvåplansförvar kräves av värmeskål större avstånd mellan tunnarna och ytan blir 2 x 0,5 km² om alla deponeringspositioner kan utnyttjas.

Den totalt utsprängda volymen i ett slutförvar är ca 600 000 m³ fast berg. För återfyllningen åtgår bl a ca 250 000 ton bentonit.

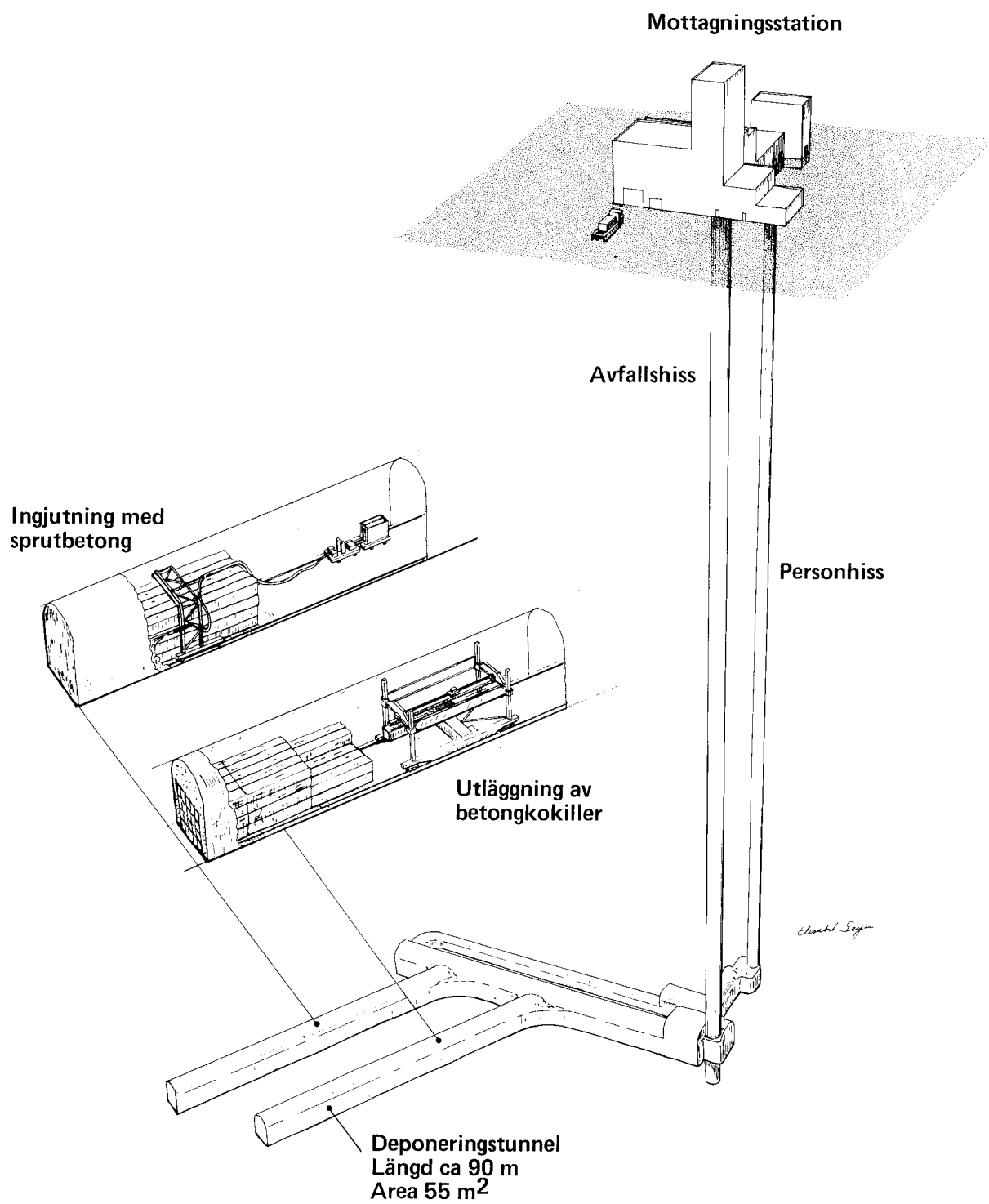
4.5.6 Slutförvar för bränsleboxar m m

Betongkokiller med bränsleboxar och börglasstavknippen transporteras via hiss och tunnel till förvaringsplatsen på ca 300 m djup, där de staplas och kringfylls med sprutbetong, se fig 4-15. Tunnarna har ca 55 m² area och för samtliga kokiller krävs en tunnellängd av ca 160 m /4-3/.

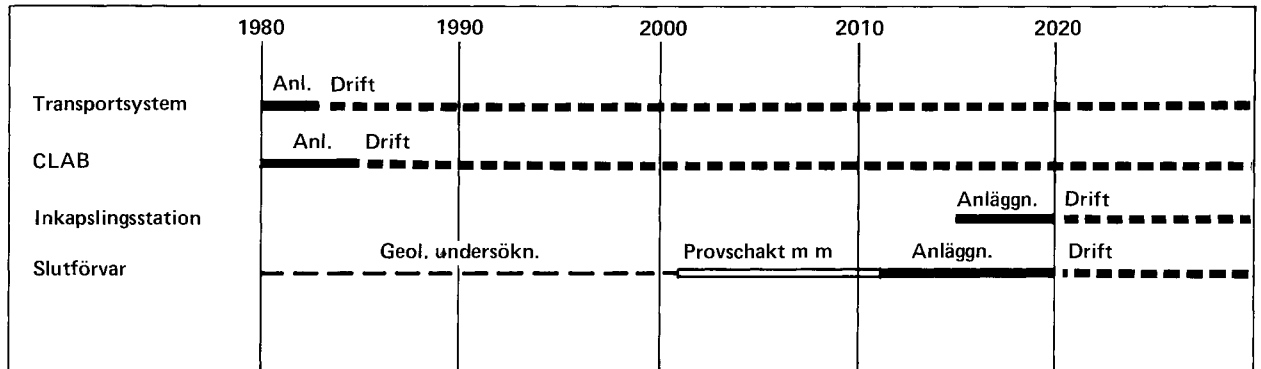
Då större betongmängder kan medföra en pH-förhöjning av grundvattnet nedströms kokillförvaret (jfr kap 7) avses detta bli förlagt någon km från förvaret för använt bränsle. Placeringen väljs så att grundvattenflödet inte påverkar bränsleförvaret.



Figur 4-14. Exempel på anpassning av slutförvaret till bergets sprickgeometri.



Figur 4-15. Slutförvar för bränsleboxar m m.



Figur 4-16. Översiktlig tidplan för anläggningar.

4.6 TIDPLAN

Tidplanerna för ovan behandlade anläggningar har styrts av behovet för utökade lagringsutrymmen för använt kärnbränsle i Sverige, av transportbehov knutna till ingångna upparbetningsavtal samt av den 40-åriga lagringstid före deponering som valts för att begränsa radioaktiviteten och resteffekten i slutförvaret.

En översiktlig tidplan visas i fig 4-16.

REFERENSER

KAPITEL 1

- 1-1 Prop 1979/80:170; Nu 1979/80:70; rskr 1979/800:410
- 1-2 Lagstiftningen på kärnenergiområdet - Förslag till ny lag om kärnteknisk verksamhet, SOU 1983:9.
- 1-3 Plan för kärnkraftens radioaktiva restprodukter, Plan 82 del 1 och 2, Svensk Kärnbränsleförsörjning AB, juni 1982.

KAPITEL 2

- 2-1 GELIN R
Final Disposal of High-Level Waste and Spent Nuclear Fuel-Foreign Activities
Studsvik Energiteknik AB
KBS TR 83-42, May 1983

KAPITEL 3

- 3-1 Plan för kärnkraftens radioaktiva restprodukter, Plan 82 del 1 och 2, Svensk Kärnbränsleförsörjning AB, juni 1982
- 3-2 LÖNNERBERG B, LARKER H, AGESKOG L
Encapsulation and Handling of Spent Nuclear Fuel for Final Disposal.
1. Welded Copper Canisters
2. Pressed Copper Canisters (HIPOW)
3. BWR Channels in Concrete
ASEA-ATOM, ASEA, VBB
KBS TR 83-20, May 1983

R:2

- 3-3 NYLUND O, FREDIN B, JOHANSSON A
SVEA - A New BWR Fuel Assembly Concept for Improved Fuel Utilization, ANS Topical Meeting on the Technical Bases for Nuclear Fuel Cycle Policy, 1981
- 3-4 CROFF A G
ORIGEN 2 - A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-5621
- 3-5 EDLUND O
Calculation of Activity Content and Related Properties in PWR and BWR Fuel Using ORIGEN 2
Studsvik Energiteknik AB
KBS TR 83-12, 1983-03-07
- 3-6 FORSSSTRÖM H
Plutoniumanvändning i svenska reaktorer, SKBF
Kärnkraftens slutsteg, September 1982
- 3-7 EDENIUS M, HELLSTRAND E, JOHANSSON E
CASMO, Benchmark Report, Studsvik /RF-78/6293

KAPITEL 4

- 4-1 Certifikat S/40/B(U)F 1982-07-06
- 4-2 Centralt Lager för Använt Bränsle (CLAB). Preliminär Säkerhetsrapport (PSR).
SKBF Oktober 1978
- 4-3 LÖNNERBERG B, LARKER H, AGESKOG L
Encapsulation and Handling of Spent Nuclear Fuel for Final Disposal
1. Welded Copper Canisters
2. Pressed Copper Canisters (HIPOW)
3. BWR Channels in Concrete
ASEA-ATOM, ASEA, VBB
KBS TR 83-20, May 1983
- 4-4 World Metal Statistics, April 1983 (Volume 36, Number 4)
World Bureau of Metal Statistics
- 4-5 NORD G
Drilling Holes in Rock for Final Storage of Spent Nuclear Fuel
Swedish Detonic Research Foundation
KBS TR 80-12, September 1980
- 4-6 TARANDI T
Calculated Temperature Field in and around a Repository for Spent Nuclear Fuel
VBB
KBS TR 83-22, April 1983

- 4-7 BERGMAN S G A
Spänningsmätningar i Skandinavisk berggrund - förutsättningar,
resultat och tolkning
KBS TR 64, Nov 1977
- 4-8 STEPHANSSON O, LEIJON B
Bergmekanisk bedömning av temperaturlastning vid slutförvaring
av radioaktivt avfall i berg.
University of Luleå
KBS TR 79-03, 1979-01-10

