

SKBF
KBS

TEKNISK
RAPPORT

81-17

KBS ÅRSRAPPORT 1981

**Med sammanfattningar av
tekniska rapporter under 1981**

KBS, Stockholm, mars 1980

SVENSK KÄRNBRÄNSLEFÖRSÖRJNING AB / AVDELNING KBS

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

KBS ÅRSRAPPORT 1981

**Med sammanfattningar av
tekniska rapporter under 1981**

KBS, Stockholm, mars 1982

INNEHÅLLSFÖRTECKNING

	FÖRKORTNINGAR	5
	SAMMANFATTNING	7
1	BAKGRUND OCH ALLMÄN ARBETSINRIKTNING	9
1.1	Det svenska kärnkraftprogrammet	9
1.2	Avfallstyper, mängder samt hanterings- och slutförvaringsprinciper	9
1.3	Lagar och myndigheter	10
1.4	Kraftindustrins organisation för avfallshantering	11
1.5	Program och målsättning för KBS arbete	12
1.6	Internationellt samarbete	16
2	KARAKTERISERING OCH BEHANDLING AV AVFALL	21
2.1	Allmänt	21
2.2	Avfall från upparbetning	21
2.3	Reaktoravfall	24
2.4	Avfall från rivning av kärnkraftverk	29
3	MATERIAL	31
3.1	Förglasat högaktivt avfall	31
3.2	Utbränt bränsle	36
3.3	Kapslingsmaterial	36
4	TEKNISKA BARRIÄRER, KONSTRUKTION	37
4.1	Kapsling	37
4.2	Lerbarriärer	37
4.3	Pluggning av borrhål och schakt	39

5	KEMI	41
5.1	Allmänt	41
5.2	Grundvattenkemi	41
5.3	Kemisk transport i närområdet	43
5.4	Transport av radionuklider i fjärrområdet	44
6	GEOVETENSKAP	49
6.1	Platsundersökningar	49
6.2	Forskning och utveckling	53
6.3	Seismologi	57
7	SÄKERHETSANALYS	59
7.1	Allmänt	59
7.2	Data	59
7.3	Matematiska modeller	61
8	SLUTFÖRVAR FÖR REAKTORAVFALL, SFR	63
8.1	Allmänt	63
8.2	Säkerhetsfilosofi	63
8.3	Övriga konstruktionsförutsättningar	64
8.4	Lokalisering av SFR	65
8.5	Beskrivning av förvaret	66
8.6	Omgivningspåverkan	67
9	STRIPA PROJECT	69
9.1	Bakgrund	69
9.2	Forskningsprogram	69
9.3	Aktiviteter under 1981	70
9.4	Rapportering	71
9.5	Stripa Project - fas II	71
9.6	Övriga aktiviteter i Stripa	72
10	KOSTNADER	73
10.1	Allmänt	73
10.2	Förutsättningar för layout och kostnadsberäkningar	73
10.3	Konstruktionsarbete	74
10.4	Kostnadsberäkningar	74
	REFERENSER	75

APPENDIX

1	Föredrag och publikationer 1981	77
2	Lista på KBS tekniska rapporter 1981	81
3	Författare till KBS tekniska rapporter 1981 i alfabetisk ordning	85
4	Nyckelordsregister till tekniska rapporter	87
5	Sammanfattningar av tekniska rapporter	89
6	Publicerade LBL-KBS-rapporter (Svensk-Amerikanska Stripasamarbetet)	125
7	Publicerade rapporter inom det internationella Stripa Project	129
8	Konsulter åt SKBF/KBS under 1981	131

FÖRKORTNINGAR

ABS	Alkali Borate Silicate Glass
AECL	Atomic Energy of Canada Ltd
BSAB	Behandlingsstation för använt bränsle
BSG	Behandlingsstation för förglasat avfall
BWR	Boiling Water Reactor
CEA	Commissariat à l'Energie Atomique
CEC	Commission of the European Communities
CLAB	Centralt mellanlager för använt bränsle
CLG	Centralt mellanlager för förglasat avfall
CLU	Centralt mellanlager för upparbetningsavfall exkl glas
COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires
CRIEPI	Central Research Institute of Electric Power Industry
EIR	Eidgenössische Institut für Reaktorforschung
ESCA	Electron Spectroscopy for Chemical Analysis
FoU	Forskning och utveckling
HIP	Het isostatisk pressning
HIPOW	Hot isostatic pressing of waste

ICRP	International Commission on Radiological Protection
ISO	International Organization for Standardization
JSS	Japanese Swedish Swiss cooperative study of radioactive waste glass
KBS	Kärnkraftavfallets behandling och slutförvaring (avdelning inom SKBF)
KTH	Kgl Tekniska Högskolan
LBL	Lawrence Berkeley Laboratory
NAGRA	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle
NAK	Nämnden för hantering av använt kärnbränsle
OECD-NEA	OECD Nuclear Energy Agency
PILO	Pilotanläggning för överföring av aktivitet från organisk till oorganisk jonbytare
PNL	Battelle Pacific Northwest Laboratories
PWR	Pressurized Water Reactor
SFL	Slutförvar för långlivat avfall
SFR	Slutförvar för reaktoravfall (låg- och medelaktivt avfall)
SFS	Svensk författningssamling
SIMS	Secondary Ion Mass Spectroscopy
SKBF	Svensk Kärnbränsleförsörjning AB
SKI	Statens Kärnkraftsinspektion
SSI	Statens Strålskyddsinstitut
US DOE	United States Department of Energy

SAMMANFATTNING

Den 1 juli 1981 trädde en ny lag ikraft, som lägger det primära finansiella och tekniska ansvaret för omhändertagande av radioaktivt avfall på kärnkraftföretagen. Detta ansvar avser både den forskning, utveckling, uppförande och drift av de anläggningar som är nödvändiga för en säker hantering av avfallet och en säker slutlig förvaring. Kärnkraftföretagen har uppdragit åt Svensk Kärnbränsle-försörjning AB att svara för dessa uppgifter. KBS är den avdelning inom SKBF som ansvarar för forsknings- och utvecklingsverksamheten inom området.

Det statliga organet Prav upplöstes vid halvårsskiftet 1981 och dess forskningsverksamhet överfördes på SKBF/KBS. Samtidigt tillkom den statliga Nämnden för använt kärnbränsle, NAK, med uppgift dels att övervaka det arbete som bedrivs av SKBF inom avfallsområdet, dels att förvalta de fonder som skall skapas för att säkra finansieringen av framtida åtgärder.

Den föreliggande årsrapporten beskriver verksamheten inom KBS under år 1981.

Arbetet har under året koncentrerats på tre områden:

- En systematisk genomgång har påbörjats av geologiskt intressanta områden i Sverige, som kan vara lämpade för ett slutförvar för högaktivt avfall eller använt bränsle. 10 à 20 områden anses bli studerade under 80-talet.
- Insatserna inom kemiområdet har breddats för att bättre kunna beskriva den kemiska växelverkan mellan kapselmateriäl, buffert, avfallsmatris och grundvatten som råder i förvaret. Även fördröjningseffekterna vid radioaktiva ämnens transport med grundvattnet i berggrunden utgör en viktig del av studierna.

- En förprojektering av ett slutförvar för låg- och medelaktivt driftavfall från de svenska reaktorerna pågår. Avsikten är att under våren 1982 ansöka om tillstånd att uppföra anläggningen vid Forsmarks Kärnkraftstation.

Efter ett inledande kapitel, där bakgrunden till årets arbete ges, presenteras och karakteriseras olika avfallstyper som erhållits från kärnkraftverksamheten i kapitel 2. Därefter avhandlas i kapitlen 3-7 den verksamhet som främst syftar till hantering och slutförvaring av det högaktiva avfallet eller det använda bränslet.

Kapitel 8 behandlar projekteringen av ett slutförvar för reaktoravfall. Kapitel 9 behandlar det internationella forskningsprojekt som genomförs i den nedlagda Stripa-gruvan och som omfattar hydrogeologiska in situ-studier och storskaleförsök rörande buffertmaterials beteende. I det sista kapitlet, 10, redogörs för de kostnadsstudier som genomförts under året.

Bilagd till årsrapporten finns dessutom en lista över de tekniska rapporter som under året publicerats av KBS samt korta sammanfattningar av deras innehåll.

1 BAKGRUND OCH ALLMÄN ARBETSINRIKTNING

1.1 DET SVENSKA KÄRNKRAFTPROGRAMMET

Efter folkomröstningen i kärnkraftfrågan i mars 1980 har den svenska riksdagen beslutat att det svenska kärnkraftprogrammet skall begränsas till 12 reaktorer och att ingen kärnreaktor skall vara i drift efter år 2010. Kärnkraftandelen av den svenska elproduktionen utgjorde under 1981 ca 35% och beräknas om några år, då Forsmark 3 och Oskarshamn 3 tagits i drift, uppgå till ca 45%. Hur kärnkraftavvecklingen i detalj skall genomföras har ännu ej klarställts. En statlig utredning har under 1981 tillsatts för att bearbeta frågor, som sammanhänger härmed.

1.2 AVFALLSTYPER, MÄNGDER SAMT HANTERINGS- OCH SLUTFÖRVARINGSPRINCIPER

Efter Riksdagens beslut om en begränsning av det svenska kärnkraftprogrammet kan man i stort överblicka de mängder av olika typer av radioaktivt avfall som skall omhändertas i Sverige.

Den totala mängden använt bränsle beräknas uppgå till ca 7 000 ton. För ca 12% härav eller ca 870 ton föreligger utländska upp-
arbetningsavtal, där det förutsätts att huvuddelen av det radioaktiva avfallet från upp-
arbetningsprocessen skall återsändas för
slutförvaring i Sverige. För närvarande kan ingen ytterligare
upp-
arbetning av svenskt använt kärnbränsle förutses. Dels saknas internationellt tillgänglig kapacitet härför, dels är det oklart om det ur olika synpunkter är önskvärt med ytterligare
upp-
arbetning av använt bränsle från det begränsade svenska kärnkraftprogrammet.

De typer och totala mängder av olika avfallskategorier som i dagens läge är aktuella i Sverige anges i tabell 1-1.

Tabell 1-1. Avfallskategorier

Avfallskategori	Ursprung	Avfallsform	Egenskaper	Mängd
1a Använt bränsle	Drift av kärnreaktorer	Bränslestavar in- kapslade i kopparkapslar	Till en början hög värmeavgivning och strålning. Innehåller långlivade nuklider	4 500 kapslar
1b Högaktivt avfall	Restprodukter från uppabetning	Förglasat avfall inkapslat i bly- titan-kapslar	Till en början hög värmeavgivning och strålning. Innehåller långlivade nuklider	730 kapslar
2 Transuranhaltigt avfall	Avfall från uppabetningsprocessen	Solidifierat i betong eller bitumen	Låg- till medelaktivt. Innehåller långlivade nuklider	4 000 m ³
3 Härdkomponenter och interna delar	Metallskrot inuti reaktortankar	Obehandlat eller ingjutet i betong	Låg- till medelaktivt. Innehåller vissa långlivade nuklider	15 000 m ³
4 Reaktoravfall	Driftavfall från kärnkraftverk mm	Solidifierat i betong eller bitumen. Kompakterat avfall	Låg- till medelaktivt. Begränsad livslängd	122 000 m ³
5 Rivningsavfall	Från rivning av kärntekniska anläggningar	I huvudsak obehandlat	Låg- till medelaktivt. Begränsad livslängd	166 000 m ³

1.3 LAGAR OCH MYNDIGHETER

Den verksamhet som syftar till ett säkert omhändertagande av radioaktivt kärnkraftavfall regleras av nedan angivna svenska lagar. Övergripande tillstånd lämnas som regel av regeringen. Beredning av tillståndsärenden samt tillsyn av att gällande bestämmelser följs sker genom olika myndigheter.

Atomenergilagen anger de grundläggande villkoren för uppförande och drift av kärntekniska anläggningar.

Tillsynsmyndighet är Statens Kärnkraftinspektion, SKI.

Strålskyddslagen innehåller bestämmelser som syftar till skydd mot joniserande strålning.

Tillsynsmyndighet är Statens Strålskyddsinstitut, SSI.

Miljöskyddslagen innehåller bestämmelser som syftar till skydd av miljön.

Beredande myndighet är Koncessionsnämnden för miljöskydd.

Byggnadslagen § 136a anger villkor för uppförande av så kallade miljöstörande industri- och serviceanläggningar.

Kommunen har vetorätt.

Villkorlagen anger bl a att innehavaren av en ny reaktor måste visa hur och var det högaktiva avfallet från reaktordriften kan slutligt och säkert tas om hand innan kärnbränsle får tillföras reaktorn.

Regeringen fattar beslut efter hörande av utvalda remissinstanser.

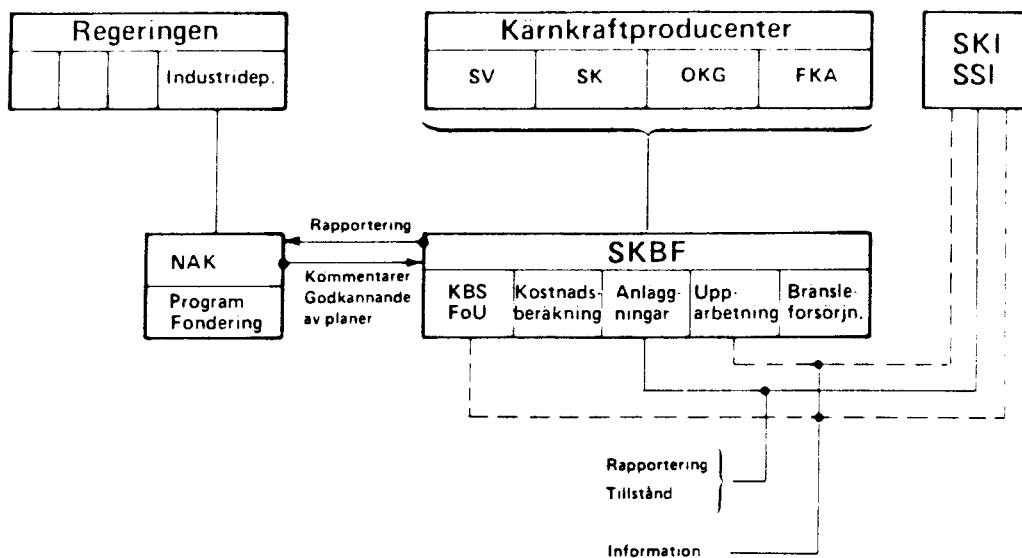
Finansieringslagen fastslår att det primära tekniska och ekonomiska ansvaret för omhändertagande av radioaktivt avfall ligger hos reaktorinnehavaren och att staten skall övervaka verksamheten samt säkra finansieringen av framtida åtgärder genom fonder som byggs upp med avgifter på kraftproduktionen.

1.4 KRAFTINDUSTRINS ORGANISATION FÖR AVFALLSHANTERING

Den i föregående avsnitt nämnda finansieringslagen (1981:669) trädde i kraft 1981-07-01. Där regleras ansvarsfördelningen mellan staten och kraftföretagen i vad avser hantering och slutförvaring av använt kärnbränsle och radioaktivt avfall, som härrör från detta. Lagen omfattar även rivning av kärnkraftverken men däremot inte s k reaktoravfall, som kontinuerligt erhålls under kärnkraftverkens drift.

I samband med den nya lagens tillkomst upphörde Programrådet för radioaktivt avfall, Prav. Som kontrollerande och övervakande organ tillkom samtidigt Nämnden för hantering av använt kärnbränsle, NAK. En central uppgift för NAK är förvaltningen av de fonder, som byggs upp av avgifter, som inbetalas av kärnkraftproducenterna i proportion till producerad elkraft. De skyldigheter som gäller omhändertagande av radioaktivt avfall har av de svenska kärnkraftföretagen (Vattenfall, Sydkraft, OKG och Forsmarks Kraftgrupp) överförts på det gemensamt ägda Svensk Kärnbränsleförsörjning AB, SKBF.

Inom SKBF har avdelningar organiserats för olika uppgifter. Forsknings- och utvecklingsverksamheten bedrivs inom avdelning KBS (Kärnkraftavfallets Behandling och Slutförvaring). Tidigare svarade Prav enligt träffad överenskommelse för delar av FoU-arbetet, huvudsakligen geologiska platsundersökningarna och kemirelaterade utredningar. Dessa uppgifter har nu överförts till bolaget, som således har att täcka hela det aktuella FoU-området. För byggande och drift av CLAB samt för transportsystemet svarar andra avdelningar inom SKBF. SKBFs och KBS plats i organisationsmönstret framgår av figur 1-1.



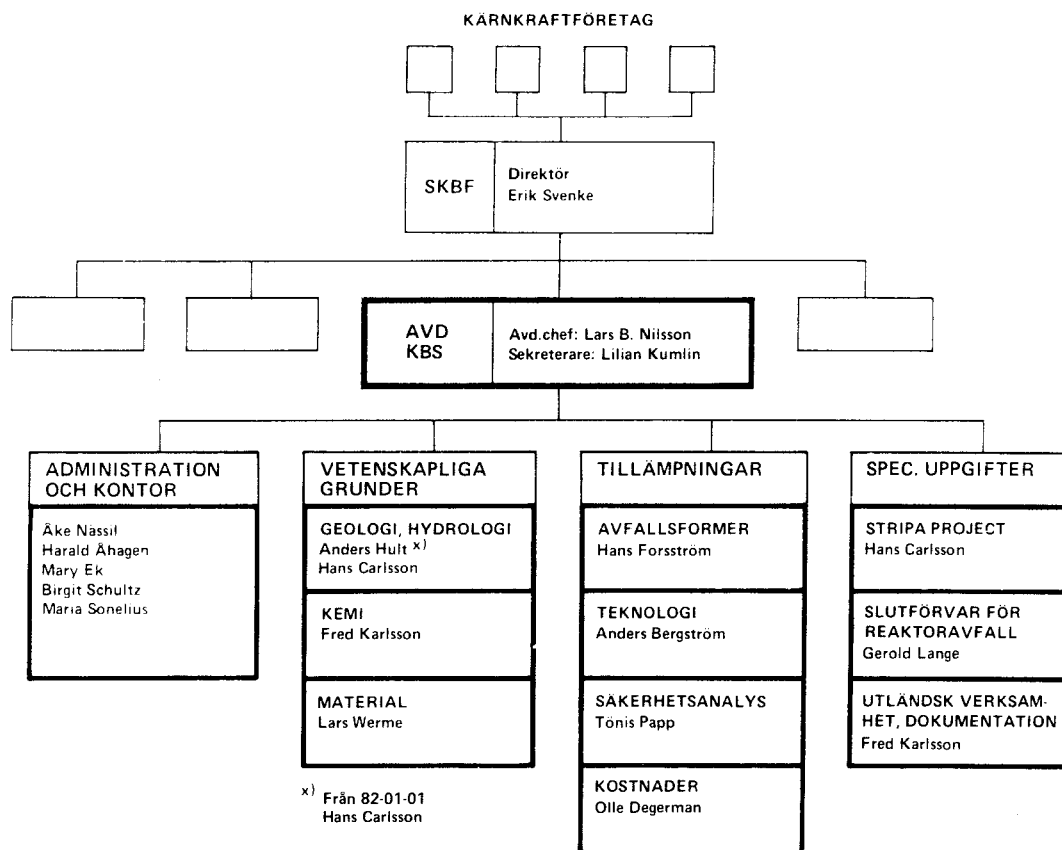
Figur 1-1. Huvuddragen i den svenska organisationen för omhändertagande av radioaktivt kärnkraftavfall

1.5 PROGRAM OCH MALSÄTTNING FÖR KBS ARBETE

1.5.1 Allmänt

Handläggningen inom KBS sker i princip enligt schemat på figur 1-2.

KBS organiserades i anslutning till villkorslagets tillkomst 1977 med uppgift att genomföra de utredningar och den redovisning som lagen kräver. Lagens två alternativ - att visa hur en säker hantering och slutförvaring kan åstadkommas antingen för högaktivt avfall från upparbetning eller för använt kärnbränsle - har sålunda behandlats. För båda alternativen har visats att en säker hantering och slutförvaring är möjlig med dagens teknik /1-1 och 1-2/. Redovisningen av ett upparbetningsalternativ godkändes 1979 av den svenska regeringen. Ett andra alternativ för direktdeponering av använt bränsle, har ännu ej behandlats av regeringen. KBS redovisning har emellertid genom Industridepartementets försorg utsänts på remiss till ett 40-tal svenska och utländska instanser. En övervägande del av dessa har funnit KBS redovisning tillfredsställande. Remissvaren har givit värdefulla synpunkter för det fortsatta arbetet.



Figur 1-2. KBS' organisation

Under senare år har uppgifterna för KBS-avdelningen vidgats och omfattar nu erforderligt forsknings- och utvecklingsarbete som sammanhänger med omhändertagandet av samtligt radioaktivt kärnkraftavfall. I avdelningens uppgifter ingår också förprojektering av erforderliga anläggningar. Under 1981 har sålunda projekteringsarbete pågått för ett slutförvar för reaktoravfall, SFR.

1.5.2 Långsiktigt program

Även om det genom redovisningarna enligt villkorslagen visats att man med dagens teknik och de geologiska förutsättningar, som föreligger i Sverige, kan åstadkomma en säker slutförvaring även av långlivat radioaktivt avfall, återstår betydande insatser för att ange hur åtgärderna mera i detalj skall förverkligas.

De principer, som lagts till grund för utformningen av ett slutförvar för högaktivt radioaktivt avfall, och som bedömts vara i överensstämmelse med aktuella svenska lagar, är följande:



Lars
Werme

Gerold
Lange

Maria
Sonelius

Olle
Degerman

Åke
Nässil

Anders
Bergström

Lilian
Kumlin

Lars B
Nilsson

- Förläggning djupt i ett utvalt svenskt urbergsområde.
- Utnyttjande av ett flerbarriärsystem, där barriärerna utgörs av avfallets begränsande löslighet i grundvattnet, inneslutning i en kapsel av ett beständigt material, inpackning i lämpligt "buffertmaterial", bergtäckningen med låg grundvattenomsättning och kemiska fördröjningseffekter.
- Begränsning av temperaturen kring avfallet till mindre än 100 °C.
- Tillämpning av känd teknik.
- Förvarets säkerhet skall inte vara beroende av en långsiktig övervakning.

Kravet på en begränsning av temperaturen till mindre än 100 °C tillgodoses dels genom övervakad mellanlagring av det högaktiva avfallet eller använda bränslet (i CLAB-anläggningen) under ca 40 år före slutdeponering, dels genom en begränsning av mängden värmealstrande ämnen i varje kapsel och relativt stora inbördes avstånd mellan avfallskapslarna i slutförvaret. Mellanlagringsperioden medför att god tid står till förfogande för erforderligt undersöknings-, utvecklings- och anläggningsarbete.



Birgit Schultz

Tönis Papp

Hans Forsström

Harald Åhagen

Anders Hult

Mary Ek

Hans Carlsson

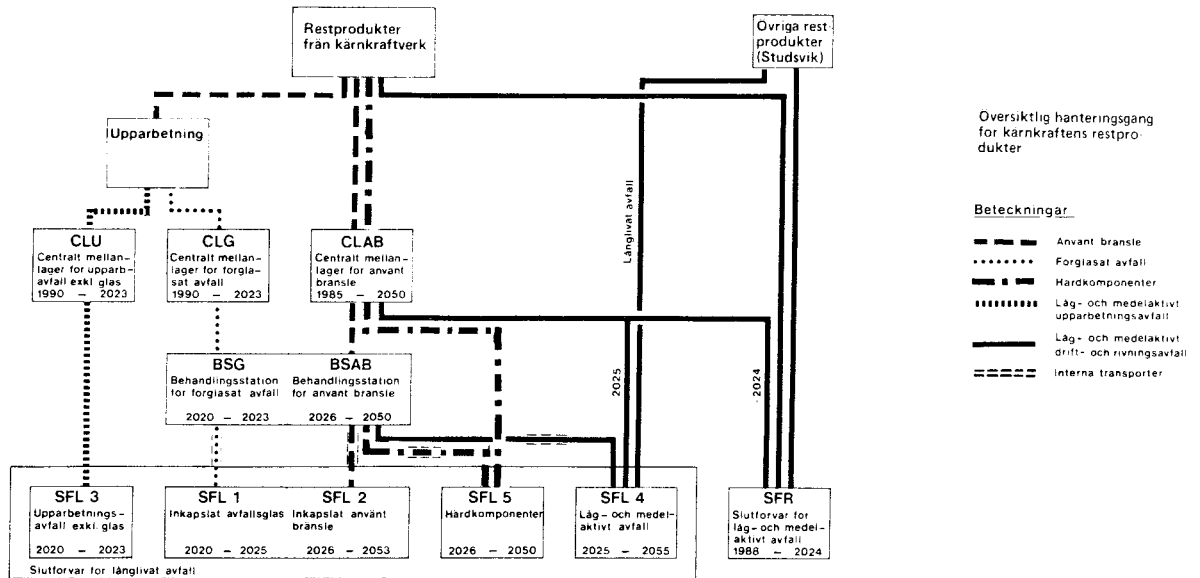
Fred Karlsson

Figur 1-3. KBS' personal

De ovannämnda grundläggande principerna kan förutses förbli gällande även i fortsättningen. Däremot är det självklart att, liksom hittills, olika lösningar inom dessa principiella ramar skall prövas med beaktande av en fortgående teknisk-vetenskaplig utveckling i Sverige och internationellt. Även om sålunda slutliga lösningar inte kan anges idag är det nödvändigt att basera den allmänna inriktningen och kostnadsberäkningar på ett realistiskt scenario för avfallets behandling och hantering. Det scenario som f n ligger till grund för arbetet visas i figur 1-4. Ingående anläggningar beskrivs i tabell 1-2 samt i figur 1-5.

De hittills gjorda säkerhetsbedömningarna har på grund av ofullständiga kunskaper delvis fått baseras på pessimistiska antaganden. Allt eftersom ett bättre kunskapsförråd byggs upp, kan säkrare förutsättningar anges. Särskilt inom kemi- och hydrologiområdena synes fortsatt forskning kunna leda till en väsentligt ökad förståelse av de fenomen som bestämmer säkerheten hos ett slutförvar. Under de närmaste åren förutses därför omfattande forskningsinsatser inom dessa områden.

Valet av plats för ett slutförvar för högaktivt avfall är tekniskt-ekonomiskt av största betydelse och tillmäts också en betydande politisk-opinionsmässig vikt. Därför planeras omfattan-



Figur 1-4. Aktuella avfallsprodukter och anläggningstyper med uppgift om förutsedda driftskeden

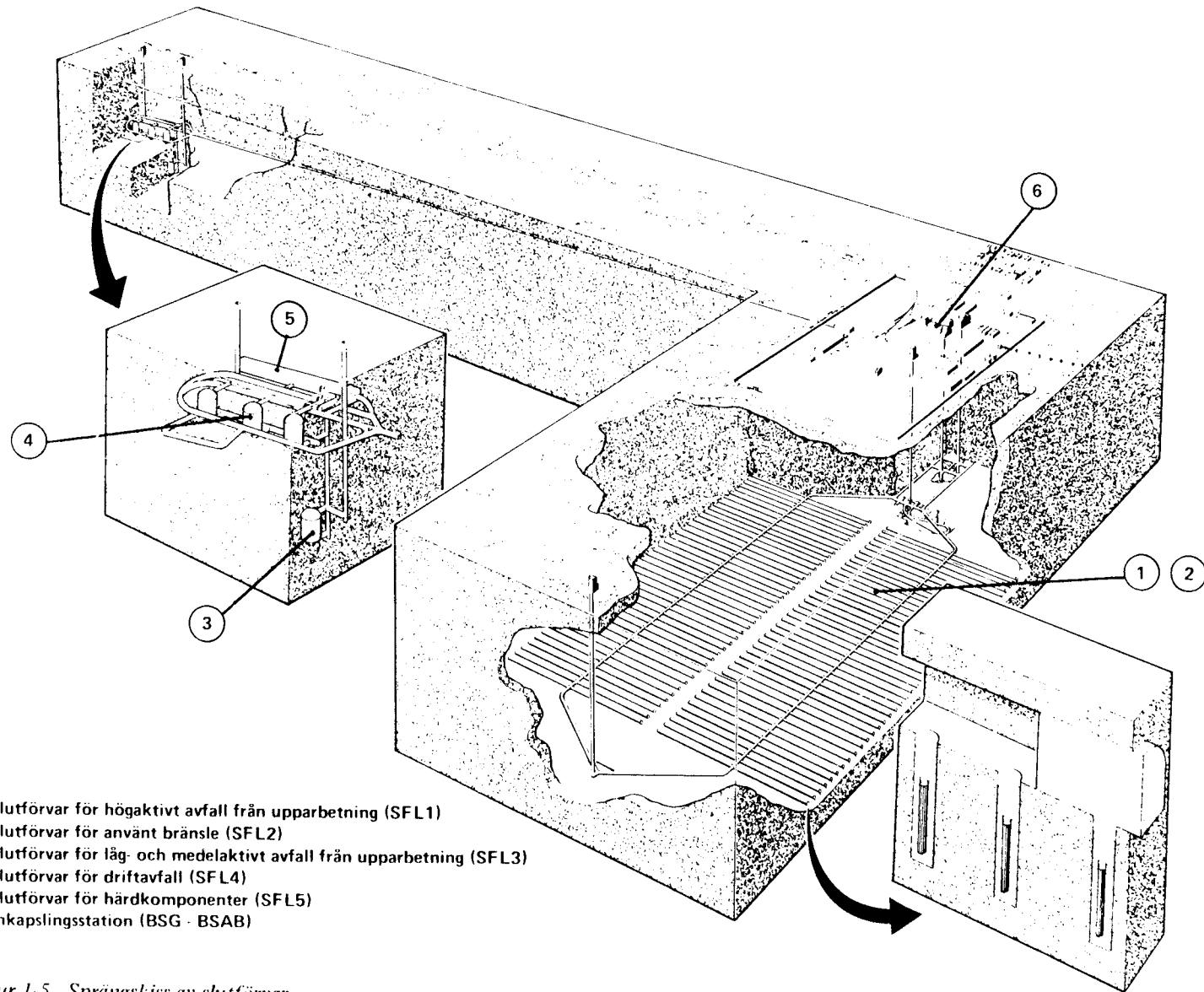
de geologiska undersökningar på många platser i landet, så att ett brett och tillförlitligt beslutsunderlag skall föreligga mot slutet av seklet, se figur 1-6.

1.5.3 Kortsiktigt program

KBS-arbetet avseende slutförvar för högaktivt avfall har under de senaste två åren främst varit inriktat på framtagning av basdata samt utveckling och förbättring av metoder och instrument. Under 1982 är avsikten att sammanställa och tillämpa nu tillgängliga kunskaper i en ny säkerhetsanalys för ett slutförvar för använt kärnbränsle, dvs att utarbeta en uppdaterad version av den sk KBS-2-rapporten /1-2/. Denna nya rapport som alltså blir grundad på väsentligt förstärkt kunskapsunderlag är avsedd att bifogas den laddningsansökan för reaktorerna Forsmark 3 och Oskarshamn 3, som planeras bli ingiven till regeringen av berörda kraftföretag under första halvåret 1983.

1.6 INTERNATIONELLT SAMARBETE

Samarbetet och informationsutbytet med utländska och internationella organisationer har fortsatt under 1981. B1 a har represen-



- 1 Slutförvar för högaktivt avfall från upparbetning (SFL1)
- 2 Slutförvar för använt bränsle (SFL2)
- 3 Slutförvar för låg- och medelaktivt avfall från upparbetning (SFL3)
- 4 Slutförvar för driftavfall (SFL4)
- 5 Slutförvar för hårdkomponenter (SFL5)
- 6 Inkapslingsstation (BSG - BSAB)

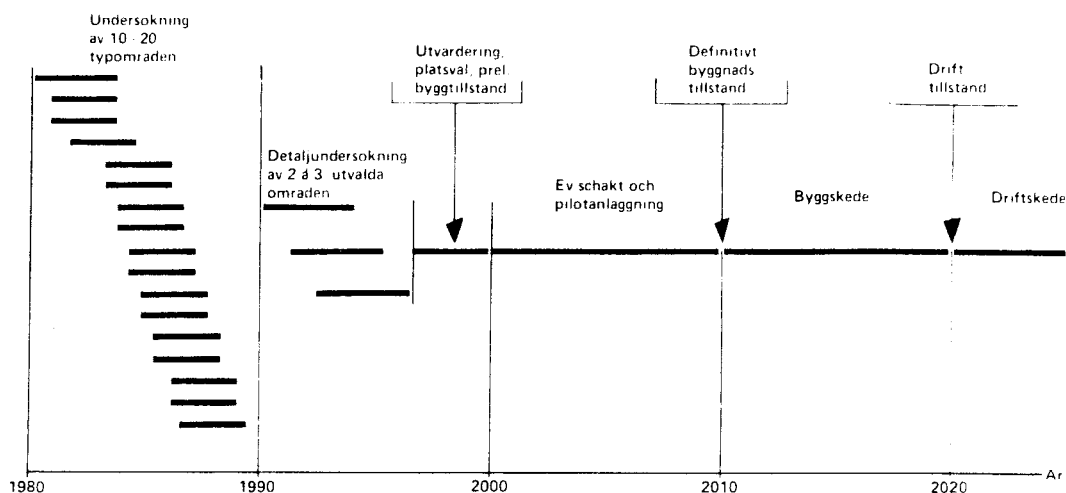
Figur 1-5. Sprängskiss av slutförvar

Tabell 1-2. Anläggningar för kärnkraftavfallets behandling och slutförvaring

Anläggning	Förutsedd lokaliserings	Planerad driftstart	Anm
1 <u>Transportsystem</u>	-	1982	Omfattar specialkonstruerat fartyg, transportbehållare och terminalanordningar
2 <u>Mellanlager</u>			
2.1 CLAB. Centralt lager för använt bränsle	Oskarshamn	1985	I en första etapp 3 000 ton bränsle. Utbyggnad planerad till 7 000 ton
2.2 CLG. Centralt lager för förglasat avfall	Samlokalisering med 2.1 eller 4.1 bedöms lämplig	1990	730 förglasade avfallsenheter
2.3 CLU. Centralt lager för transuranhaltigt avfall	Samlokalisering med 2.1 eller 4.1 bedöms lämplig	1990	Ca 4 000 m ³ avfall
3 <u>Behandlingsanläggningar</u>			
3.1 BSG. Behandlingsstation för förglasat avfall	Samlokalisering med 4.2 bedöms lämplig	2020	Inkapslingsstation med kapacitet att behandla 730 förglasade avfallsenheter under perioden 2020-24
3.2 BSAB. Behandlingsstation för använt bränsle	Samlokalisering med 4.3 bedöms lämplig	2026	Inkapslingsstation med kapacitet att behandla ca 6 000 ton använt bränsle under perioden 2026-2050
4 <u>Slutförvar</u>			
4.1 SFR. Slutförvar för drift- och rivningsavfall	Föreslagen lokaliseringssort: Forsmark	1988	Driftavfall (SFR 1) ca 100 000 m ³ Rivningsavfall (SFR 3 senare utbyggnad) ca 140 000 m ³
4.2 SFL 1. Slutförvar för förglasat avfall	Fastställes omkring år 2000 och baseras på resultat av geologiska undersökningar	2020	730 inkapslade avfallsenheter
4.3 SFL 2. Slutförvar för använt bränsle	Samlokalisering med 4.2	2026	4 500 kapslar vardera med ca 1.4 ton använt bränsle
4.4 SFL 3. Slutförvar för transuranhaltigt avfall	Samlokalisering med 4.2	2020	Ca 4 000 m ³
4.5 SFL 4. Slutförvar för låg- och medelaktivt drift- o rivningsavfall	Samlokalisering med 4.2	2025	Ersätter 4.1 (SFR) från år 2025
4.6 SFL 5. Slutförvar för hårdkomponenter m m	Samlokalisering med 4.2 eller eventuellt 4.1	2025	

tanter för KBS och av KBS anlidade experter medverkat i verksamheten inom IAEA och OECD/NEA.

Representanter för KBS eller av KBS anlidade experter har följt det internationella arbetet bl a genom deltagande i ett flertal konferenser, där även svenska arbeten presenterats.



Figur 1-6. Översiktlig tidplan för geologiska undersökningar och byggande av slutförvar, SFL

Det av KBS ledda multinationella OECD/NEA-projektet i Stripa har fullföljts programenligt (kapitel 9) med ekonomiskt stöd från Finland, Frankrike, Japan, Kanada, Schweiz, Sverige och USA. Diskussioner inom OECD/NEA har påbörjats om en eventuell fas 2 av Stripa-projektet.

Överenskommelse har träffats med japanska (CRIEPI) och schweiziska (NAGRA) organisationer om ett gemensamt 2,5-årsprogram för undersökning av upplösningsmekanismerna i avfallsglas. KBS har anförtratts ledningen av detta s k JSS-projekt.

Inom ramen för de avtal om informationsutbyte som träffats med US DOE, AECL i Kanada och NAGRA i Schweiz har såväl allmänna gemensamma möten som specialistmöten ägt rum.

Informellt erfarenhetsutbyte har ägt rum med CEC och Japan.

Dels för att få tillgång till expertis som saknas i Sverige, dels för att bredda idéunderlaget, har ett antal utländska forskare engagerats i FoU-arbetet.

2 KARAKTERISERING OCH BEHANDLING AV AVFALL

2.1 ALLMÄNT

KBS arbeten med omhändertagande och slutförvaring av radioaktivt avfall är i första hand inriktade på det avfall som erhålls från drift av kärnkraftverk och från omhändertagandet av det använda kärnbränslet. De avfallstyper som därvid erålls är:

upparbetningsavfall

 högaktivt förglasat avfall

 låg- och medelaktivt avfall

reaktoravfall

rivningsavfall

Utöver dessa avfall studeras även möjligheten att slutförvara annat radioaktivt avfall, t ex från användningen vid industrier, sjukhus och forskning, i de slutförvar som planeras för kärnkraftsavfallet.

De huvudsakliga insatserna inom KBS har ägnats åt slutförvaring av använt bränsle och högaktivt avfall. Dessa arbeten beskrivs i de följande kapitlen. Under 1981 har även reaktoravfallet getts hög prioritet såsom framgår av avsnitt 2.3 och kapitel 8. Arbetena på slutförvaring av låg- och medelaktivt upparbetningsavfall samt rivningsavfall är ännu i ett inledande skede, varför en kort beskrivning av dessa lagts in i detta kapitel.

2.2 AVFALL FRÅN UPPARBETNING

2.2.1 Allmänt

I kontraktet mellan SKBF och COGEMA om upparbetning av använt kärnbränsle, är det förutsett att allt avfall som härrör från upparbetningen kan komma att återsändas till Sverige. Detta innefattar utöver det högaktiva glaset även flera typer av låg-

och medelaktivt avfall. Arbetet med att specificera den slutliga formen för detta avfall pågår inom COGEMA, och en första uppsättning specifikationer förväntas bli överlämnade i mitten av 1982. Utformningen av specifikationerna har diskuterats vid möten mellan kunderna och COGEMA. SKBF representeras av KBS i dessa diskussioner.

KBS arbete på detta avfall är i första hand inriktat på att visa att avfallet kan tas om hand och slutförvaras på ett säkert sätt. Merparten av avfallet innehåller betydande mängder långlivad α -aktivitet. Av detta skäl planeras slutförvaringen av det låg- och medelaktiva avfallet från upparbetning bli samordnad med slutförvaret för högaktivt avfall och använt bränsle och påbörjas därför tidigast 2010. Arbetet på detta avfall är av en grundläggande FoU-karaktär.

2.2.2 Avfallstyper och planerade behandlingsmetoder

I tabell 2-1 listas de viktigaste avfallstyperna, som enligt COGEMA erhålls vid upparbetning, och anges hur de planeras att bli behandlade i La Hague.

Tabell 2-1. Avfall från upparbetning

Avfallstyp	Behandlingsmetod
Högaktivt flytande avfall	Förglasning
Bränslekapsling	Cementingjutning
Jonbytarmassor och slam	Bitumeningjutning
Skrot, papper, plast etc	Cementingjutning

2.2.3 Högaktivt förglasat avfall

Det förglasade avfall, som återsänds till Sverige kommer att innehålla nio viktsprocent fissionsprodukter. Det huvudsakliga arbetet på att karakterisera detta glas sker i Frankrike. Parallellt görs studier i Sverige på hur glaset uppför sig i slutförvarsmiljö. Detta beskrivs närmare i kapitel 3.

2.2.4 Låg- och medelaktivt avfall

Innehållet av långlivad aktivitet är i vissa typer av låg- och medelaktivt upparbetningsavfall jämförbart med vad som finns i det högaktiva förglasade avfallet. Detta innebär att liknande krav på långsiktig isolering måste ställas.

Det låg- och medelaktiva avfallet avses såsom framgått ovan bli behandlat genom ingjutning i cement- och bitumen. Detta medför

att bland annat följande frågeställningar tillkommer vid analysen av slutförvaret, jämfört med vad som gäller för högaktivt avfallsglas:

- Kemisk form för aktiviteten i avfallet
- Inverkan av högt pH(cement) på de radioaktiva ämnens löslighets- och transportegenskaper i matrisen, samt i omkringliggande buffertmaterial och berg.
- Risken för bildning av organiska komplexbildare genom nedbrytning av organiskt avfall och bitumen
- Långtidsförändringar i cement och bitumen
- Växelverkan mellan betong och buffertmaterial

Under året har en del studier initierats för att belysa dessa frågor.

En genomgång av upparbetningsprocessen har gjorts med syfte att fastställa i vilken kemisk form som aktiviteten i olika avfallsströmmar kan förväntas uppträda. Speciellt har därvid vikt lagts vid risken för att aktiniderna är komplexbundna.

Grundläggande experimentella studier av aktinidernas kemi vid höga pH-värden har inletts. Under året har i första hand mätningar av Am(III) genomförts, samt förberedelser vidtagits för diffusionsexperiment i olika typer betong. En viktig punkt i sammanhanget är hur den kemiska miljön i cementen förändras med tiden. En studie av detta pågår.

Genom radiolys kan den kemiska miljön förändras. En litteraturgenomgång av radiolys i betong har därför genomförts.

I avsnitt 4.2.4 beskrivs arbeten för att belysa växelverkan mellan betong och lera.

2.2.5 HIPOW-processen

I föregående årsrapport beskrevs en alternativ metod för att behandla kapslingsavfall, som utvecklats av ASEA på uppdrag av KBS. Den kallas HIPOW (Hot Isostatic Pressing of Waste) och innebär att kapslingsavfallet pressas ihop till ett helt kompakt, porfritt zircalloyblock. Pressningen sker i en het isostatisk press vid ca 1 000 °C och 150 MPa. 1981 års arbeten har omfattat studier av processens tekniska tillämpning samt inverkan av störande material i kapslingsavfallet, t ex spridarna och keramiskt material /2-1/.

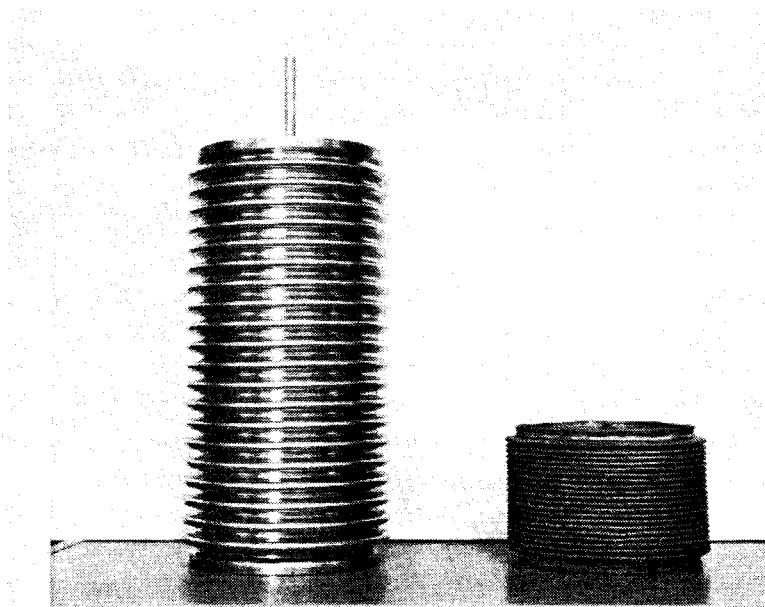
En viktig punkt för processens tillämpbarhet är möjligheten att göra pressningen i ett steg. För detta ändamål har en bälgformad kapsel utformats. Denna gör att pressningen styrs så att den först sker axiellt och sedan isotropt. Den axiella ihoppressningen ger en sådan fylltäthet i kapseln att den isostatiska pressningen kan ske på ett kontrollerat sätt. Ett exempel visas i figur 2-1.

2.3 REAKTORAVFALL

2.3.1 Allmänt

Låg- och medelaktivt avfall, med en livslängd kortare än 500 år, uppkommer vid drift av kärnkraftverk och vid lagring av använt kärnbränsle. Detta kallas reaktoravfall. KBS arbete med reaktoravfallet syftar i första hand till att ta fram säkra förvaringsmetoder. KBS resurser utnyttjas dessutom för studier av behandlingsmetoder för olika avfallstyper som är av gemensamt intresse för svensk kraftindustri.

Ett förslag till Slutförvar för reaktoravfall, SFR, har utarbetats under året. Det beskrivs närmare i kapitel 8. Parallellt



Figur 2-1. Het isostatiskt pressad bälgkapsel. Till vänster kapsel före pressning, 16 % fyllnadsgrad. Till höger samma kapsel efter pressning

med detta projektarbete studeras även produkttegenskaperna hos det avfall, som skall deponeras i SFR samt nya behandlingsmetoder för detta avfall.

2.3.2 Avfallstyper och nuvarande behandlingsmetoder

I tabell 2-2 listas de viktigaste avfallstyperna som erhålls vid reaktordrift och anges hur de för närvarande behandlas.

Tabell 2-2. Nuvarande behandlingsmetoder för avfall från svenska kärnkraftverk

Avfallstyp	Behandlingsmetod
Härdkomponenter	Ingen behandling
Jonbytarmassor och slam	Solidifiering med cement eller bitumen
	Avvattning
Skrot	Ingjutning i cement eller enbart förpackning
Lågaktivt sopavfall	Kompaktering eller förbränning

Hittills har detta avfall lagrats vid kärnkraftverken i avvaktan på att det centrala slutförvaret skall komma till stånd. Befintliga lagringslokaler beräknas bli fyllda under senare delen av 1980-talet. Vissa tillbyggnader behövs för att klara behovet fram till 1988, då SFR beräknas kunna tas i drift.

2.3.3 Härdkomponenter

Förbrukade härdkomponenter, såsom bränsleboxar, styrstavar och neutrontektorer, lagras för närvarande i bränslebassängerna på kärnkraftverken. I årsrapporten för 1980 beskrevs några olika alternativ för hur dessa komponenter kan hanteras och behandlas för slutförvaring. Där angavs också att man med hänsyn till såväl kostnader som dosbelastning bör eftersträva en lösning, som innebär att komponenterna bearbetas så litet som möjligt innan de transporteras till slutförvaring.

I den plan som för närvarande gäller för omhändertagande av det högaktiva avfallet kommer huvuddelen av det använda bränslet att direktdeponeras efter ca 40 års mellanlagring. Den största mängden härdkomponenter, bränsleboxarna, förutses följa det använda bränslet och behöver tas om hand först när bränslet deponeras. Övriga härdkomponenter, som utgör en mindre del, hanteras på liknan-

de sätt. De lagras i första hand vid kärnkraftverken och förs därefter över till CLAB. Där förvaras de i liknande kassetter, som det använda bränslet, till dess att slutdeponering påbörjas omkring år 2010. Deponeringen av hårdkomponenterna kan ske antingen i en utbyggnad av SFR eller i anslutning till slutförvaret för använt bränsle.

Med hänsyn till denna långsiktiga strategi har inga omfattande utredningar rörande hårdkomponenterna genomförts under året. Vissa studier av lämplig transportflaska för transporten från kraftverken till CLAB har pågått.

2.3.4 Jonbytarmassor ingjutna i bitumen

Innan jonbytarmassorna gjuts in i bitumen torkas de. När de placerats i ett slutförvar kommer de med tiden åter att ta upp vatten. Denna process är mycket långsam, eftersom bitumen försvårar att vatten tränger in till jonbytarkornen. Efter lång tid måste dock förutsättas att kornen blir vattenmättade. En försöksserie har genomförts för att se vilken volymökning, som därvid erhålls vid olika antaganden om torkningstemperatur och tid (KBS TR 81-13). Undersökningarna visar att volymökningen för de testade jonbytarna är starkt beroende av dessa parametrar.

Om jonbytarmassorna är förhindrade att svälla när de tar upp vatten erhålls istället ett svälltryck. Mätningar pågår för att bestämma detta.

En serie brandförsök har genomförts med bitumeningjuten jonbytarmassa, vilka visar att mindre än 1% av aktiva isotoper som ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{85}Sr och ^{65}Zn frigörs. Brandtemperaturen var ca 700 °C.

2.3.5 PILO-processen

En alternativ behandlingsmetod för jonbytarmassor har studerats sedan 1976 i Pravs regi /2-2/. Den innebär i korthet att aktiviteten överförs från de organiska jonbytarmassorna till oorganiska jonbytare (titanater och zeoliter). Metoden ger följande fördelar:

- Efter värmebehandling av de oorganiska jonbytarna erhålls en volymreduktion av avfallet med en faktor 5-10 jämfört med den obehandlade organiska jonbytarmassan
- Aktiviteten binds i en matris med mycket goda stabilitets- och lakningsegenskaper

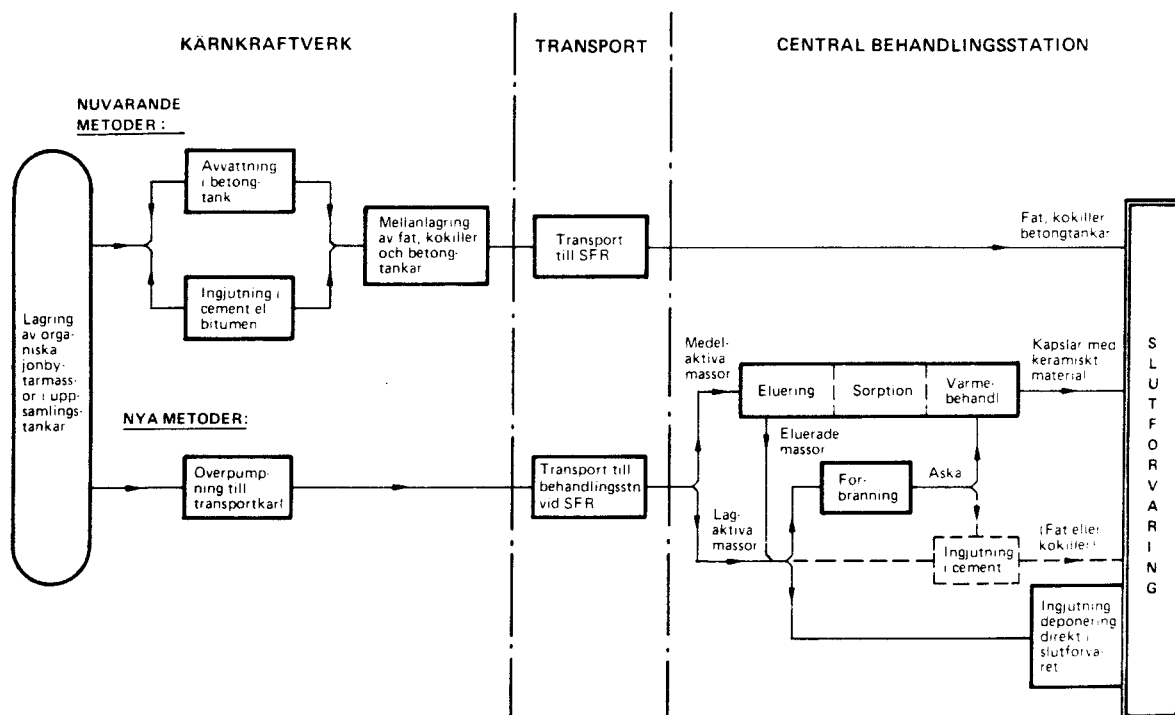
Då Prav upphörde i mitten av 1981 övertog SKBF/KBS ansvaret för det fortsatta arbetet med denna process, som benämns PILO. Målsättningen för arbetet har varit att ta fram det underlag som

krävs för att avgöra om PILO-processen medför sådana säkerhetsmässiga och ekonomiska förbättringar i jämförelse med nu tillämpade behandlingsmetoder, att en fullskaletillämpning i det svenska kraftsystemet kan vara motiverat.

I figur 2-2 visas de olika hanterings- och behandlingssteg som ingår i PILO-processen. Som jämförelse visas även stegen vid nuvarande metod. Det bör påpekas att PILO-metoden endast avses bli använd för medelaktiva jonbytarmassor. Lågaktiva massor förutses även framledes komma att behandlas med nuvarande metoder. (Eventuellt kan bränning av dessa bli aktuellt).

Som underlag för en utvärdering av PILO-processen har följande utredningar genomförts under året:

- Sammanställning av utländska erfarenheter från transporter av avvattnad radioaktiv jonbytarmassa
- Kostnader för transporter
- Processtudie och kostnadsberäkningar av en central fullskaleanläggning för eluerings- och sorptionsstegen samt för värmebehandling av de oorganiska jonbyterna



Figur 2-2. Alternativ för behandling av jonbytarmassa

- Materialbalanser för PILO-processen
- Nedbrytningsmekanismer vid slutförvaring av eluerad jonbytar-massa.

Dessa teoretiska studier har kompletterats med experimentella insatser i Studsvik och på KTH. Dessa omfattar:

- Strömningsförsök i 50 l-kolonn med titanater
- Framställning av titanater
- Elueringsförsök med borathaltig jonbytar-massa från PWR
- Utvärdering av möjligheten att selektivt utvinna litium ur PWR-massor
- Värmebehandling av zeoliter och titanater med hetisostatisk pressning, enaxlig varmpressning och konventionell sintring
- Lakningsexperiment på de värmebehandlade produkterna
- Karakterisering av de värmebehandlade produkterna
- Pyrolys av jonbytar-massa

Resultaten av dessa och tidigare utförda undersökningar kommer att sammanställas i en rapport som beräknas bli klar under första halvåret 1982. De kommenteras därför inte i detalj här. Sammanfattningsvis kan det sägas att arbetet hittills visat att metoden är tekniskt väl genomförbar och att slutprodukter med god lakningsresistens kan erhållas.

2.3.6 Behandling av dekontamineringsavfall

Vid dekontaminering av komponenter och system används bl a organiska syror, som menligt kan påverka solidifieringen av avfallet i cement. En serie försök har genomförts för att studera hur jonbytare laddade med dekontamineringsavfall kan behandlas i befintliga ingjutningsanläggningar på kärnkraftverken. Vid försöken med bitumeningjutning erhöles goda resultat. Vid cementingjutning däremot erhöles inte godtagbara produkter. Försök att på olika sätt förbehandla jonbytarna före ingjutningen gav ej heller positiva resultat.

2.3.7 Behandling och deponering av lågaktivt fast avfall

Under året har endast mindre insatser gjorts på detta område i anslutning till de diskussioner som förs med myndigheterna om möjligheten att deponera detta avfall på kraftverksområdena.

2.4 AVFALL FRÅN RIVNING AV KÄRNKRAFTVERK

Under året har endast mindre insatser gjorts angående rivning av kärnkraftverk i samband med kostnadsberäkningar för kärnkraftens slutsteg. Likaså har man i samband med SFR-arbetet gjort en begränsad studie av hur ett slutförvarsutrymme för huvuddelen av rivningsavfallet kan utformas.

3 MATERIAL

3.1 FÖRGLASAT HÖGAKTIVT AVFALL

Av de två avfallsformer, utbränt bränsle och förglasat upparbetat avfall, som är aktuella för högaktivt avfall inom KBS-projektet, har för 1981 huvudaktiviteterna legat på förglasat avfall. Eftersom glassammansättningen för La Hague-processen kommer att fastställas inom en nära framtid, är det viktigt att koordinera KBS-arbetet inom detta område med motsvarande utländska aktiviteter.

Beständigheten i vatten för simulerat förglasat avfall har undersökts i mer än 10 år av ett tämligen stort antal laboratorier världen över. Trots den relativt stora erfarenhet som samlats, är det fortfarande vanskligt att jämföra resultat från olika laboratorier. Ett av skälen till detta tycks vara att dessa komplexa glas förefaller vara mycket känsliga för små variationer i vattenkemin. Det är alltså viktigt att alla försöksparametrarna är väl kontrollerade under lakexperimenten. Bland annat de relativt omfattande internationella aktiviteterna inom området glashållbarhet och försöken att få fram nationella och internationella standardmetoder för glaslakning har bidragit till denna insikt.

Under 1981 har de första etapperna i ett tre års program för högaktivt avfallsglas genomförts. I programmet har två alkalisilikater, kallade ABS 39 och ABS 41 undersökts (se tabell 3-1). Dessa glas valdes under 1980 som representativa för det sammansättningsintervall, där glaset från La Hague-processen mest sannolikt kommer att ligga. Sedan 1980 har arbetet med den slutliga glassammansättningen för UP3A i La Hague fortskridit. Så snart det medges kommer de två KBS-sammansättningarna att ersättas med en som är mer realistisk.

Tabell 3-1. Sammansättning i viktsprocent för ABS 39 och ABS 41.

	ABS 39 %	ABS 41 %
SiO ₂	48.5	52.0
Al ₂ O ₃	3.1	2.5
Na ₂ O	12.9	9.4
B ₂ O ₃	19.1	15.9
Li ₂ O	-	3.0
ZnO	-	3.0
Fe ₂ O ₃	5.7	3.0
UO ₂	1.7	1.7
Simulerade fissions- produkter	9.0	9.0

3.1.1 Glaskorrosion

Glaskorrosionsstudierna under 1981 har varit av två typer. Dels har ren glas-vatten växelverkan studerats för olika vattentyper och dels har växelverkan mellan glas- och buffertmaterial i närvaro av vatten undersökts.

Glas-vatten växelverkan, som motsvarar en fas 1 i undersökningarna av simulerat avfallsglas, har inte avslutats under 1981, men delresultat har rapporterats. Det är ännu för tidigt att dra några mer långtgående slutsatser ur det material som finns tillgängligt. Resultaten så långt bestyrker tidigare resultat, som visar att ABS 41 är ett hållbarare glas än ABS 39. Skillnaden i lakresistens är ungefär en faktor tre. En långtids soxhlet test enligt ISO-normerna har också genomförts för att bland annat fastställa glasernas kristalliserbarhet. Resultaten visar att 14 dagar vid 800 °C endast obetydligt ändrar lakresistensen hos glaset, som alltså visar god motståndskraft mot kristallisering.

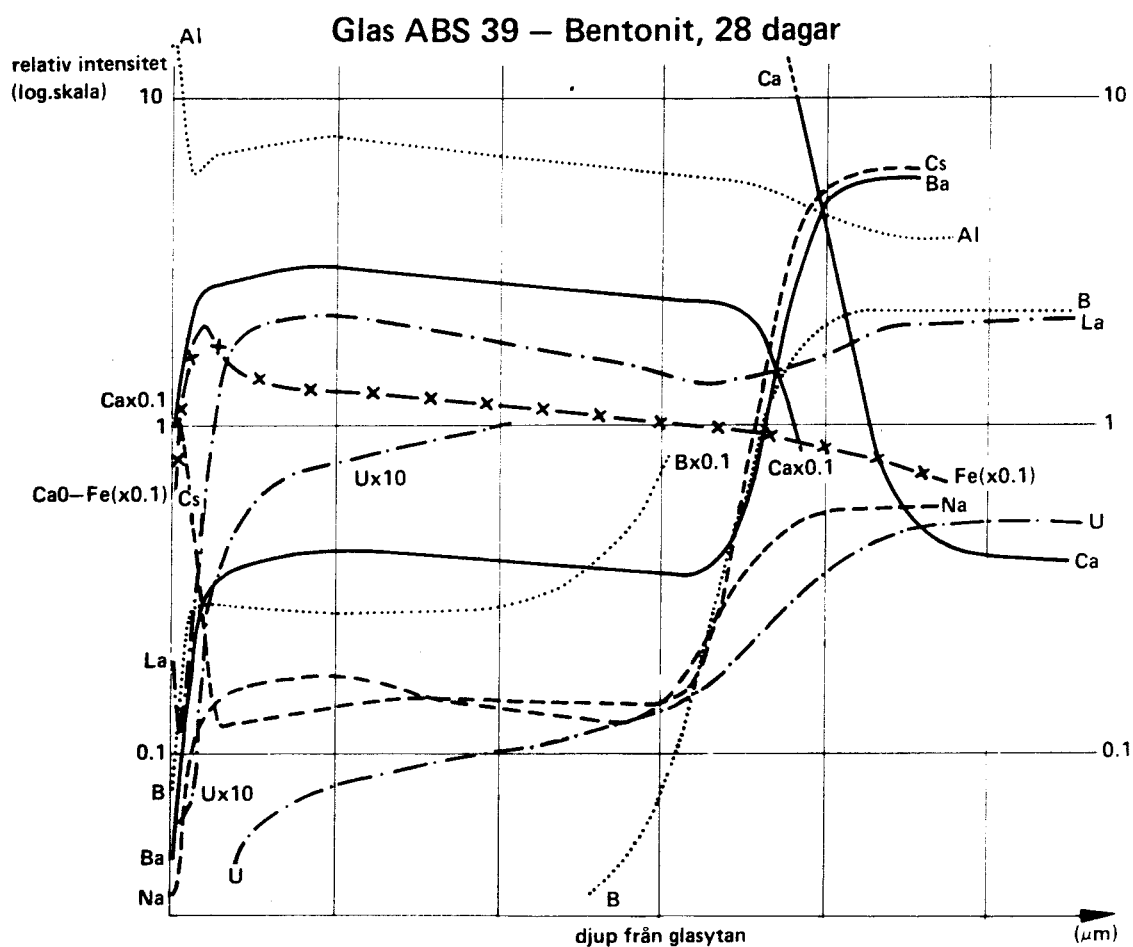
De undersökningar av växelverkan mellan glas och buffertmaterial, som genomförts, visar på en kraftig inverkan av bentonit på glasens lakbarhet. Mekanismerna för denna växelverkan är ännu mycket ofullständigt kartlagda, men en reaktion möjligen av jonbyteskaraktär, med Ca²⁺ i bentoniten tycks ha en stor betydelse.

3.1.2 Ytanalyser

I glaskorrosionsundersökningarna har infraröd reflexion använts som standardmetod. Valda prover har dessutom undersökts med ESCA och SIMS. Speciellt SIMS har visat sig vara en kraftfull metod att bestämma de relativa koncentrationerna av de olika elementen i glasens korrosionsskikt. Ett exempel på resultat från SIMS visas i figur 3-1.

3.1.3 Fasseparation

En undersökning vid Danmarks Tekniska Högskola i Lyngby om metastabil fassetparation i ABS 39 och ABS 41 har avslutats under 1981. Blandningsluckan för de båda glasen har fastställts och un-



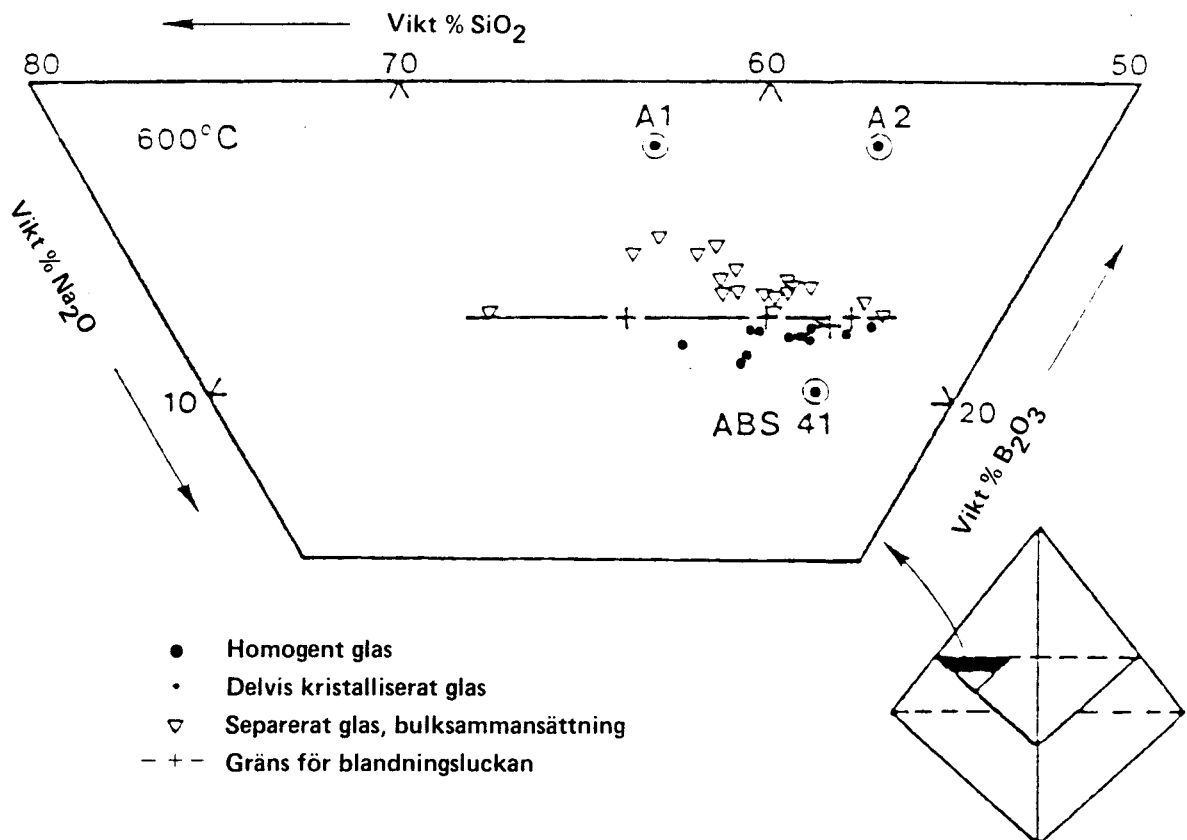
Figur 3-1. Koncentrationsprofil från ytan till ca 8 μm djup tagen från glas ABS39 efter 28 døgns kontakt med kompakterad bentonit

dersökningarna visar att båda glasen ligger utanför området för fassparation (se figurerna 3-2 och 3-3). Lösligheten för molybden i ABS 39 och ABS 41 har också bestämts. För båda glasen ligger lösligheten betydligt över de förväntade molybdenhalterna i avfallsglas.

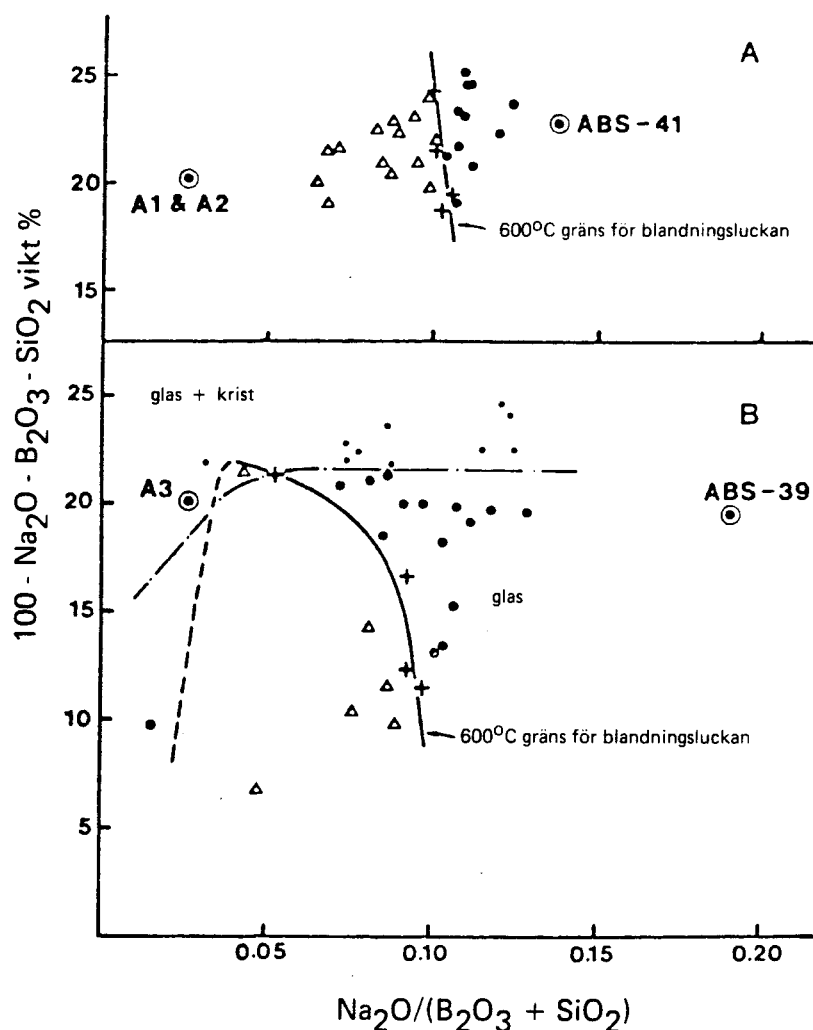
3.1.4 In Situ-experiment i Stripa

Under 1981 har in situ-försök genomförts, där simulerat avfallsglas deponerats tillsammans med kapselmateriale och bentonit i borrhål i Stripa.

Hittills har 14 dagar, 28 dagars och 3 månadersproverna utvärderats och de preliminära resultaten bestyrker motsvarande laboratorieresultat. Detta innebär att bentoniten växelverkar starkt med glaset, men den låga vattenhalten i kompakterad fuktig bentonit gör att angreppen på glaset är mindre än i laboratoriet. Under 3 månaders exponering har ingen eller endast obetydlig växelverkan med kapselmaterialet kunnat påvisas.



Figur 3-2. Del av 80%-s $\text{Na}_2\text{O} - \text{B}_2\text{O}_3 - \text{SiO}_2$ planet relaterat till multikomponent ABS-41-systemet, som visar sammansättningen på det undersökta glaset och 600°C -isotermen (immiscibility isotherm)



Figur 3-3. Variationen för 600^o-isotermen för glas ABS-41 (A) och ABS-39 (B) som funktion av innehållet simulerade fissionsprodukter och andra tilläggsprodukter. För förklaring av symboler, se figur 3-2.

3.1.5 JSS-project

Huvuddelen av undersökningarna av beständigheten för glas i granit- och bentonitomgivningar utförs med icke-radioaktiva glas. Resultaten från dessa undersökningar måste verifieras med experiment med radioaktiva glas. På grund av de höga kostnaderna för sådana undersökningar har ett samarbetsprojekt mellan SKBF/KBS, NAGRA (Schweiz) och CRIEPI (Japan) överenskommit. Projektet, som kallas JSS-project, startar 1982 och pågår till 1985. De fenomen som speciellt skall undersökas är betydelsen av α -radiolys för glasupplösningen, lakningen av aktinider och växelverkan mellan glas, granit och bentonit med hjälp av radioaktiva spårämnen. Det experimentella arbetet inom projektet kommer att utföras av Studsvik Energiteknik AB och EIR, Schweiz.

De radioaktiva glasblocken kommer att tillverkas av CEA, Marcou-
le och tillhandahållas av COGEMA.

3.2 UTBRÄNT BRÄNSLE

För utbränt bränsle är de utländska insatserna betydligt blyg-
sammare än för glas. De resultat från bränslelakning som finns
kommer i allmänhet från tämligen olika testmetoder, och är dess-
utom mycket svåra att jämföra, dels på grund av de olika sätten
att rapportera data och dels på grund av att de bränslen som la-
kats har varierat mycket och ofta varit dåligt karakteriserade.
Trots detta har emellertid så mycket data samlats under de se-
naste åren att det kan vara meningsfullt att genomföra en andra
generationens bränslelakningar i Sverige.

Riktlinjerna för ett program för laknings-/korrosionsstudier av
utbränt bränsle har utarbetats i samband med en mini-workshop
med representanter för Battelle PNL, Los Alamos Scientific Labo-
ratory och AECL, som hölls i Studsvik under hösten. Avsikten är
att från denna workshop forma en rådgivargrupp som sammanträder
mer regelbundet.

3.3 KAPSLINGSMATERIAL

3.3.1 Koppar

Prov med elektronstrålesvetsning av 100 mm tjockt koppargods
har genomförts av Leybold-Heraeus och Sciaky.

Utvärdering av provsvetsarna visar att svetskvaliteten inte är
tillfredsställande. Fogarna har innehållit porer av varierande
storlek och sprickbildning har också förekommit i relativt stor
omfattning. Det är ännu inte helt klarlagt om svetsdefekterna
beror på felaktiga svetsparametrar eller är relaterade till
valet av kopparmaterial. Fortsatta svetsprov är planerade till
1982.

4 TEKNISKA BARRIÄRER, KONSTRUKTION

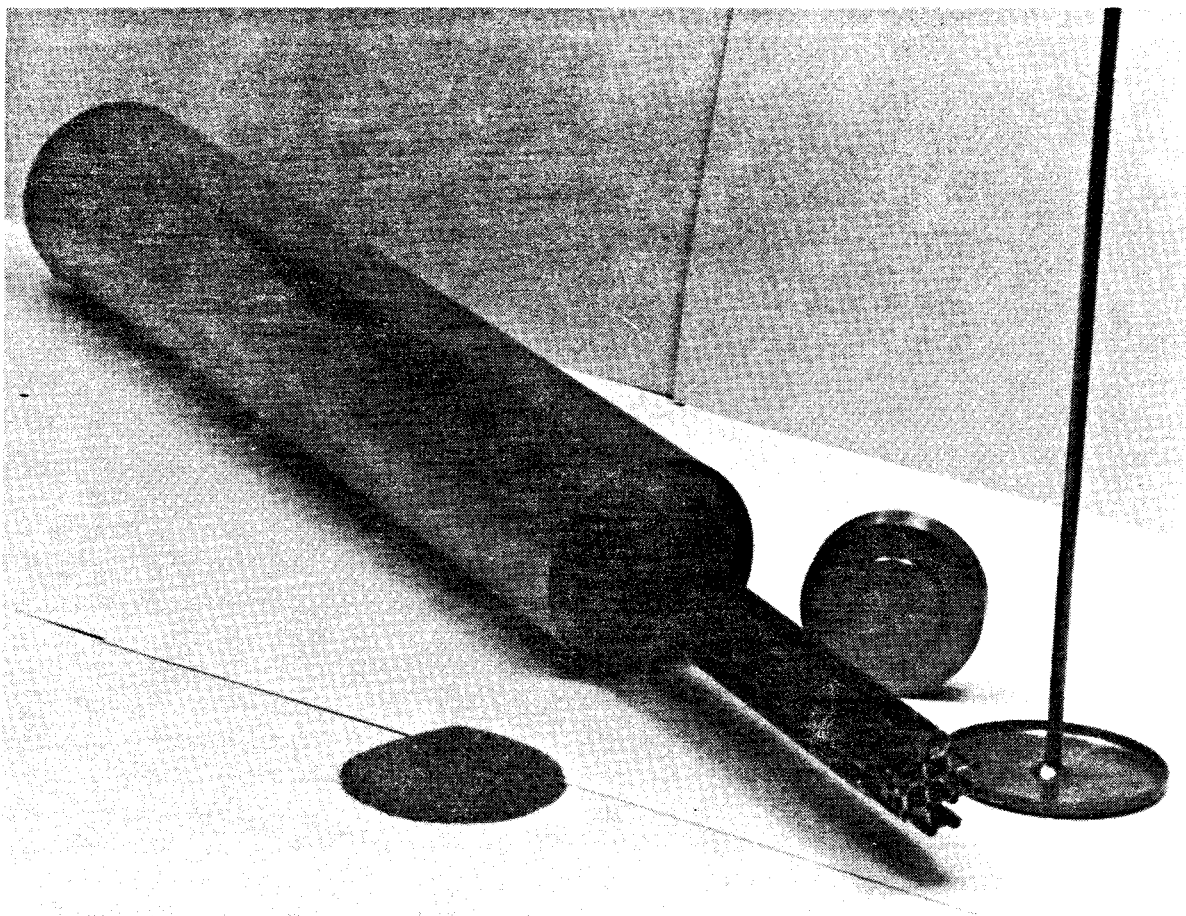
4.1 KAPSLING

Som alternativ till tidigare presenterade förslag enligt KBS-2 /1-2/ har föreslagits en metod att med het isostatisk pressning, HIP, innesluta kärnbränsle i ren koppar. Metoden innebär att använda kärnbränsleelement inneslutes i sammanpressat kopparpulver i stället för bly såsom i det tidigare förslaget och omges av en kopparbehållare som försluts vid den heta isostatiska pressningen. Prov har utförts i mindre skala, varvid bl a simulerad toppdel av bränsleelement (se figur 4-1) med tillhörande del av toppplatta och spridare placerats i en kopparbehållare, varefter mellanrummen fyllts med kopparpulver, lock och hölje anbringats och hela paketet har därefter pressats samman i ett moment vid 500-550 °C och yttre isostatiskt tryck av ca 150 MPa (se figur 4-2). Mycket goda resultat har uppnåtts vid HIP-försöken. Ett program för fortsatta försök i större skala är under utarbetande.

4.2 LERBARRIÄRER

4.2.1 Allmänt

I KBS-1 /1-1/ och KBS-2 /1-2/ har bentonitbaserade lerbuffer tar använts som komponenter i flerbarriärsystem för förvaring av högaktivt avfall på ca 500 m djup i berggrunden. Funktionskraven för buffertmaterialet har bl a varit att ge mekaniskt skydd av kapslarna och att begränsa grundvattenströmningen även efter mindre bergförskjutningar, vilket möjliggörs genom materialets självläkningsförmåga. Buffertbarriärer med samma egenskaper har föreslagits att komma till användning även i slutförvaret för reaktoravfall, SFR (se kapitel 8), varvid flera typer av leror och lerblandningar kan ifrågakomma som fyllning mellan berg och betong.

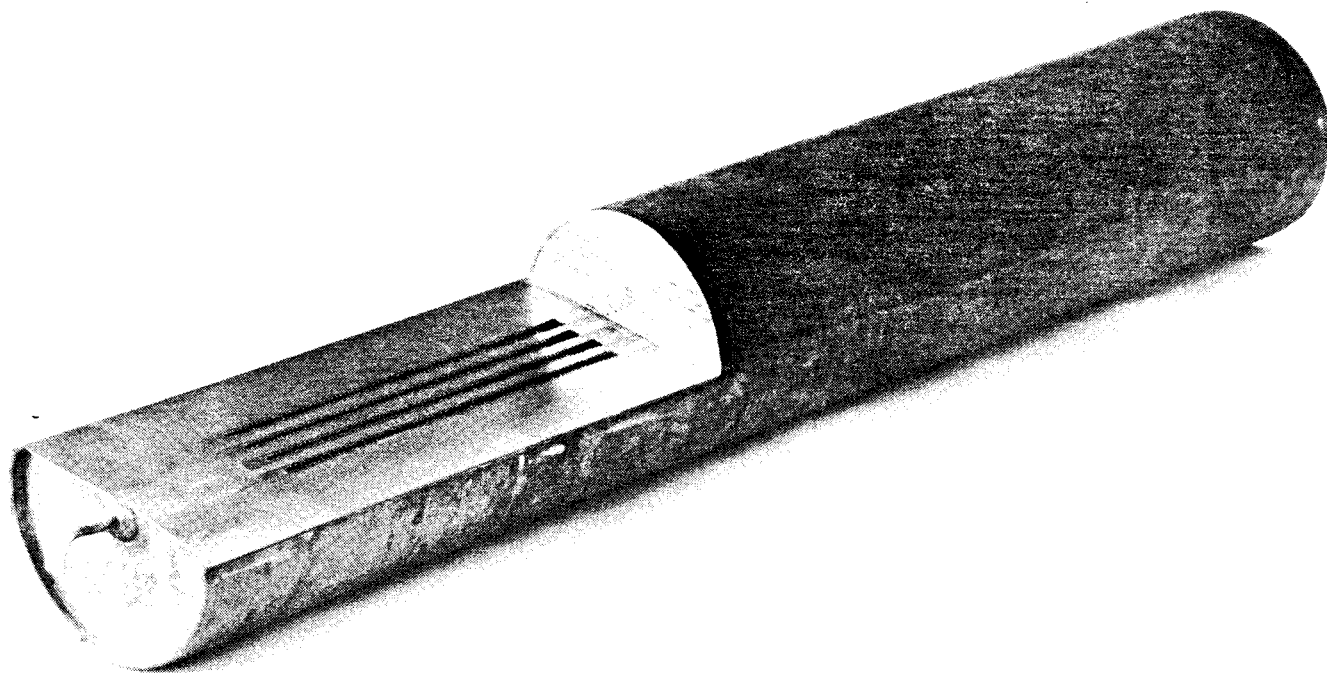


Figur 4-1. Bränsleelement, toppdel, med 0,9 m lång kopparbehållare, kopparpulver, lock och hölje med rör för evakuering

4.2.2 Bentonit

Det svällande mineralet smektit, huvudbeståndsdelen i bentonit, bildar tillsammans med vatten en gel med större svälltryck ju högre densiteten är.

Denna egenskap orsakar att bentonit migrerar i en vattenfylld bergspricka med lägre densitet längre in i bergsprickan som följd. Bentonitgelens stabilitet och dess reologiska egenskaper beror av grundvattensammansättning. Systematiska mätningar av viskositet och studier av dessa stabilitetsförhållanden har påbörjats med sikte att få data till en beräkningsmodell för bentonitmigration i bergsprickor med varierad vidd. De reologiska egenskaperna hos bentonit med större densitet har stor betydelse för samverkan mellan kapsel, bentonit, berg i mekaniskt avseende t ex för bärigheten av kapsel och för spänningarna i kapsel orsakade av berg rörelser. Mätningar av spänning deformationsförhållanden i bentonit som funktion av tid och temperatur har påbörjats i syfte att få data till en teoretisk fysisk modell, varvid natriumbentonit, kalciumbentonit och ev illitisk lera skall kunna jämföras.



Figur 4-2. Bränsleelementdel helt innesluten i koppar efter het isostatisk pressning

4.2.3 Illit och andra lermaterial

Möjligheten att använda svenska lermaterial från glaciala avlagringar undersöks. I Mälardalen finns sen-glaciala lager av t ex Ancyluslera, som är ett finkornigt, illitiskt lermaterial. I södra Sverige finns leror med sådant smektit innehåll, att det kan jämföras med bentonitblandningar med halter 10-30%.

4.2.4 Kemisk stabilitet hos lermaterial

Med syfte att belysa hastigheten av kemiska förändringar i gränsen mellan lera och betong har gamla prov av betong och liknande material med lerkontakt undersökts vid State University of New York. De undersökta proven visar kemiska förändringar i endast en mycket begränsad zon.

4.3 PLUGGNING AV BORRHÅL OCH SCHAKT

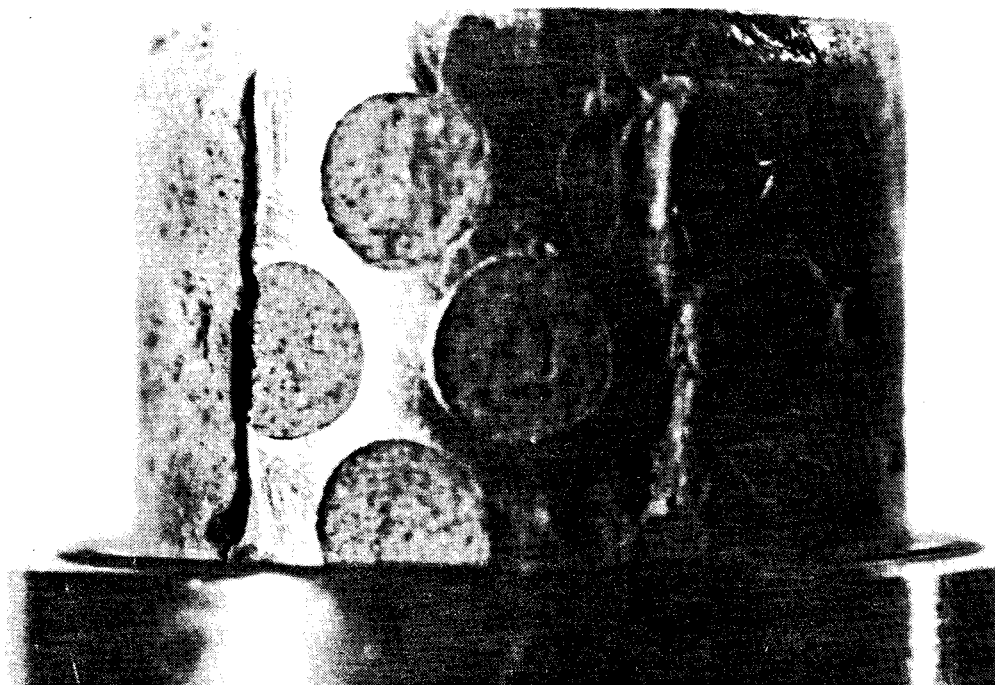
Borrhål, tunnlar och schakt i ett slutförvar måste tätas i samband med slutförvarets tillslutning för att förhindra att grundvatten kan transportera radionuklider till biosfären.

Svällnings- och barriäregenskaperna hos högkompakterad natriumbentonit gör att sådan bentonit blir lämpligt material för effektiv borrhålspluggning.

Ett första försök att pröva sådan teknik gjordes i början av 1980. Därefter har systematiska undersökningar i laboratorium och fält visat att tekniken bör vara tillämplig i full skala.

En detaljerad beskrivning ges i KBS TR 81-09, av tekniken att med perforerade rör med högkompakterad bentonit täta borrhål (se figur 4-3).

Pluggning med högkompakterad bentonit kan påverka den hydrauliska konduktiviteten i omgivande berg beroende på bentonitens migration in i sprickor till följd av svälltrycket. Dessa effekter avses bli studerade i fortsatta försök i laboratorium och i större skala i Stripa.



Figur 4-3. Bentonitplugg med perforerat rör med yttre diameter 51 mm. Bentonitcylindrar i röret har fått svälla i en försöksapparat som simulerar borrhål. Del av det yttre utsvällda bentonitmaterialet är avlägsnat, så det inre röret syns

5 KEMI

5.1 ALLMÄNT

Inom kemiprogrammet undersöks framför allt de kemiska förhållanden som påverkar nedbrytningen av kapselmaterialet, upplösning av avfallsmatrisen och transport av radionuklider i buffert och berg. Detta kräver en noggrann miljökaraktärisering, framtagning av kemiska grunddata för löslighet, komplexbildning och redoxreaktioner hos ingående ämnen, analys av de kemiska transportfenomenen såsom diffusion och sorption samt undersökning av radiolysens inverkan i närområdet.

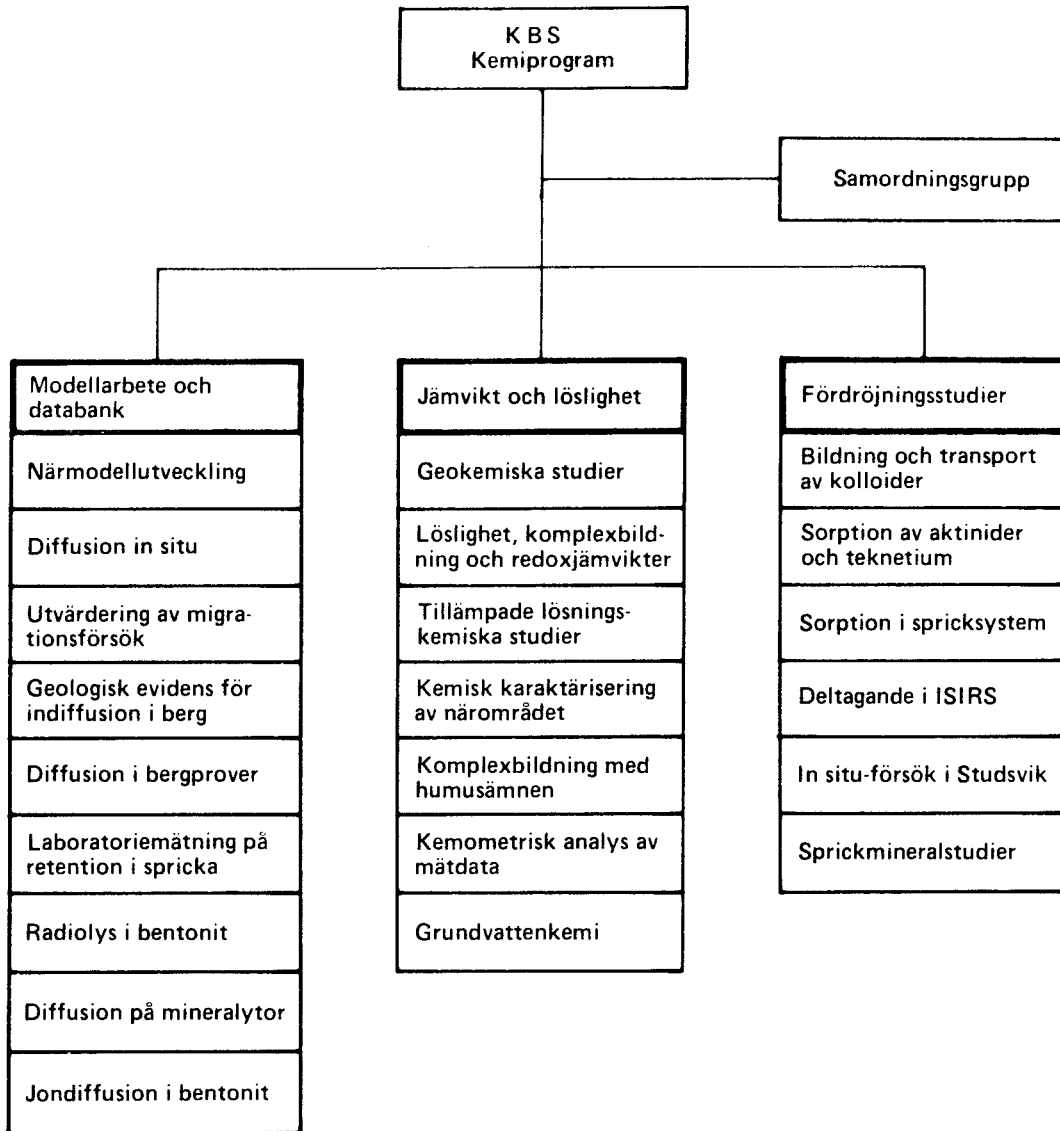
Fram till och med oktober 1980 delade KBS ansvaret för kemiundersökningarna med Prav /5-1/. Med vissa undantag har Prav i nära samarbete med KBS haft hand om de undersökningar som berört radionuklidtransport i geosfären. Dessa arbeten beskrivs nedan under rubriken Transport av radionuklider i fjärrområdet. KBS har sedan Prav upphört övertagit ansvaret för dessa arbeten och i samband härmed har en omorganisation genomförts där ansvaret för de olika undersökningarna delats upp på tre huvudkonsulter (se figur 5-1). En speciell samordningsgrupp följer upp och övervakar inriktningen av programmet.

5.2 GRUNDVATTENKEMI

5.2.1 Kemisk sammansättning

I Finnsjö-området har grundvatten provtagits från olika nivåer i sju djupa borrhål. I Kråkemåla har vatten tagits i sektioner i ett hål och på Sternö i sektioner från två hål (se figur 6-2).

Provtagningen har företagits i sprickzoner med relativt stor vattengenomsläpplighet. Utöver normala grundvattenanalyser har vatten från vissa nivåer även analyserats beträffande organiskt material /5-2/, uran- och toriumisotoper samt kol-, väte-, syre- och kolisotoper. Vissa analyser av spårelement har ut-



Figur 5-1. Organisation av pågående kemiundersökningar

förts. Resultaten anger att grundvattnets beskaffenhet kan variera starkt såväl i vertikal som horisontell led. Sådana variationer har tidigare allmänt antagits bero på tidigare inträngning av salt havsvatten. Kloridhalter som överskrider nuvarande halt i Östersjön har sålunda uppmätts i Finnsjö-området. Grundvattnets kemiska sammansättning är även beroende av sammansättningen hos sprickmineralen /5-3/. Åldersbestämningar med ^{14}C -metoden anger att åldern varierar från ett relativt ungt vatten till ca 6 000 år (jfr avsnitt 5.2.3).

5.2.2 Redoxförhållanden

Grundvattnets redoxegenskaper är av avgörande betydelse för korrosion av kapsling, upplösning av avfallet och sorption av fri-

gjorda radionuklider. Halten av tvåvärt järn i de undersökta proverna anger reducerande förhållanden. Även pH och sulfidjonhalten kan påverka redoxpotentialen.

En mätsond för bestämning av pH, Eh och pS^{2-} (halten sulfid) direkt i borrhålen är under utveckling och dessutom pågår en modellutveckling för utvärdering av dessa mätdata.

5.2.3 Åldersbestämning

Bestämning av grundvattenålder med ^{14}C -metoden har genomförts på prover från Finnsjö-området, Kråkemåla och Sternö. Metoden är behäftad med en rad osäkerheter och problem. Kolisotopsammansättningen i grundvattnet kan påverkas av kalcitmineral och dessutom kan blandning och utbyte ske med annat grundvatten i sprickor och mikroporer i berget. Trots detta borde metoden ge en uppfattning om vattnets relativa ålder samt en viss möjlighet till kontroll av de hydrauliska modellberäkningarna.

Åldersbestämning med hjälp av kryptonisotopen ^{81}Kr bör ha väsentliga fördelar jämfört med ^{14}C -metoden. Sorption och utbyte med omgivande mineral har uppenbarligen inte samma inverkan här. KBS har inlett ett samarbete med NAGRA i Schweiz för utveckling av ^{81}Kr -metoden.

5.3 KEMISK TRANSPORT I NÄROMRÅDET

Här avses transporten av lösta ämnen och reaktioner inom bufferten och de första metrarna av utvalt berg kring deponeringshålen.

5.3.1 Transportmodell för närområdet

En modell har utvecklats för att beskriva intranport av oxidanter (huvudsakligen sulfider) in till en avfallskapsel och migration av radionuklider ut ur närområdet. Den förstnämnda processen är av stor vikt eftersom den bestämmer korrosionshastigheten av kapslingsmaterialet.

Ett antal beräkningar har genomförts av intranport av oxidanter med denna modell. Dessa visar att huvuddelen av transportmotståndet uppkommer vid själva överföringen mellan bufferten och det mycket långsamt strömmande grundvattnet i omgivande berg - det s k "filmmotståndet". Detta stämmer väl med tidigare beräkningar enligt en mycket förenklad modell, där förekomsten av filmmotståndet förutsattes explicit (KBS TR-79).

5.3.2 Jondiffusion i bentonit

Diffusionsexperiment har genomförts med radioaktiva isotoper av jonerna Cs^+ , Sr^{2+} , I^- och Cl^- i högkompakterad ($2,1 \text{ t/m}^3$) natriumbentonit (KBS TR 81-06). Diffusiviteten för de negativa jonerna är av samma storleksordning som för de positiva eller t o m något lägre, vilket visar att den enkla por_diffusionsmodellen inte är tillämplig. Enligt den skulle man vänta sig långsammare diffusion av positiva joner pga sorption i bentoniten. Värdena på diffusiviteten för de negativ jonerna är å andra sidan oväntat låga och visar på ett betydande diffusionsmotstånd för dessa joner.

Kompletterande försök har gjorts med diffusion av Cs^+ och Sr^{2+} i natrium- och kalciumbentonit med en ny typ av diffusionscell där bl a eventuellt filtermotstånd eliminerats (KBS TR 81-12). Dessa försök bekräftar de ovan erhållna resultaten för Cs^+ och Sr^{2+} och visar dessutom hur diffusionen påverkas av olika bentonittyper, kompakteringsgrader och homogeniseringstider.

5.3.3 Radiolys i bentonit

Den radioaktiva strålningen från det högaktiva avfallet kan sönderdela det vatten, som utgör ca 20% av den vattenmättade, högkompakterade bentoniten kring avfallskapslarna. Strålningen utanför en oskadd kopparkapsel (gamma- och neutronstrålning) kan i princip ge upphov till gasbildning (väte och syre) och förändringar i redoxförhållandena. Utanför en 200 mm tjock kopparkapsel är verkan helt obetydlig. Frågan är av större intresse för tunna kapslar eller efter omfattande korrosion av kapselväggen. Det senare blir endast aktuellt efter mycket lång tid då det mesta av aktiviteten avklingat. Om vattnet kommer i kontakt med avfallet ger alfastrålningen det dominerande bidraget till radiolysen.

En jämförelse mellan beräkningar och experiment avseende gamma-radiolys i bentonit med olika vattenhalt visar att det är möjligt att simulera radiolysens verkan utanför en oskadd kapsel av varierande tjocklek med gängse strålningskinetiska modeller. Beräkningar genomförs även för alfaradiolys. Eftersom transporten av väte och oxidanter har en avgörande betydelse för radiolysens förlopp och omvänt, är arbetet samordnat med utvecklingen av en transportmodell för närområdet.

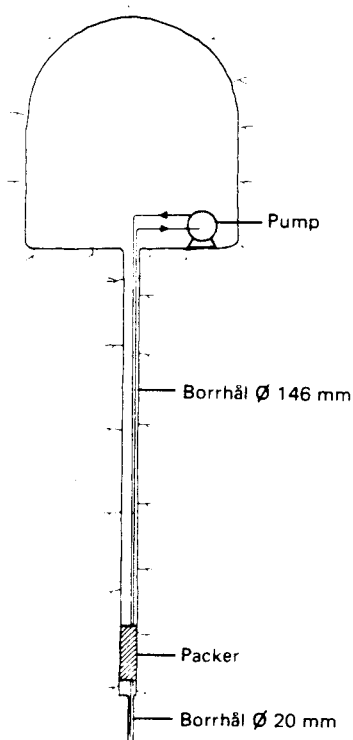
5.4 TRANSPORT AV RADIONUKLIDER I FJÄRROMRÅDET

5.4.1 Diffusion in i bergmatrisen

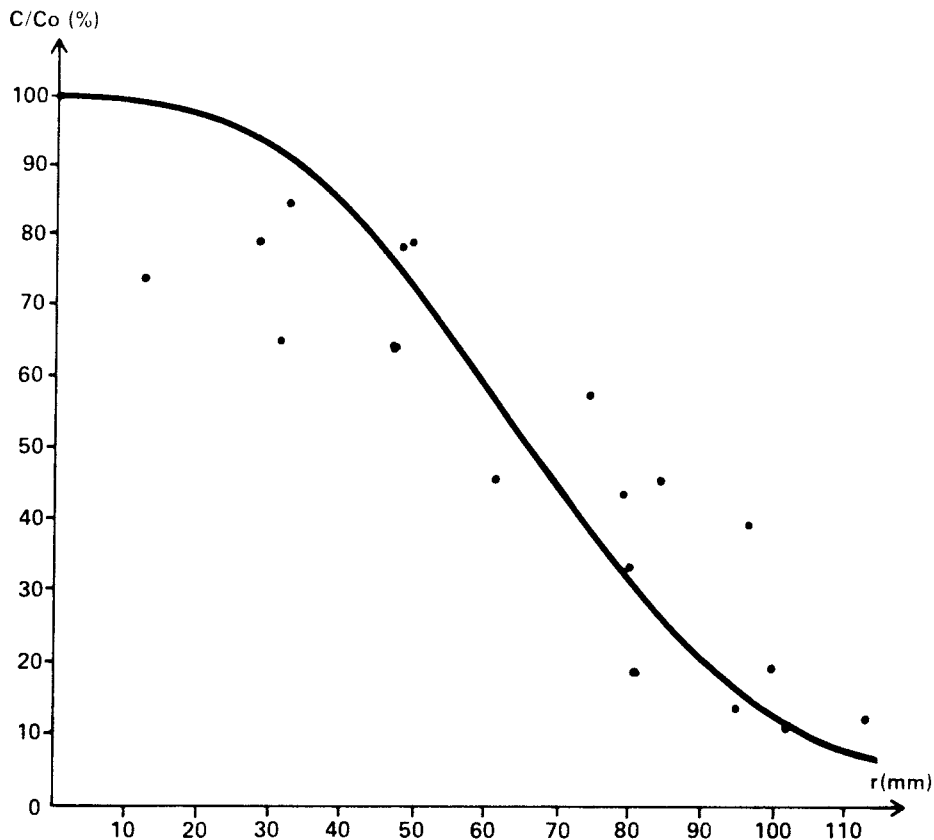
Diffusion i en bergmassas mikroporer har en mycket stor betydelse för graden av sorption av radionuklider som med grundvattnet transporteras från ett slutförvar. Ett omfattande experimentellt arbete pågår för att närmare studera dessa förhållanden.

Laboratorieundersökningar av sorption med olika radionuklider på krossade bergarter och mineral har genomförts och de visar att diffusion in i mikroporer förekommer /5-4/. Preliminära laboratoriemätningar på bergbitar med naturliga sprickytor visar att sprickmineralen kan ha betydelse för diffusionen in till bergmassan. Dessa undersökningar kommer att utvidgas under 1982.

Fältförsök har startats för att verifiera förekomsten av ett sammanhängande mikroporsystem i den opåverkade bergmassan som möjliggör diffusion av nuklider. I ett 20 mm borrhål i Stripa gruva (granit) har "vattentrogna" spårämnen cirkulerats under ett svagt övertryck (0.9 MPa) i tre månader (se figur 5-2). Efter friborrning av hålet och lakning av prover från den utborrade kärnan har ett sammanhängande porsystem konstaterats på ett sådant avstånd från 20 mm hålet att störningar från borrhningen bör vara försumbara (se figur 5-3). Naturligt förekomman-



Figur 5-2. Icke sorberande spårämnen har injicerats i det mindre hålet, varefter detta och omgivande berg friborrats med samma diameter som det större hålet. Fördelningen av spårämne i borkärnan har analyserats. Berget kring det lilla hålet kan betraktas som ostört från tunneldrivning och borrhning ca 30 cm under stora hålet och ca 4 cm ut från lilla hålet



Figur 5-3. Jämförelse mellan uppmätt relativ halt av Cr-EDTA i berget på olika avstånd från injiceringshålet och en teoretisk kurva för icke sorberande spårämne med följande antagande om bergmatrisen: diffusiviteten i porvattnet $1 \cdot 10^{-13}$ m/s och porositet 0,34 %. Försökstiden var 82 dygn

de sprickmineral har inte täppt till mikroporerna. Fortsatta fältförsök i en andra etapp har startats.

Fältförsöken i Finnsjö-området med "vattentrogna" spårämnen med liten och stor molekylvikt och därmed olika diffusivitet har visat att ett ämne med stor molekylvikt (Dextran), som väntat har förflyttat sig snabbare än ämnen med låg molekylvikt.

I vilken mån detta kan förklaras med diffusion in i bergmassan av de olika spårämnena har ännu inte utvärderats.

De direkta resultaten av de aktuella undersökningsmetoderna kan extrapoleras till lång tid. Studier av diffusionsfenomen, som pågått under geologisk tid, skulle utgöra ett värdefullt komplement. En litteraturstudie har utförts men man har inte funnit några undersökningar, vars resultat är användbara här. Studien har emellertid gett underlag för planeringen av det fortsatta sökandet av geologisk evidens för diffusion.

I delar av Finnsjö-området förekommer grundvatten med en extremt hög kloridhalt. Klorider förekommer ej naturligt i dessa halter i kristallint berg utan har tillkommit utifrån. Studier pågår för att visa om detta förhållande kan utnyttjas för att påvisa diffusion in i bergmassan.

5.4.2 Sorption av radionuklider på mineralytor

Sorption av aktinider i väldefinierade valenstillstånd (Am(III), Th(IV), Np(V) och U(VI)) på olika mineral studeras. För dessa ämnen styrs sorptionen (K_d -värdet) i hög grad av förhållandena i lösning och i mindre grad av arten av mineral. Redoxförhållandena och pH i grundvatten är alltså av avgörande betydelse för graden av sorption av dessa ämnen.

Sammansättningen hos vittrade sprickytor och sprickfyllnadsmine-
ral kan skilja sig väsentligt från berget i övrigt. Därför har sorption av radionuklider av Cs, Sr och Am på sprickmineral studerats.

Sorption av Cs^+ , Sr^{2+} och Eu^{3+} i naturliga sprickor från borrhärlor (200 x 300 mm) och fördelningen av Eu på sprickytan efter försöket har likaledes studerats /5-5/. Naturliga urborrade sprickor har också använts för uttestning av sk vattentrogna spårämnen såsom natriumlignosulfonat, Rhodamin WT, Uranin, Cr-EDTA, THO (tritierat vatten), ^{131}I och ^{82}Br .

5.4.3 Kemiska basdata

Löslighet, komplexbildning och redoxjämvikter studeras för uran, lantan och cerium i karbonatlösningar. De uppmätta jämviktskonstanterna visar att karbonathalten i grundvattnet bestämmer upplösningen av urandioxid.

Fyrvärt och sexvärt uran har använts som modell för aktinider i motsvarande valenstillstånd och trevärda lantanider som modeller för trevärda aktinider. Hela den befintliga kemiska databasen dvs löslighets-, komplexbildnings- och redoxjämviktskonstanter för Pa, Th, U, Np, Pu, Am och Tc ses över för att få en god beskrivning av dessa ämnens reaktioner med grundvatten.

5.4.4 Kolloider

Bildningen av americium-kolloider studeras under olika betingelser liksom även dessa kolloiders sorption och rörlighet i en kolumn samt rörligheten i ett elektriskt fält /5-6/. Liknande arbete pågår med torium.

5.4.5 Migrationsförsök in situ

Spårämnesförsök mellan borrhål från markytan har genomförts på olika platser som en del i de hydrogeologiska undersökningarna (se kapitel 6). I Studsvik har därvid aktiva spårämnen (^{85}Sr , ^{131}I och THO) kommit till användning. Försök med vattentrogna ämnen i enskild spricka genomförs i Stripa gruva (se kapitel 9).

6 GEOVETENSKAP

Den geovetenskapliga verksamheten har två huvudinriktningar:

- Platsundersökningar, dvs inventering och undersökning av Sveriges berggrund för att finna områden som kan vara lämpliga för slutförvar av högaktivt avfall
- Forskning och utveckling

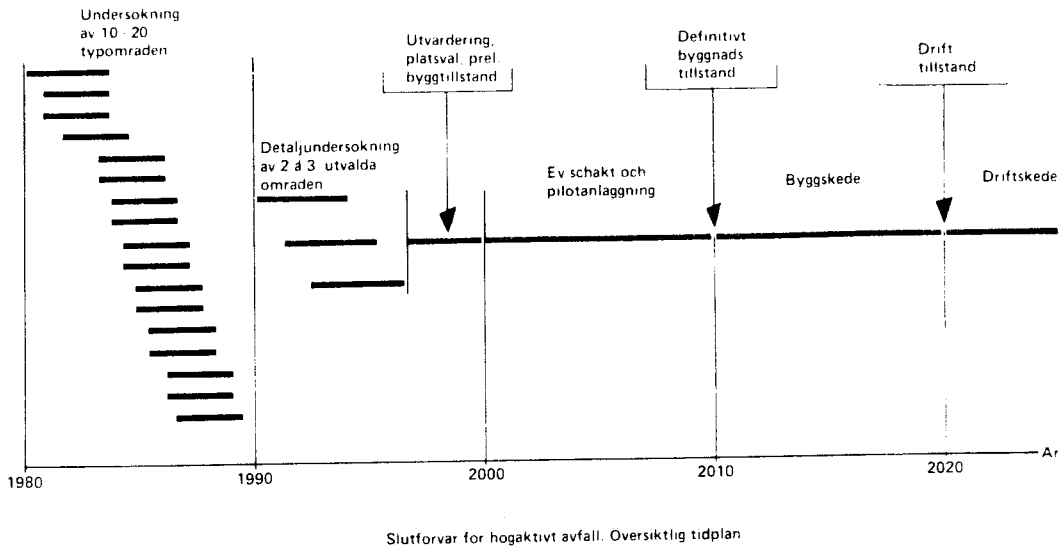
6.1 PLATSUNDERSÖKNINGAR

Figur 6-1 visar den långsiktiga tidplan som gäller för platsundersökningarna. Under 1980-talet planeras undersökningar inom 10-20 områden. Av dessa utväljs därefter ett fåtal för mer detaljerade undersökningar under 1990-talet. Ett slutligt val av förvarsplats förutses mot slutet av seklet.

Prav har tidigare startat en översiktlig inventering av Sveriges berggrund för val av undersökningsområden. I och med att Prav upphört har KBS övertagit ansvaret för denna verksamhet. Inventeringen har huvudsakligen varit inriktad på bergarterna gnejs och gabbro /6-1 och 6-2/. I områden som tidigare undersökts av KBS (Finnsjö-området, Kråkemåla och Sternö, se figur 6-2) har undersökningarna i huvudsak gällt granit.

Vid valet av undersökningsområden beaktas bl a

- Allmän geologi (enhetlighet, avstånd till större störningszoner)
- Topografi (gärna en flack höjdrygg)
- Avsaknad av brytvärda fyndigheter
- Markägareförhållanden



Figur 6-1. Slutförvar för högaktivt avfall, översiktlig tidplan

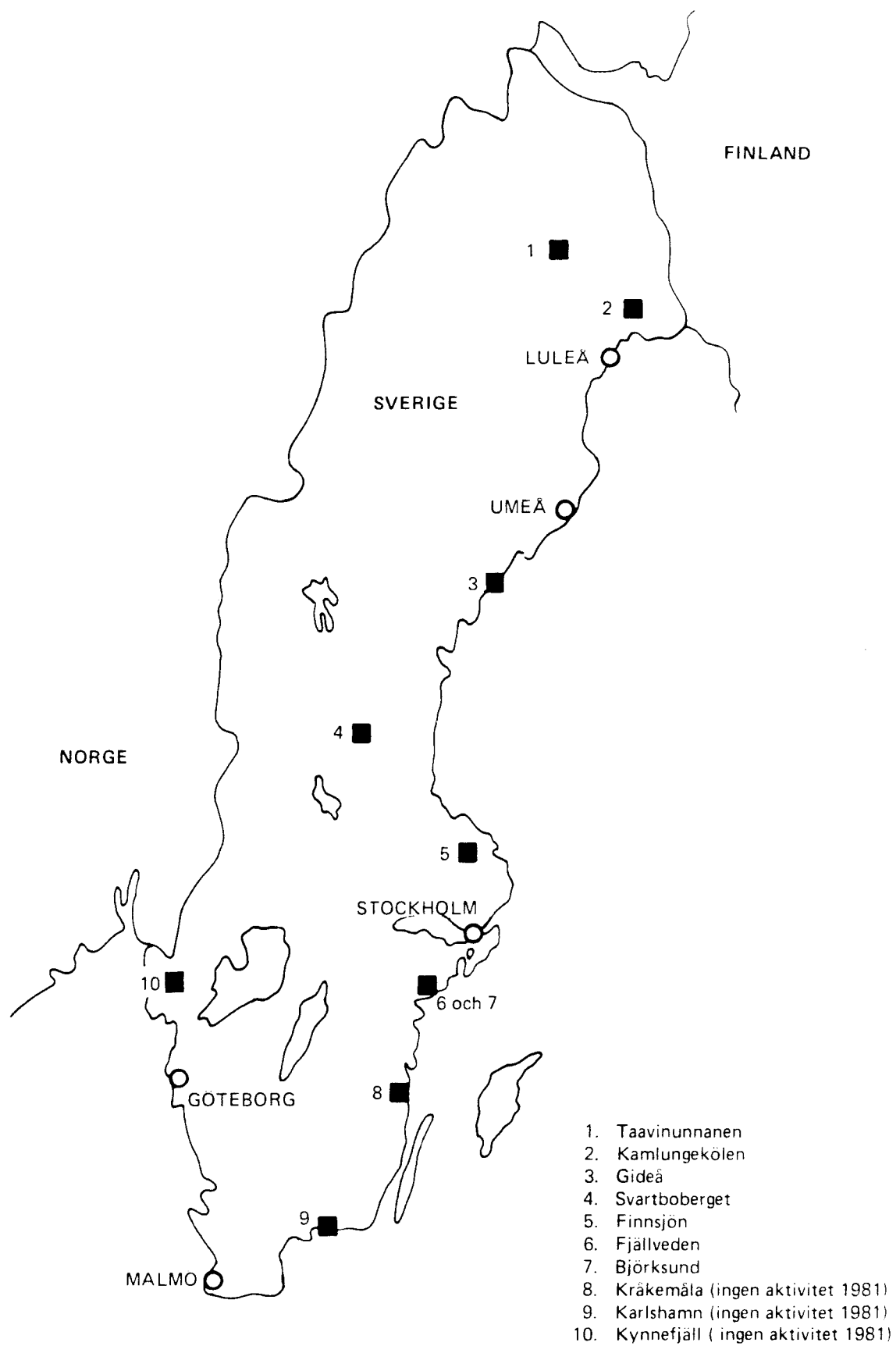
Platsundersökningarna utförs på uppdrag av KBS av Sveriges Geologiska Undersökning (SGU). För undersökningarna gäller ett "standardprogram" med följande väsentliga innehåll:

I en första etapp utförs översiktliga studier av ett flertal områden. Här ingår

- Genomgång av befintlig geologisk information
- Översiktlig geologisk bedömning, baserad på kart- och flygbildsstudier samt rekognosering inom området
- Hydrologisk och geofysisk bedömning baserad på befintligt material (såsom brunn-data och tidigare geofysiska undersökningar)

Om ett område bedöms lämpligt för fortsatt undersökning genomförs preliminära undersökningar i en andra etapp, som omfattar bl a

- Geologisk och tektonisk kartering
- Geofysisk ytundersökning



Figur 6-2. Undersökningsområden

- Borrning av ett ca 700 m djupt s k rekognoseringshål (kärnborrhål ϕ 56 mm)

Efter utvärdering av erhållna data och inbördes jämförelse mellan olika områden avgörs om undersökningarna skall fullföljas med en tredje etapp omfattande bl a

- Ett antal borrhål till 100-150 m djup för att fastställa förekomst och stupning hos iakttagna eller förmodade sprickzoner
- 6-8, 500-700 m långa kärnborrhål ϕ 56 mm i lägen och med gradning, som bestäms med ledning av tidigare iakttagelser
- Mätning av hydraulisk konduktivitet, grundvattnets trycknivå samt geofysiska storheter i de djupa kärnborrhålen
- Kemiska analyser av grundvattenprover från olika nivåer
- Beräkning av grundvattenrörelserna på grundval av uppmätta data med hjälp av matematiska modeller. Beräkningsresultaten utgör basinformation för säkerhetsanalysen för den aktuella platsen

Preliminära undersökningar har 1981 gjorts inom följande områden (se figur 6-2):

Svartboberget i Ovanåkers kommun
 Gideå i Örnsköldsviks kommun
 Fjällveden i Nyköpings kommun
 Björksund i Nyköpings kommun
 Taavinunnenen i Kiruna kommun
 Kamlungekölen i Kalix kommun

Efter rekognoseringsborrningar har mer detaljerade undersökningar (etapp 3) påbörjats inom följande områden.

Svartboberget (Voxna). Berggrunden utgörs av gnejs. Det lokala undersökningsområdet är ca 4 km². Sju djupa (ned till ca 700 m) kärnborrhål och åtta hammarborrhål (till ca 150 m) har utförts i Pravs regi.

Gideå. Berggrunden utgörs av gnejs. Det lokala undersökningsområdet är ca 4 km². Totalt planeras sju djupa kärnborrhål och ca 25 hammarborrhål.

Fjällveden. Berggrunden utgörs av gnejs. Det lokala undersökningsområdet är ca 6 km². Totalt planeras sju kärnborrhål och ca 20 hammarborrhål.

6.2 FORSKNING OCH UTVECKLING

6.2.1 Hydrologiska modeller

Under 1980 slutfördes den första etappen med framtagning av en 3-dimensionell modell för grundvattnets flöde i kristallin berggrund, där värme genereras av deponerat högaktivt avfall. Denna modell kompletteras nu successivt. Sålunda kan inverkan av anisotropi hos den hydrauliska ledningsförmågan studeras. Likaså har inverkan på vattengenomsläppligheten till följd av bergblockens värmeutvidgning studerats liksom inverkan av densitetsskillnader på grund av variation i grundvattnets salthalt.

6.2.2 Instrument- och metodutveckling

Relativt omfattande insatser har gjorts under 1981 för vidareutveckling av instrument och metoder för hydrogeologiska mätningar. Bl a har en ny utrustning tagits fram för mätning i borrhål av bergets hydrauliska konduktivitet. Denna är nu färdigställd för mätning i de nya undersökningsområdenas borrhål. Utrustningen har en hög automatiseringsgrad och manschetterna för sektionmätning sänks tillsammans med tryckgivare och termometer med en sk multislång (en slang med flera kanaler och ledningar), vilket medger snabb sänkning av instrumenten i hålen. Principen för mätning i en sektion är registrering av flödet vid ett konstant pålagt vattentryck i två timmar, varefter tryckets avtagande registreras efter det att vattentillförseln avbrutits. Preliminär bearbetning av resultaten sker direkt på platsen via en dator. Alla data överförs dessutom till kassettdäck för slutlig samlad utvärdering (se figurerna 6-3 och 6-4).

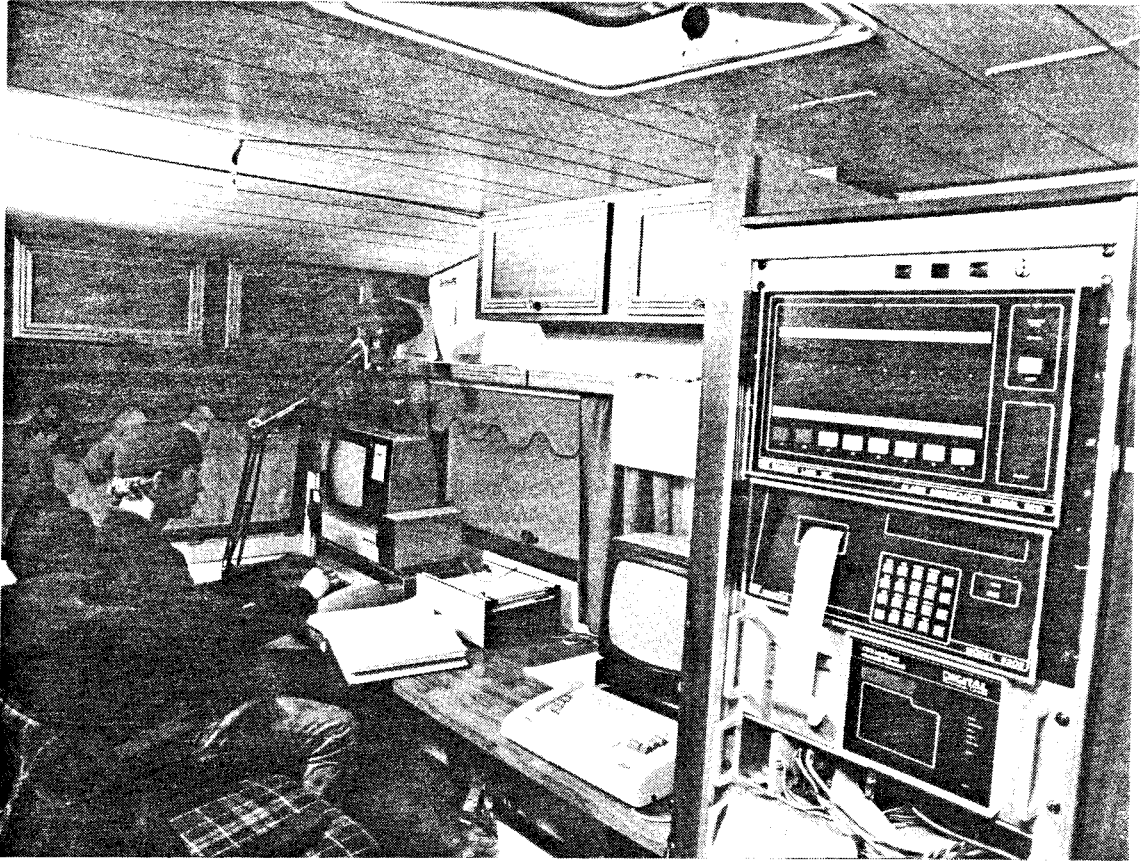
Den provtagningsutrustning för grundvatten, som man arbetat på under 1980, har nu testats i fält. Vattenprover tas för vidare analys i laboratorium. Denna provtagning styrs av förändringar i pH, Eh, ps^{2-} eller pO_2 som mäts kontinuerligt och registreras digitalt. Förutom grundvattenprover kan även prover av eventuellt gasinnehåll i vattnet tas (se figur 6-5).

Tester med olika typer av manschetter för sektionering av borrhål vid hydraultester har utförts.

Olika typer av tester för mätning av berggrundens hydrauliska ledningsförmåga samt betydelsen av mätsektionernas längd har undersökts.

6.2.3 In-situ-undersökningar

I ett område strax öster om Finnsjön i norra Uppland har tidigare borrats sju djupa kärnborrhål och ett flertal grundare ham-

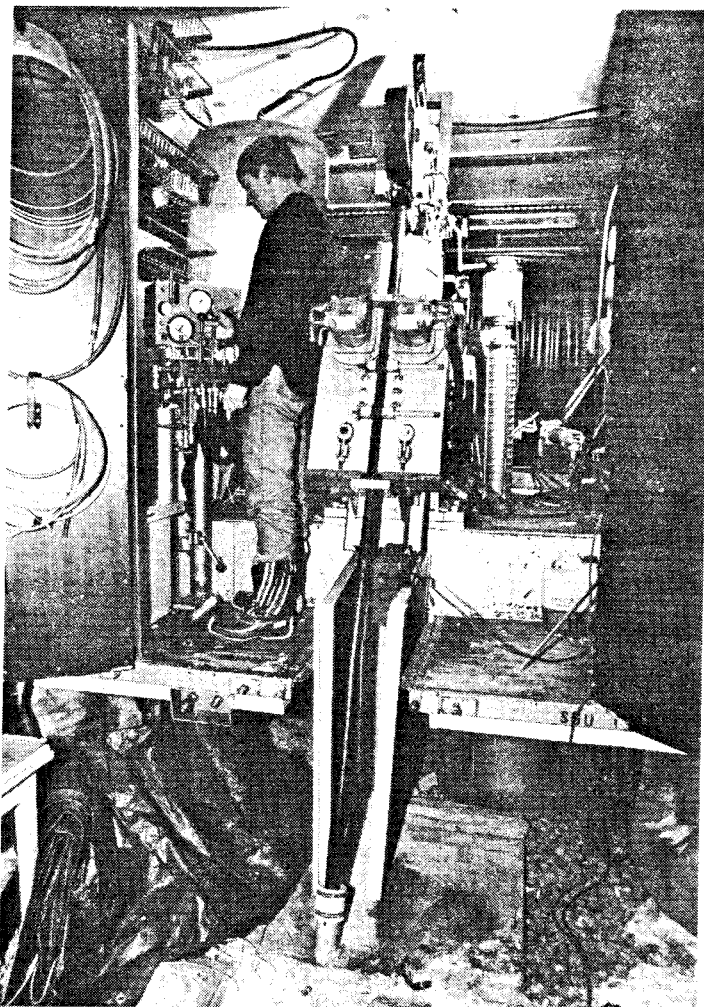


Figur 6-3. Interiör av vagn för datainsamling

marborrhål. Inom området har utförts hydrologiska, geologiska och en del geofysiska undersökningar. Dessa syftar dels till en bättre förståelse av de förhållanden som bestämmer grundvattenrörelserna, dels till utveckling av förbättrade mätmetoder. Även i Stripa gruva finns möjligheter till undersökningar i en realistisk miljö.

I en sprickzon kan finnas olika huvudtransportvägar för grundvattnet. Detta har studerats med hjälp av spårämnen i Finnsjöområdet (KBS TR 81-07). Beräkning av den hydrauliska ledningsförmågan hos huvudtransportvägarna samt av dispersivitet, porositet och sprickvidder har genomförts och fem olika "vattentrogna" spårämnen har använts. Motsvarande studier har utförts i Studsvik som förberedelse till transportstudier av radioaktiva ämnen.

Fältstudier av grundvattnets 3-dimensionella strömning med hjälp av spårämnen har startats i den relativt genomsläppliga del av Finnsjöområdet, där spårämnesundersökningar tidigare utförts. I en liten bergvolym i Stripa har förundersökningar inletts för studium av den 3-dimensionella strömningen i berg med låg hydraulisk ledningsförmåga.

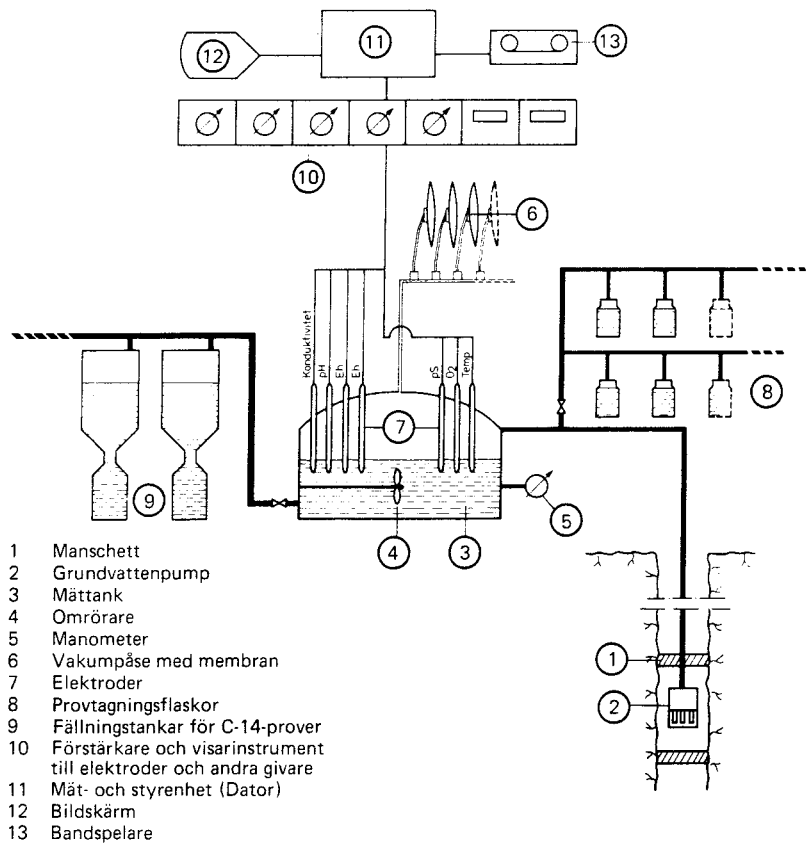


Figur 6-4. Interiör av vagn för multislangustrustning

Utöver den utveckling inom hydrogeologiområdet, som här nämnts, pågår även undersökningar inom det internationella Stripa-programmet (se kapitel 9).

6.2.4 Geofysik

Borrhålsmätningarna av berggrundens hydrauliska konduktivitet ger endast uppgifter om förhållandena intill borrhålen. Önskvärt är att belysa även förhållandena mellan borrhål inbördes eller mellan borrhål och markytan. Detta bör kunna ske med geofysiska metoder. För Pravs räkning har elektriska mellanhålsmätningar utförts inom Finnsjö-området och gett lovande resultat. Ett utvidgat program, där även elektromagnetiska och seismiska metoder provas är under diskussion.



Figur 6-5. Principschema för kemiprovtagaren. Utrustningen provtar grundvatten automatiskt och mäter kontinuerligt vissa parametrar såsom Eh, pH, pS, pO₂, konduktivitet och temperatur

6.2.5 Studier av sprickrörelser

En fältstudie har genomförts av strandhällar, där man kan iaktta förskjutningar utmed enskilda bergsprickor. Observationer har gjorts inom nio områden mellan Öregrund och Karlshamn av sammanlagt 1385 sådana sprickor, varav 490 korsas av isräfflor.

95% av sprickorna och samtliga isräfflor visar ingen synbar förskjutning. Inga spår av förskjutningar, som inträffat efter den senaste nedisningen, har sålunda påträffats.

Äldre förskjutningar visade sig ha ett medelavstånd överstigande 50 m. Det är känt att det svenska urberget i stort befunnit sig nära nuvarande ytläge och utan större deformationer i minst 600 milj år. Antages förskjutningarna ha inträffat slumpmässigt under denna tid blir sannolikheten för att en godtyckligt vald 5 m-sträcka (motsvarande längden hos en avfallskapsel) skall ha träffats av en bergförskjutning inom en period av 100-tusen år mindre än 1 på 50 000. Detta gäller naturliga bergförskjutningar och hänsyn har sålunda ej tagits till eventuell inverkan av utsprängda förvarsutrymmen.

Flertalet av de observerade förskjutningarna kan visas sammanhänga med deformationer i urberget under ännu tidigare skeden,

då de fysiska förutsättningarna för förskjutningar varit gynnsammare. Sannolikheten för att avfallskapslarna skall skadas av naturliga förskjutningar blir därför mindre än den ovan angivna statistiskt beräknade. (KBS TR 81-16).

6.2.6 Undersökningar av sprickors ålder och bestämning av sprickmineral

På uppdrag av Prav har bestämningar genomförts av minimiåldern hos sprickor, genom studium av syre- och kolisotoper samt av vätskeinneslutningar i sprickmineral /5-3/. Hittills utförda undersökningar från Finnsjö-området och Stripa anger att de undersökta sprickmineralerna är avsatta vid andra temperaturer och temperaturgradienter än dem som varit för handen under och efter den senaste istiden. De visar också att mineral kan ha utfällts i samma spricka vid flera olika tillfällen. Fortsatta åldersdateringar av sprickmineral genom fission-spårstudier pågår liksom studium av fördelningen av syre och kolisotoper mellan grundvatten och mineral.

6.3 SEISMOLOGI

Årligen inträffar i Sverige i genomsnitt tio jordskalv som registreras och lokaliseras av seismologiska avdelningen vid Uppsala Universitet. De är genomgående av liten magnitud. Skalv kan inträffa ytligt, med fokaldjup ca 2 km såsom vid Bergshamraskalvet 1979 (KBS TR 80-09) varvid många efterskalv observerats.

Med syfte att få mer data om jordskalvsmekanismer i svensk berggrund har seismologiska studier av s k efterskalv påbörjats. Härvid utnyttjas ett nytt system av mobila seismometrar, som snabbt kan ställas upp på platser där ett huvudskalv registrerats. Systemet är under uppbyggnad och beräknas kunna utnyttjas för sitt ändamål under 1982. Genom att på nära håll studera efterskalven, deras fördelning och natur förutses kunskapen kunna ökas om t ex volymen av berg, som deltar i rörelser och spänningsomlagringar.

7 SÄKERHETSANALYS

7.1 ALLMÄNT

Enligt den interna organisation som gäller för KBS omfattar säkerhetsanalysprogrammet även ansvar för program- och datautveckling för spridning av radioaktiva ämnen i biosfären.

Under året har insatserna främst gällt data om biosfärsspridning, bl a med anledning av den variationsanalys av biosfärsspridningsmodellen, som genomfördes huvudsakligen under 1980 (KBS TR 81-03).

Förutom arbetet på de matematiska modellerna för grundvattenrörelser och närområdestransport som redovisats i avsnitten 6.2 och 5.2 fortlöper arbetet på modellen för nuklidtransport i biosfären.

7.2 DATA

En avsevärd spridning vidlåter litteraturdata rörande överföringsfaktorer för naturliga radioaktiva ämnen mellan olika reservoarer i biosfären. En studie i Finnsjön indikerar resultat, där överföringen från mark till sjövattnen är flera tiopotenser lägre än tidigare använda värden (KBS TR 81-04). Två undersökningar har slutförts under året för att belysa de naturliga halterna av uran och radium i grundvatten och fördelningen av dessa ämnen mellan vatten och sediment.

I KBS TR 81-08 redovisas uran, radium- och radonhalter i 42 brunnar ingående i det sk grundvattennätet i Sverige. Inom detta nät insamlas data om ostört grundvatten från 75 områden fördelade över hela landet. Observationer rörande bl a grundvattennivå, vattenkemi och temperatur har under 10 à 20 år insamlats för att belysa det naturliga variationsmönstret.

Resultaten, uppdelade på berggrund och akvifertyp, ges i tabell 7-1 och överensstämmer i huvudsak med tidigare rapporterade värden för naturliga bakgrundshalter /1-2/.

Tabell 7-1. Uran-, radium- och radonaktiviteternas akviferberoende.

Provtagnings- lokalens berg- grund	Typ av akvifer	Medianvärden			Antal prover
		Uran mBq/l	Radium-226 mBq/l	Radon-222 Bq/l	
Sedimentär berggrund	Jordakvifer	25	6	70	8
	Bergakvifer	7.4	2.5	25	12
Granit- och gnejsberggrund	Jordakvifer	14	3.5	68	14
	Bergakvifer	59	97	115	8

I samband med uranprospektering i Sverige har SGU insamlat en mängd vatten- och sedimentprover från olika håll i landet. KBS har låtit sammanställa och analysera dessa för att studera fördelningsfaktorer mellan vatten och sediment för uran (KBS TR 81-11). Bl a har följande slutsatser dragits av materialet.

- Uranhalten i vatten och bäcktorv blir hög, om något eller några av följande villkor är uppfyllda för berggrunden:
 1. Hög bakgrundshalt av uran
 2. Hög sprickfrekvens
 3. God lakbarhet för uranet i berggrunden
 4. Förekomst av uranmineraliseringar
- Uranhalten i vattnet fluktuerar på grund av inverkan från miljöfaktorer (exempelvis nederbörden). Fluktuationerna dominerar över inflytandet från den geologiska miljön vid låga haltområden. För successivt högre haltområden blir fluktuationerna mindre dominerande och sambandet mellan uranhalt i vatten och berggrundens uraninnehåll ökar.
- Uranhalten i vatten och bäcktorv är positivt korrelerade vid höga haltområden, men sambandet försvagas vid successivt lägre haltområden. Detta beror på fluktuationerna hos uranhalt i vattnet enligt ovan.

Med anledning av dessa resultat kommer en större vikt att eftersträvas vid redovisning av vattenföring och nederbörd vid framtida undersökningar av denna typ.

En grundlig undersökning av tre naturliga källor med höga radium- och uranhalt och väldefinierade avrinningar har pågått under året och kommer att fortsätta under 1982. Totalt kommer ca 1 000 prov att tas för att klarlägga uran/radiumbalansen i systemet.

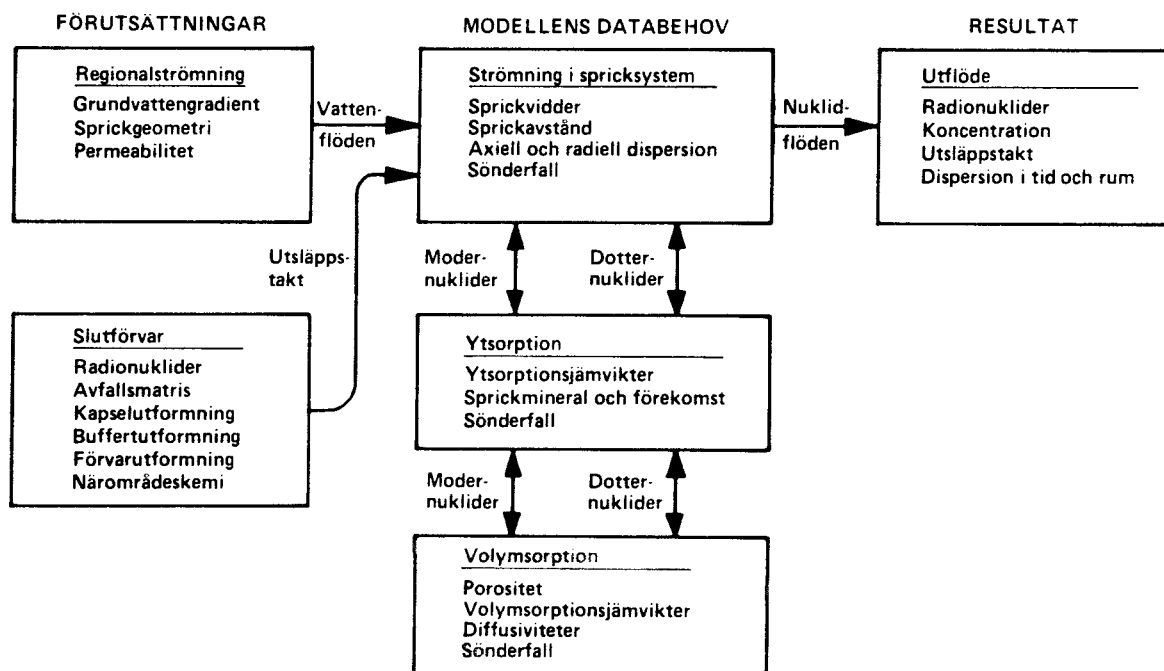
En speciell studie har påbörjats av uran/radiumjämvikter i jord, grundvatten och gröda. Särskild vikt kommer att läggas vid studier av den form, i vilken aktiviteten föreligger i jor-

den och i vilken grad ämnena är tillgängliga för utlakning. Arbetet bedöms kunna avrapporteras under 1982.

7.3 MATEMATISKA MODELLER

Arbetet på en nuklidspridningsmodell för geosfären (geospridningsmodellen) är i huvudsak avslutad och kommer att avrapporteras under 1982. Datorteknisk anpassning av modellen till övriga matematiska modeller pågår.

Modellens behov av indata indikeras i figur 7-1 där uppställningen anpassats till modellens arbetssätt. Modellen ingår också i den internationella utvärdering och jämförelse av nuklidspridningsmodeller som leds av statens kärnkraftinspektion /7-1/. Även detta arbete bedöms kunna bli avrapporterat under 1982.



Figur 7-1. Databehov och samband för geospridningsmodell för nuklider i fjärrzonen

8 SLUTFÖRVAR FÖR REAKTORAVFALL, SFR

8.1 ALLMÄNT

Av de två koncept till Slutförvar för reaktoravfall, som redovisades i KBS årsrapport för 1980, har siloalternativet visat sig både billigare och tekniskt förmånligare. Detta alternativ har därför lagts till grund för det fortsatta arbetet.

Arbetet under 1981 har inriktats på att fram till utgången av första kvartalet 1982 ta fram ett komplett förslag till slutförvar, som innefattar en färdig layout inklusive underlag för redovisning av förläggningsplats, strålskydd, säkerhet mot aktivitetsspridning m m.

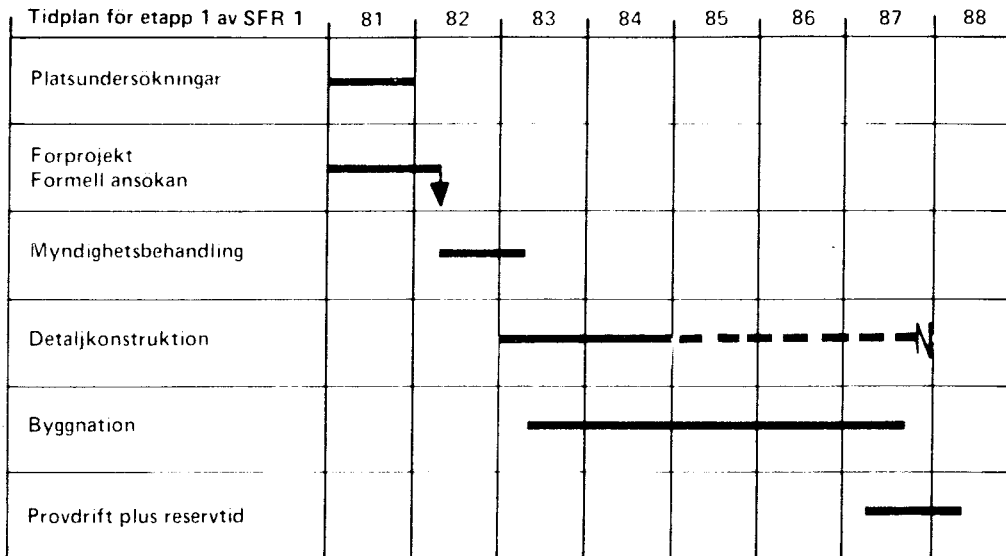
Gällande tidplan (se figur 8-1) förutsätter idrifttagning av förvarets första etapp senast 1988.

8.2 SÄKERHETSFILOSOFI

Varken i Sverige eller internationellt finns i dag fastställda normer för utförande av slutförvar för radioaktivt avfall.

Med utgångspunkt från internationella strålskyddskommissionens (ICRPs) rekommendationer och de föreskrifter, som i Sverige gäller för utsläpp från kärnkraftverken har följande fyra punkter lagts till grund för konstruktion och säkerhetstänkande för SFR i förvaringsskedet.

1. Bedömningen av anläggningens funktion grundas på rimligt ogynnsamma antaganden om de i analysen ingående parametrarna varvid hänsyn tagits till förväntade händelser och förändringar under förvaringsskedet.
2. Slutförvaret skall utföras så att de för förläggningsplatsen gällande föreskrifterna för utsläpp fortfarande skall kunna uppfyllas.



Figur 8-1. Tidplan för etapp 1 av SFR 1

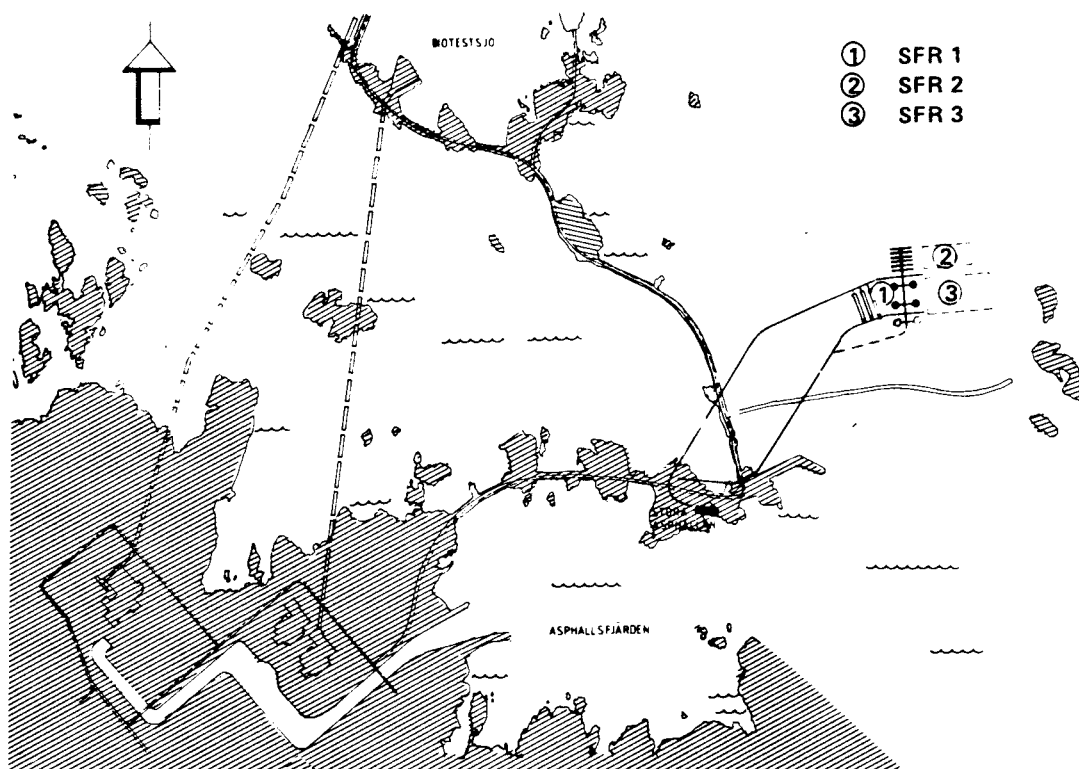
3. Anläggningens funktion vid extrema situationer eller under mycket långa tidsperioder, där en tillämpning av dagens förhållanden vore meningslös, redovisas för att belysa det aktuella avfallets potential till omgivningspåverkan. Konsekvenserna relateras till ICRPs föreslagna gräns 1 mSv/år som livstidsgenomsnitt.
4. Då mycket stora osäkerheter råder rörande befolkningsutveckling och levnadsvanor synes det meningslöst att bedöma eventuell skadlig påverkan från slutförvaringen på basis av en global kollektivdosinteckning integrerad över oändlig tid. Som ett rimligt värde har integreringen begränsats till 10 000 år.

8.3

ÖVRIGA KONSTRUKTIONSFÖRUTSÄTTNINGAR

De varierande avfallstyper som skall hanteras och slutförvaras i SFR gör att förvaringsutrymmena bör utformas olika för olika avfallstyper. Detta berörs närmare i samband med beskrivning av förvaret.

Förvarets barriärsystem skall dimensioneras så att omgivningspåverkan begränsas för att ge möjligheten till framtida utökning



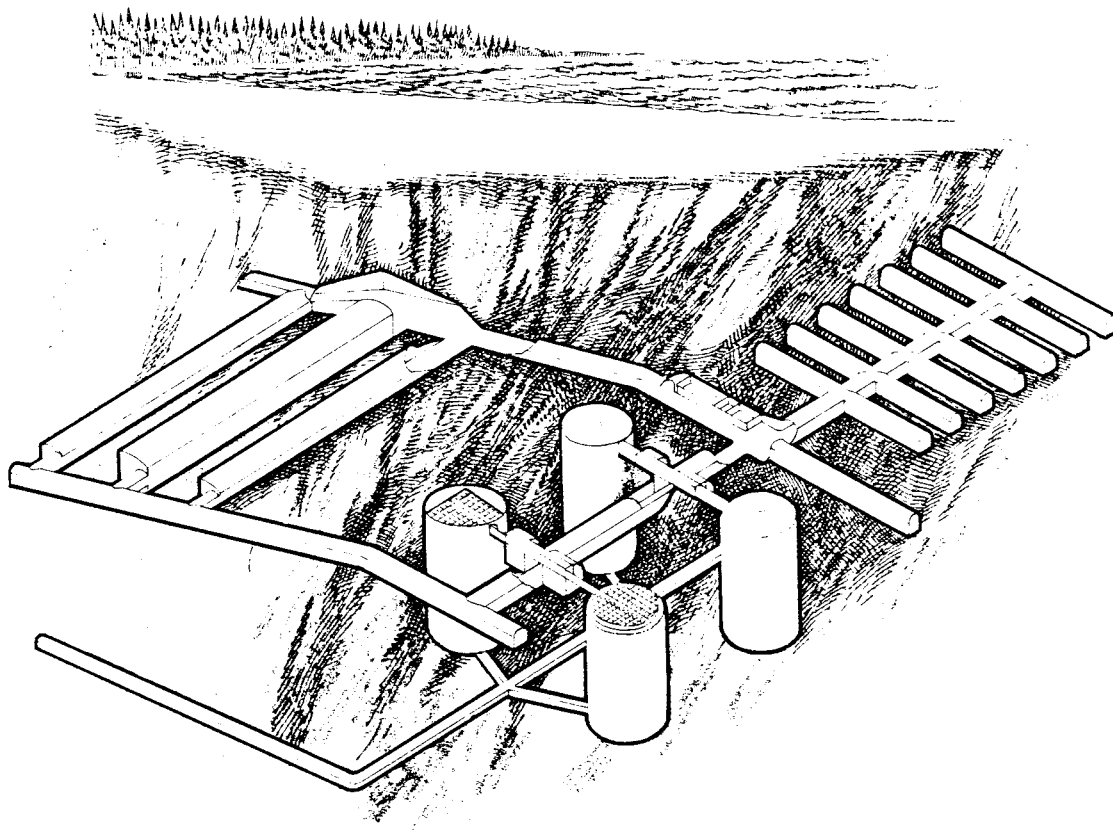
Figur 8-2. SFR:s placering inom Forsmarksområdet

av förvaret. Sådana utökningar kan dels vara betingade av att prognosen på mängden driftavfall visar sig vara fel, dels av att man vill placera andra avfallskategorier såsom rivningsavfall och hårdkomponenter i förvaret.

8.4 LOKALISERING AV SFR

Som framgår av figur 8-2 föreslås SFR förläggas under havsbotten omedelbart norr om hamnen till Forsmarks kraftstation. Motiveringen för denna förläggning är att placering som medför en mycket liten grundvattengradient håller grundvattenströmningen genom området för förvaret låg. Så länge bergytan ovanför förvaret ligger under havet, behöver man ej förutse att någon dricksvattenbrunn borrar genom förvarsområdet. Landhöjningen medför dock att bergytan så småningom kommer att torrläggas. Vid den tidpunkten har emellertid avklingningen gått så långt att avfallet är att betrakta som ofarligt.

Närheten till kraftstationen har också påverkat valet av förläggningsplats, medan kraven på berggrunden är så måttliga att de spelat en underordnad roll.



Figur 8-3. Underjordsdelar av SFR 1

En samlokalisering med en kraftstation medför gemensamt utnyttjande av personal och hjälpanordningar.

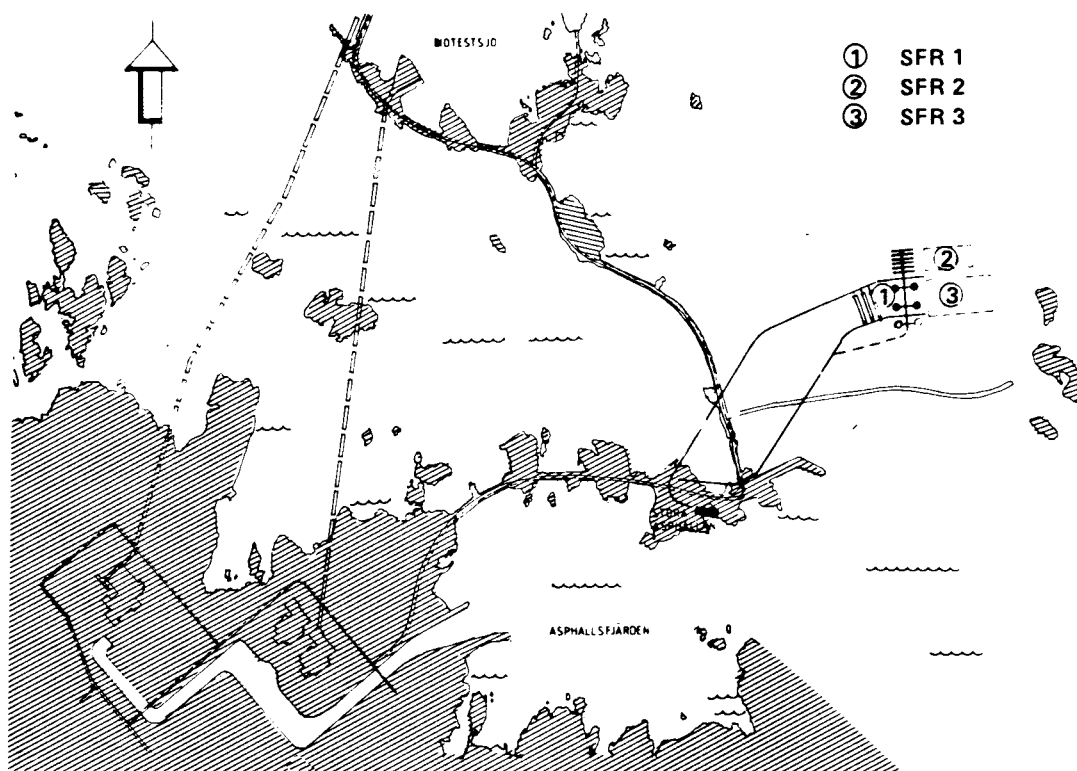
8.5 BESKRIVNING AV FÖRVARET

Anläggningen består av en terminaldel ovan jord samt en förvaringsdel under jord, där avfallet skall slutförvaras.

Utformningen av förvaringsdelen i SFR har styrts av de skilda krav som kan härledas från hanteringen av olika typer av reaktoravfall.

De största aktivitetsmängderna (över 90%) har placerats i det ur spridningssynpunkt högvärdigaste förvaret, nämligen siloförvaret. Detta förvaringsutrymme har en multipelbarriär bestående av i tur och ordning avfallet självt, 900 mm betong, 1 300 mm lerbarriär samt slutligen det omgivande berget.

Därutöver finns olika typer av förvaringsutrymmen med enklare barriärer. Betongtankar ställs in i utsprängda tunnlar och kringgjuts med betong.



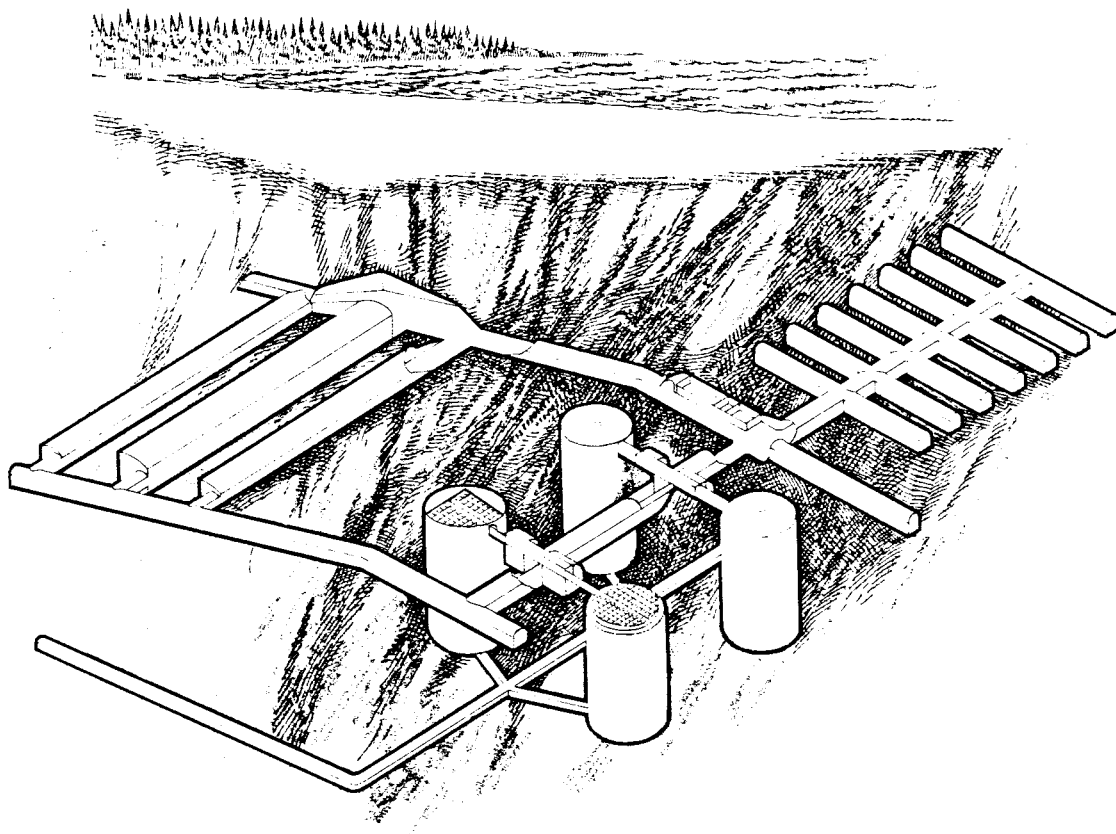
Figur 8-2. SFR:s placering inom Forsmarksområdet

av förvaret. Sådana utökningar kan dels vara betingade av att prognosen på mängden driftavfall visar sig vara fel, dels av att man vill placera andra avfallskategorier såsom rivningsavfall och hårdkomponenter i förvaret.

8.4 LOKALISERING AV SFR

Som framgår av figur 8-2 föreslås SFR förläggas under havsbotten omedelbart norr om hamnen till Forsmarks kraftstation. Motiveringen för denna förläggning är att placering som medför en mycket liten grundvattengradient håller grundvattenströmningen genom området för förvaret låg. Så länge bergytan ovanför förvaret ligger under havet, behöver man ej förutse att någon dricksvattenbrunn borrar genom förvarsområdet. Landhöjningen medför dock att bergytan så småningom kommer att torrläggas. Vid den tidpunkten har emellertid avklingningen gått så långt att avfallet är att betrakta som ofarligt.

Närheten till kraftstationen har också påverkat valet av förläggningsplats, medan kraven på berggrunden är så måttliga att de spelat en underordnad roll.



Figur 8-3. Underjordsdelar av SFR 1

En samlokalisering med en kraftstation medför gemensamt utnyttjande av personal och hjälpanordningar.

8.5 BESKRIVNING AV FÖRVARET

Anläggningen består av en terminaldel ovan jord samt en förvaringsdel under jord, där avfallet skall slutförvaras.

Utformningen av förvaringsdelen i SFR har styrts av de skilda krav som kan härledas från hanteringen av olika typer av reaktoravfall.

De största aktivitetsmängderna (över 90%) har placerats i det ur spridningssynpunkt högvärdigaste förvaret, nämligen siloförvaret. Detta förvaringsutrymme har en multipelbarriär bestående av i tur och ordning avfallet självt, 900 mm betong, 1 300 mm lerbarriär samt slutligen det omgivande berget.

Därutöver finns olika typer av förvaringsutrymmen med enklare barriärer. Betongtankar ställs in i utsprängda tunnlar och kringgjuts med betong.

Lågaktivt sopavfall placeras i bergsalar, utan att ytterligare åtgärder behöver vidtas. En speciell typ av avfall är det som under en långtidsförvaring kan befaras ge upphov till gasbildning. De största gasmängderna kan befaras från korrosion, varvid vätgas bildas. Under inverkan av kolsyra bildad från nedbrytning av cellulosa kan vätgasbildningen bli betydande. Avfall som befaras innehålla cellulosa förvaras därför i en speciell bergsal, från vilken gasen kan ta sig ut utan att aktivitet följer med.

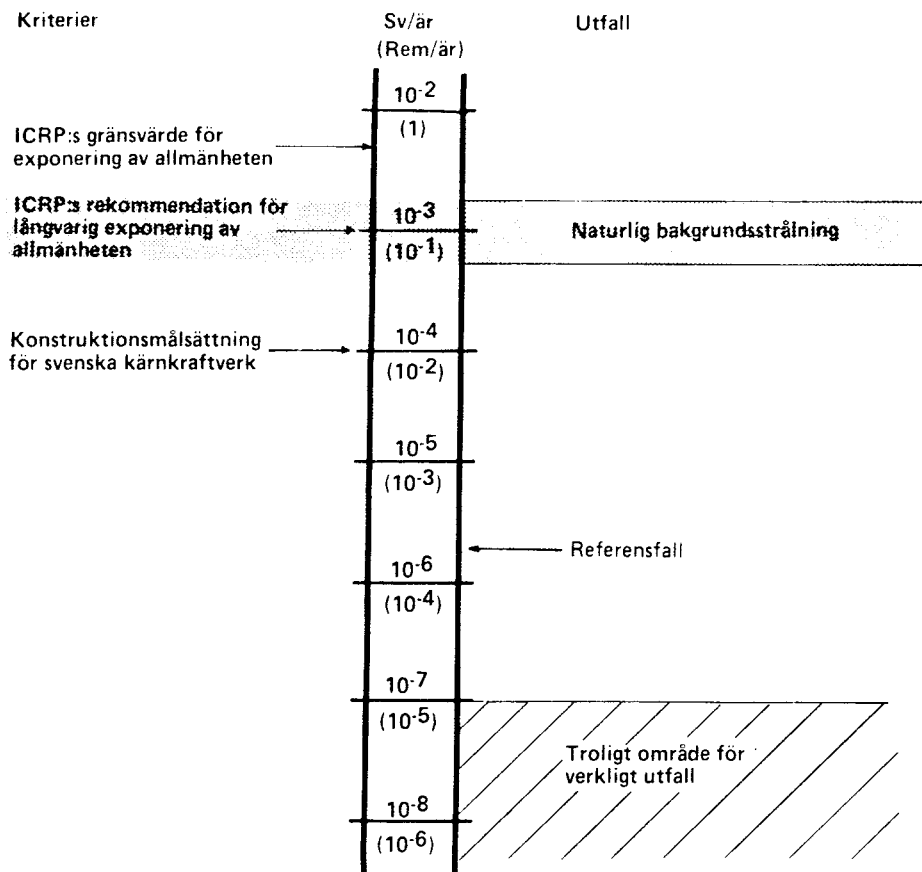
På figur 8-3 visas förvarets underjordsdel.

8.6 OMGIVNINGSPÅVERKAN

När inget ytterligare avfall finns att deponera, skall anläggningen förslutas och överges. Därefter fungerar förvaret som ett passivt system, som ej utan mycket stora svårigheter kan påverkas utifrån. Grundvattnets naturliga strömning medför dock en viss uttransport av radionuklider från förvaret. Denna uttransport har beräknats för ett s k referensfall som bygger på försiktigt valda förutsättningar. Sålunda har radionukliderna antagits vara obegränsat lösliga i vatten, sånär som på nukliden kol-14, som binds hårt till betong, och utläckaget av radionuklider genom berget har antagits ske utan någon fördröjning genom kemiska reaktioner med omgivande berg. I verkligheten kommer dessa två effekter att innebära att dosvärdena blir lägre än redovisat.

Med de valda beräkningsförutsättningarna fås maximal omgivningspåverkan för de delar där uttransportmekanismen är genomströmning ca 10 år efter förvarets förslutning. För silon där diffusion styr uttransporten kommer maximum ej förrän efter ca 7 000 år. Storleken på detta maximum varierar beroende på hur recipienten då ser ut. I figur 8-4 anges dosraterna till individer i kritisk grupp i relation till uppställda doskriterier. Referensfallet i figuren avser dosen ca 10 år efter förslutning. För tiden därefter är dosen lägre. Med mycket ogynnsamma antaganden om recipienter kan den dock ca 7 000 år efter förslutning åter uppnå samma storleksordning.

Sammanfattningsvis kan sägas att även mycket extrema händelser såsom större bergrörelser eller ett dricksvattenuttag ur en brunn genom förvaret ger individdoser som ligger inom acceptabla gränser.



Figur 8-4. Individdosrater. En jämförelse mellan uppställda kriterier och beräknat eller bedömt utfall för SFR 1

9 STRIPA PROJECT

9.1 BAKGRUND

Ett internationellt samarbetsprojekt beträffande forskning kring förvaring i kristallint berg av radioaktivt avfall från kärnkraftverk pågår för närvarande i Stripa gruva i Bergslagen.

I projektet, som är ett fristående OECD/NEA-projekt, deltar Finland, Japan, Sverige, Schweiz och USA samt Frankrike och Kanada som associerade medlemmar.

Arbetena i Stripa gruva, som bedrivs på ca 350 m nivå i en granitformation, kommer att pågå under åren 1980-1984 och totalkostnaden uppgår till ca 50 MSEK.

Stripa Project är en fortsättning av det nu avslutade samarbetet i Stripa mellan US Department of Energy genom Lawrence Berkeley Laboratory (LBL), USA, och avdelning KBS inom Svensk Kärnbränsleförsörjning AB (SKBF). Rapporter, publicerade inom detta samarbete finns listade i appendix 6.

Aktiviteterna inom Stripa Project redovisas årligen i en särskild rapport. Nedan ges en kort sammanfattning.

9.2 FORSKNINGSPROGRAM

Stripa Project omfattar följande undersökningar

- Hydrologiska undersökningar i borrhål

Undersökningen syftar i huvudsak till att utveckla metoder och teknik för hydrologiska mätningar i horisontella borrhål samt att bestämma kemin hos grundvatten på stora djup (ner till 1 200 m under ytan) i kristallin berggrund.

- Migrationsförsök

Avsikten med migrationsförsöket är i huvudsak att studera sorberande och icke-sorberande spårämnens transportmekanismer i en väldefinierad enskild spricka.

- Buffertförsök

Målsättningen med buffertförsöket är att under realistiska förhållanden verifiera tidigare erhållna laboratorieresultat avseende temperatur, vattenupptagningsförmåga, portryck och svälltryck samt att pröva hantering och applicering av bentonit som fyllnadsmaterial (buffert) i deponeringshål och orter.

De tre objekten är beskrivna i "Summary of defined programs", Stripa Project TR 81-01 (se appendix 7).

9.3 AKTIVITETER UNDER 1981

9.3.1 Hydrologiska undersökningar i borrhål

Under 1981 borrades två 300 m långa horisontella hål samt ett 500 m djupt vertikalt hål från 360 meters nivå i gruvan.

Utrustning för undersökningarna i borrhålen tillverkades och mätningarna påbörjades.

Vattenprovtagning i de olika hålen genomförs och analyseras efter anvisningar av en internationellt sammansatt rådgivande arbetsgrupp.

9.3.2 Migrationsförsök

Under 1981 avslutades och avrapporterades ett förberedande försök, som avsåg att studera metodiken och utrustningen.

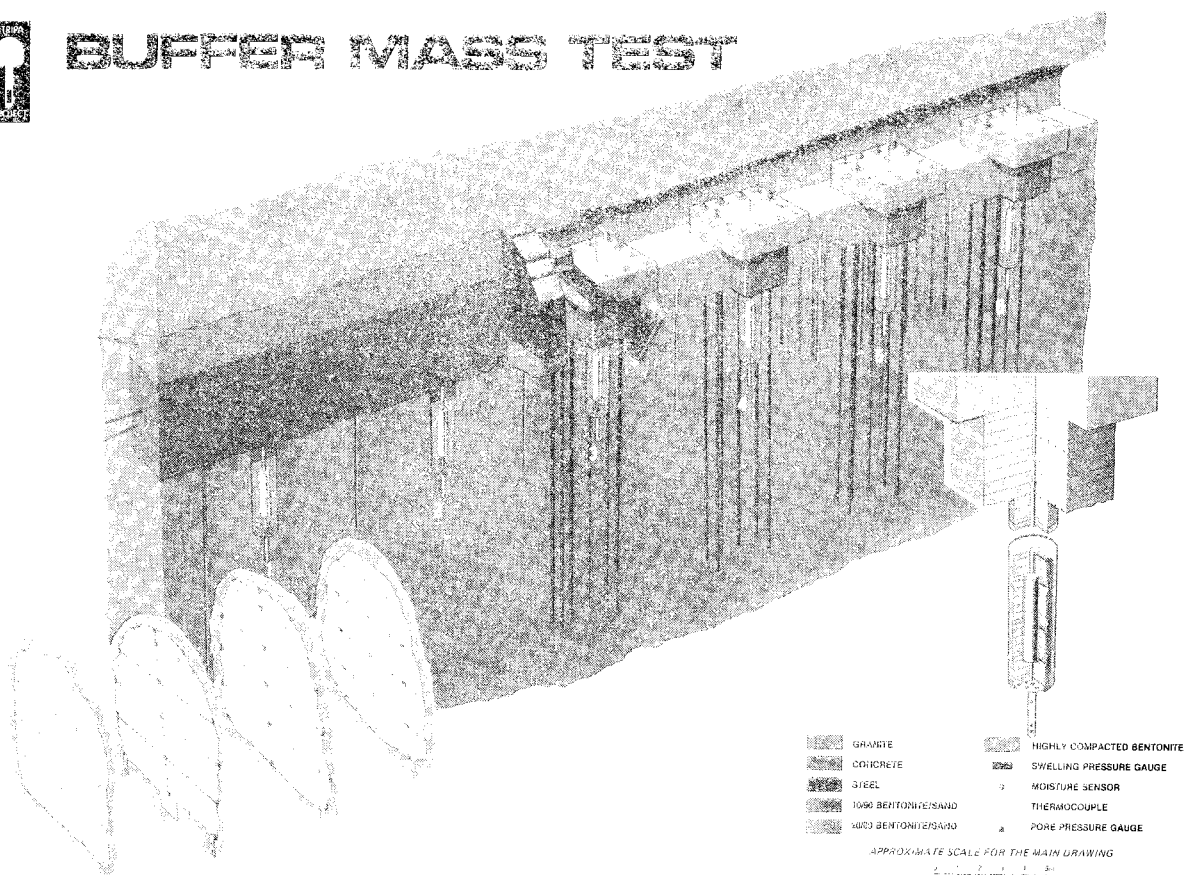
Modifiering och tillverkning av ny utrustning påbörjades liksom förberedelserna i gruvan för det fortsatta arbetet.

9.3.3 Buffertförsök

Under 1981 deponerades 2 av 6 simulerade, elektriskt värmda, avfallsbehållare i ca 3.5 m djupa hål borrade i sulan i en ort på 350 meters nivå i gruvan. Behållarna, som är omgivna av högkompakterad bentonit, ger en effekt på ca 600 W, vilket resulterar i en maximal temperatur i bentoniten av ca 70 °C. Efter deponer-



BUFFER MASS TEST



Figur 9-1. Principskiss av buffertförsöket

ingen fylldes orten med en blandning av sand och bentonit, varefter denna del av orten förseglades med en kraftig stålvägg.

En principskiss av buffertförsöket visas i figur 9-1.

Ett stort antal mätinstrument, anslutna till en dator, är placerade i fyllnadsmaterialet och i berget.

9.4 RAPPORTERING

Rapportering av aktiviteterna inom Stripa projektet sker i en speciell rapportserie. Hittills publicerade rapporter finns listade i appendix 7.

9.5 STRIPA PROJECT -- FAS II

OECD/NEA och deltagarländerna har visat intresse för en eventuell utökning av forskningsprogrammet inom Stripa Project och diskussioner om en fas II har påbörjats. För närvarande föreligger förslag till följande nya undersökningar:

- Undersökning av stora bergsvolymer med hjälp av mellanhålmätningar (geofysiska och hydrologiska)
- Tredimensionellt migrationsförsök
- Tätning av borrhål och schakt med bentonit

9.6 ÖVRIGA AKTIVITETER I STRIPA

Förutom aktiviteter inom Stripa Project har KBS med egna medel utfört följande undersökningar i gruvan:

- Glaslagningsförsök (se kap 3)
- Preliminär undersökning av tätning av borrhål med bentonit (se kap 4)
- Diffusion av icke-sorberbar komponent (se kap 5)

10 KOSTNADER

10.1 ALLMÄNT

Finansieringen av de radioaktiva restprodukternas omhändertagande regleras, som framgår av kapitel 1.3, av finansieringslagen som föreskriver att kärnkraftföretagen årligen skall erlägga avgifter till en statlig fond för täckande av de framtida kostnaderna. För bedömningen av avgifternas storlek har SKBF, genom KBS, skisserat ett handlingsprogram för avfallets omhändertagande (se figur 1-4). Layoutritningar har upprättats för de olika anläggningar som behöver byggas och kostnader har beräknats för anläggningarnas investering, drift och rivning.

Arbetet under 1981 har omfattat framtagning av ett datoriserat beräkningssystem samt insamling av kostnadsdata. En sammanställning av beräkningarna förutses föreligga under första halvåret 1982.

10.2 FÖRUTSÄTTNINGAR FÖR LAYOUT OCH KOSTNADSBERÄKNINGAR

Då flera utvecklingslinjer för det svenska kärnkraftsprogrammet är tänkbara måste ett alternativ väljas som ger en så hög grad av sannolikhet som möjligt. Figur 1-4 visar de olika anläggningar och avfallets väg mellan dessa, som utgör underlag för bedömningen av totalkostnaden. Följande förutsättningar har antagits gälla.

- Det svenska kärnkraftsprogrammet begränsas till de 12 reaktorer som är i drift eller under uppförande och inget skall vara i drift efter år 2010.
- Upparbetning av använt kärnbränsle sker endast av nu kontrakterade bränslemängder (867 ton)
- Slutlagring sker i den svenska berggrunden på olika djup beroende på avfallets avklingningstid

- Det högaktiva avfallet och det använda bränslet inkapslas
- Transporter mellan de olika anläggningarna sker med specialfartyg och avfallet är härvid placerat i transportflaskor eller specialcontainers
- Tidplan för anläggningarna (se figur 1-4 och tabell 1-2).

De ungefärliga totala avfallsmängderna som blir aktuella med dessa förutsättningar anges i kapitel 1, tabell 1-1.

10.3 KONSTRUKTIONSARBETE

Vid bedömningen av storlek och utformning av lager och behandlingsanläggningar har avfallets hantering analyserats och ingående utrustning redovisats. För anläggningar, som ligger nära i tiden (CLAB och SFR), är dessa arbeten utförda i detalj inom speciella projektgrupper, medan avlägsna projekt bearbetats mera översiktligt och baserats på de principer som angetts i KBS tidigare rapporter. Analyserna innehåller även personalprognoser, förbrukningsmaterial och reservdelar samt för vissa arbetsmoment även specialstudier, t ex av tillverkning av kopparkapsel.

10.4 KOSTNADSBERÄKNINGAR

Samtliga kostnader är beräknade i prisnivå jan 1981 och redovisas i ett datoriserat system där alla kostnadsposter är tidsanknutna. För varje anläggning har kostnaderna uppdelats på investering, drift, reinvestering, försegling och rivning samt byggherrekostnader (markförvärv, upphandling, kontroll m m). En ytterligare uppdelning görs sedan på process- och byggnadsarbeten samt slutligen på material och löner.

Vid kostnadsberäkningarna har på baskostnaderna gjorts varierande pålägg för att täcka osäkerhet i underlaget och oförutsedda händelser.

Särskilda studier görs av kostnadernas känslighet för förändringar i styrande förutsättningar. Beräkningssystemet medger även en fördelning av kostnaderna på de olika kärnkraftblocken.

REFERENSER

- 1-1 Förglasat avfall från upparbetning. KBS slutrapport, volym I-V.
Stockholm, 1977
- 1-2 Slutförvaring av använt kärnbränsle
KBS slutrapport, volym I och II
Stockholm, 1978
- 2-1 LARKER H
Solidification of Radioactive Waste Forms and Waste Containment by the HIPOW Process.
Paper presented at the International Seminar on Chemistry and Process Engineering for High-Level Liquid Waste Solidification in Jülich, June 1981
- 2-2 HULTGREN Å
Research Programme on the Conditioning of Nuclear Power Waste. Progress report, June 1981.
Prav rapport 3.28
Stockholm 1981
- 5-1 Prav En berättelse om verksamheten från juli 79 t o m 1981.
Stockholm, januari 1982
- 5-2 MEANS J
The Organic Chemistry of Deep Groundwaters, ONWI Batelle Columbus.
Ohio, 1981-06-05
- 5-3 LARSON S Å, TULLBORG E L och LINDBLOM S
Sprickmineralogiska undersökningar
Prav rapport 4.20
Stockholm, april 1981

- 5-4 SKAGIUS C, SVEDBERG G och NERETNIEKS I
A Study of Strontium and Cesium Sorption on Granite
Prav rapport 4.26
Stockholm, april 1981
- 5-5 NERETNIEKS I, ERIKSEN T och TÄHTINEN P
Tracer Movement in a Single Fissure in Granitic Rock -
Some Experimental Results and their Interpretation.
Prav rapport 4.21
Stockholm, februari 1981
- 5-6 OLOFSSON U, ALLARD B
ANDERSSON K och TORSTENFELT B
Mat Res Soc Ann Meeting
Boston, 16-19 november 1981
- 6-1 AHLBOM K, HENKEL H, SCHERMAN S och TIRÉN S
Rekognoscerande studier för typområden i mellersta och
norra Norrland under 1979-1980
Prav rapport 4.22
Stockholm, mars 1981
- 6-2 AHLBOM K och OLKIEWICZ
Rekognoscerande studier för typområden i Västernorrlands
och Norrbottens län under 1980-1981.
Prav rapport 4.31
Stockholm, 1981-11-12
- 7-1 INTRACOIN
Progress Report No 1 June-October 1981
SKI rapport
Stockholm 1981

FÖREDRAG OCH PUBLIKATIONER 1981

Appendix 1

Bentonite Shielding of Rock-Deposited Radioactive Wastes
R Pusch (University of Luleå)
National Bureau of Standards, Workshop on Research and Development Needs Relating to Backfill for Underground Nuclear Waste Management.
Maryland. 13 April 1981

Solidification of Radioactive Waste Forms and Waste Containments by the HIPOW Process.
H Larker (ASEA, Robertsfors)
International Seminar on Chemistry and Process Engineering for High-Level Liquid Waste Solidification.
Jülich, 1-5 June 1981

Canister Materials Proposed for Final Disposal of Spent Nuclear Fuel: A Review with Respect to the Corrosion Resistance.
E Mattsson (Swedish Corrosion Institute)
International Seminar on Chemistry and Process Engineering for High-Level Liquid Waste Solidification.
Jülich, 1-5 June 1981

Environmental Effects of the Barriers in the KBS Disposal System.
T Papp (SKBF/KBS)
CNS Annual Meeting, Ottawa, June 1981

Prediction of Radionuclide Migration in the Geosphere - Is the Porous Media Flow Adequate?
I Neretnieks (The Royal Institute of Technology, Stockholm)
IAEA/CEC/OECD-NEA International Symposium on Migration in the Terrestrial Environment of Long-Lived Radionuclides from the Nuclear Fuel Cycle, Knoxville, 27-31 July 1981.

Actinide Species in Ground Water Systems

I Grenthe and D Ferri (The Royal Institute of Technology, Stockholm)

OECD-NEA Workshop on Near-Field Phenomena in Geologic Repositories for Radioactive Waste. Seattle.

31 August - 3 September 1981

Minerals and Precipitates in Fractures and their Effects on the Retention of Radionuclides in Crystalline Rocks

B Allard, M Karlsson, K Andersson and B Torstenfelt (Chalmers University of Technology).

S Å Larsson and E L Tullborg (Geological Survey of Sweden) OECD-NEA Workshop on Near-Field Phenomena in Geologic Repositories for Radioactive Waste. Seattle.

31 August - 3 September 1981

The Paths and Rate of Flow of Water through Highly Compacted Bentonite

R Pusch (University of Luleå)

AIPEA 7th International Clay Conference. Bologna.

6-12 September 1981

Reaktordriftens avfall - erfarenheter från kärnkraftverken i Norden

H Forsström (SKBF/KBS)

Nordiskt symposium 1981: Reaktoravfall. Kungälv.

14-16 september 1981

Slutförvar för reaktoravfall i Sverige

G Lange (SKBF/KBS)

Nordiskt symposium 1981: Reaktoravfall. Kungälv.

14-16 september 1981

Mineral/Water Interactions and their Influence on the Physical Behaviour of Highly Compacted Na-Bentonite

R Pusch (University of Luleå)

Canadian Geotechnical Society, 34th Conference,

New Brunswick, 29-30 September 1981

Management of Radioactive Waste at Swedish Nuclear Power Plants

H Forsström (SKBF/KBS), S Gustafsson (The State Power Board)

B Persson (Oskarshamnsverkets Kraftgrupp AB), J Ransmark (Sydkraft AB), C Thegerström (Studsvik Energiteknik AB) and G Wickström (The State Power Board)

IAEA, Karlsruhe, 5-9 October 1981

A Central Repository for Final Disposal of the Swedish Low- and Intermediate-Level Reactor Wastes
G Lange (SKBF/KBS)
IAEA, Karlsruhe, 5-9 October 1981

Formation and Properties of Americium Colloids in Aqueous Systems.
U Olofsson, B Allard, K Andersson and B Torstenfelt (Chalmers University of Technology)
Mat Res Soc Ann Meeting, Boston, 16-19 November, 1981

Diffusion Measurements in Compacted Bentonite subm to Mat Res.
B Torstenfelt, H Kipatsi, K Andersson, B Allard and U Olofsson, (Chalmers University of Technology)
Soc Ann Meeting, Boston, 16-19 November 1981

Nuclear Waste Program in Sweden
L B Nilsson (SKBF/KBS)
1981 National Waste Terminal Storage Program
Information Meeting, Battelle Columbus, Ohio, 17-19 November 1981

Migration of Radionuclides in Fissured Rock - The Influence of Micropore Diffusion and Longitudinal Dispersion
J Geophys Res 86 (1981) 3749

Diffusion and Sorption in Particles and Two-Dimensional Dispersion in a Porous Medium.
Water Resources Res 17 (1981) 321

LISTA PÅ KBS TEKNISKA RAPPORTER 1981 Appendix 2

Rapporterna finns tillgängliga som
mikrofiche hos

INIS CLEARINGHOUSE
International Atomic Energy Agency
P O Box 100
A-1400 WIEN, Österrike

1977-78

- * TR 121 KBS Technical Reports 1 - 120.
Summaries. Stockholm, May 1979.

1979

- * TR 79-28 The KBS Annual Report 1979.
KBS Technical Reports 79-01--79-27.
Summaries. Stockholm, March 1980.

1980

- * TR 80-26 The KBS Annual Report 1980.
KBS Technical Reports 80-01--80-25.
Summaries. Stockholm, March 1981.

1981

- * TR 81-01 A note on dispersion mechanisms in the ground
Ivars Neretnieks
Royal Institute of Technology, March 1981

- * På engelska

- TR 81-02 Radiologisk exponering från strandsediment innehållande torium-229
Karl Anders Edvardsson
Sverker Evans
Studsvik Energiteknik AB, 1981-01-27
- * TR 81-03 Analysis of the importance for the doses of varying parameters in the biopath-program
Ulla Bergström
Studsvik Energiteknik AB, 1981-03-06
- * TR 81-04 Uranium and radium in Finnsjön - an experimental approach for calculation of transfer factors
Sverker Evans
Ronny Bergman
Studsvik Energiteknik AB, 1981-05-07
- * TR 81-05 Canister materials proposed for final disposal of high level nuclear waste - a review with respect to corrosion resistance
Einar Mattsson
Swedish Corrosion Institute, Stockholm, June 1981
- * TR 81-06 Ion diffusion through highly compacted bentonite
Trygve Eriksen
Department of Nuclear Chemistry
Royal Institute of Technology, Stockholm
Arvid Jacobsson
Roland Pusch
Division Soil Mechanics, University of Luleå
1981-04-29
- * TR 81-07 Studies on groundwater transport in fractured crystalline rock under controlled conditions using non-radioactive tracers
Erik Gustafsson
Carl-Erik Klockars
Geological Survey of Sweden, Uppsala, April 1981
- TR 81-08 Naturligt förekommande uran-, radium- och radonaktiviteter i grundvatten
Mats Aastrup
Sveriges Geologiska Undersökning oktober 1981
- * TR 81-09 Borehole sealing with highly compacted Na bentonite
Roland Pusch
Division of Soil Mechanics, University of Luleå
1981-12-07
- TR 81-10 Ytvattenförhållandena vid Svartboberget
Jan Olof Skifte
VIAK AB, 1981-11-30
- TR 81-11 Bearbetning av uranhaltsmätningar i vatten och bäcktorv från bäckar i Sverige
Sveriges geologiska undersökning
John Ek, december 1981
- * På engelska

- * TR 81-12 Ion diffusion in compacted sodium and calcium bentonites
Trygve E Eriksen
Department of Nuclear Chemistry
Royal Institute of Technology, Stockholm
Arvid Jacobsson
Division Soil Mechanics, University of Luleå
February 1982

- * TR 81-13 Thermal stability of ion-exchange resins
J-P Aittola
J Chyssler
H Ringberg
Studsvik Energiteknik AB, 1982-01-13

- * TR 81-14 Investigation of metastable immiscibility in borate-waste-glasses
J Egnell
J Gutzon Larsen
L Møller
G Roed
The Technical University of Denmark, December 1981

- * TR 81-15 Effect of $\text{Fe}_2\text{O}_3/\text{ZnO}$ on two glass compositions for solidification on Swedish nuclear wastes
J L Nogues, Université du Languedoc
L L Hench, University of Florida
November 1981

- * TR 81-16 Predictive geology in nuclear waste management
Otto Brotzen, Sweden, July 1980

* På engelska

FÖRFATTARE TILL KBS TEKNISKA RAPPORTER 1981 I ALFABETISK ORDNING

Appendix 3

FÖRFATTARE	TECHNICAL REPORT NO 81-
Aastorp, Mats Sveriges Geologiska Undersökning	08
Aittola, Jussi-Pekka Studsvik Energiteknik AB	13 ^{x)}
Bergman, Ronny Studsvik Energiteknik AB	04 ^{x)}
Bergström, Ulla Studsvik Energiteknik AB	03
Brotzen, Otto	16
Chyssler, Jan Studsvik Energiteknik AB	13 ^{x)}
Edvardsson, Karl Anders Studsvik Energiteknik AB	02 ^{x)}
Evans, Sverker Studsvik Energiteknik AB	02 ^{x)} , 04 ^{x)}
Eriksen, Trygve Kunlgl Tekniska Högskolan	06 ^{x)} , 12 ^{x)}
Ek, John Sveriges Geologiska Undersökning	11
Egnell, John Danmarks Tekniska Högskola	14 ^{x)}
Gustafsson, Erik Sveriges Geologiska Undersökning	07 ^{x)}
Gutzon Larsen, John Danmarks Tekniska Högskola	14
Hench, Larry L University of Florida	15 ^{x)}
Jacobsson, Arvid Högskolan i Luleå	06 ^{x)} , 12 ^{x)}
Klockars, Carl-Erik Sveriges Geologiska Undersökning	07 ^{x)}

x) Rapporten är skriven av mer än en person

FÖRFATTARE TECHNICAL REPORT NO 81-

Mattsson, Einar Korrosionsinstitutet	05
Møller, Lone Danmarks Tekniska Högskola	14 ^{x)}
Neretnieks, Ivars Kungl Tekniska Högskolan	01
Nogues, Jean Luc Université du Languedoc	15 ^{x)}
Pusch, Roland Högskolan i Luleå	06 ^{x)} 09
Ringberg Hans Studsvik Energiteknik AB	13 ^{x)}
Roed, Gjerløff Danmarks Tekniska Högskola	14 ^{x)}
Skifte, Jan Olof VIAK AB	10

x) Rapporten är skriven av mer än en person

NYCKELORDSREGISTER TILL TEKNISKA RAPPORTER

Appendix 4

NYCKELORD	TEKNISK RAPPORT nr 81-
Aktivitet, naturlig	02, 04, 08, 11
Bentonit	06, 09, 12
BIOPATH	03, 04
Borrhålspluggning	09
Buffertmaterial	06, 09, 12
Diffusion	06, 12
Dispersion	01, 07
Fältförsök, Finnsjön	04, 07
Voxnan	10
Geologi	16
Glas	14, 15
Grundvattenkemi	08
Hydrogeologi	07, 10, 16
Hydrogeologiska modeller	01, 07
Jonbytare	13
Kanister	05
Kapsel	05
Konstruktion	09
Korrosion	05
Låg- och medelaktivt avfall	13
Materialkaraktisering	05, 14, 15
Migration geosfär	01, 07
Migration biosfär	02, 03, 04
Strålningsdos	03
Seismologi	16
Säkerhetsanalys	01

KBS Teknisk Rapport 81-01

OM DISPERSIONSMEKANISMER I BERGGRUNDEN

Ivars Neretnieks
Kungl Tekniska Högskolan, Stockholm
mars 1981

SAMMANFATTNING

Två mekanismer för spridning av en spårämnespuls diskuteras. Spaltat flöde och diffusion i bergmassan inkluderas normalt ej, när den hydrodynamiska dispersiviteten utvärderas från spårämnesförsök i berggrunden.

Av rapporten framgår att där ett spaltat flöde föreligger, kan inte spridningen av en puls med spårämne beskrivas genom diffusion-dispersion enligt Fick. Om en diffusionskoefficient beräknades från ett sådant experiment skulle dispersionskoefficienten växa proportionellt mot observationsavståndet.

När ett spårämne som följer vattnet i kanalerna i ett geologiskt medium kan diffundera in i den porösa bergmassan kommer pulsen att sprida sig. Den spridning som är beroende av denna mekanism kan inte beskrivas genom Ficks dispersion. I ett specialfall när tiden för inträngningen i matrix är lång kommer den observerade spårpulsen att ha en oändligt lång svans. Om den konventionella momentana metoden användes för att bestämma en dispersionskoefficient i sådana fall, kommer resultaten till en hög grad att bero på detektionsgränsen för spårämnet.

RADIOLOGISK EXPONERING FRÅN STRANDEDIMENT
INNEHÅLLANDE TORIUM -229

Karl-Anders Edvardsson
Sverker Evans
Studsvik Energiteknik AB
1981-01-27

HUVUDINNEHÅLL

Radiologiska säkerhetsstudier visar att externexponeringen av torium-229 från slutlagrat högaktivt avfall kan ge ett signifikant dosbidrag till kritisk grupp och befolkning.

Beräkningar av stråldoser har tidigare utförts för ekosystem på regional, intermediär och global nivå; där det intermediära systemet utgörs av Östersjön. Det externa stråldosbidraget från torium-229 i insjö- och kustalternativen ger upphov till den större delen av stråldosen från denna nuklid. Beräkningen av dosbidraget från torium-229 är emellertid osäker beroende på brister i tillgänglig information. I vissa fall har överkonserverativa antaganden använts vid beräkningar. Å andra sidan har inte hänsyn tagits varken till dotterprodukter eller till β -strålning i sönderfallskedjan för torium-229, vilket kan leda till underskattningar.

För att skapa ett mera realistiskt underlag för beräkning av externdoser har fältmätningar utförts med avseende på toriumhalter i strandmaterialet. Hänsyn tas både till dotterprodukter och β -strålning. Beräkningarna omfattar även doser från internt deponerat torium-229.

Den externa γ -dosraten vid en beläggning av $1\mu\text{ Ci m}^{-2}$ blir $5 \cdot 10^{-6}$ rem h^{-1} . β -strålningen ger en dosintekning av samma storleks-

ordning som γ -strålningen. Som huddos motsvaras β -dosraten 10^{-4} rem h^{-1} . Dosen till skelettet vid ett intag av 1μ Ci torium-229 blir 90 rem.

Utfört inom ramen för kollektivforskningsprogrammet i samarbete med SKBF/KBS.

KBS Teknisk Rapport 81-03

EN ANALYS AV BETYDELSEN FÖR DOSERNA AV ATT VARIERA PARAMETRARNA
I BIOPATH-PROGRAMMET

Ulla Bergström
Studsvik Energiteknik AB
1981-03-06

SAMMANFATTNING

Individddoser och populationsdoser från ämnen utläckta från ett slutförvar har tidigare beräknats med BIOPATH-programmet. Om-sättningen av dessa ämnen i biosfären stimulerades enligt s k kompartment-teori. En analys har genomförts för att fastställa hur stor inverkan en osäkerhet i ingångsdata har på slutresul-tatet. En annan avsikt med undersökningen har varit att före-slå framtida insatser för att förbättra grunden för dosberäk-ningar.

Undersökningen visar på den stora betydelse, som systemet yt-vatten-jord-grundvatten-dricksvatten har för dosbelastningen. Den därvid mest betydelsefulla frågan är ämnens löslighet i de olika vattenreservoarerna.

Undersökningen har genomförts inom kollektivforskningsprogrammet.

KBS Teknisk Rapport 81-04

URAN OCH RADIUM I FINNSJÖN
EN EXPERIMENTELL ANSATS FÖR ATT BERÄKNA ÖVERFÖRINGSFAKTORER

Sverker Evans
Ronny Bergman
Studsvik Energiteknik AB
1981-05-07

SAMMANFATTNING

Säkerhetsanalyser av slutförvaring av högaktivt avfall eller använt bränsle i djupa bergförvar visar, att de framtida individu- och kollektivdoserna till betydande del kan orsakas av radium och uran som av grundvattnet transporteras upp till biosfären. Indikationer på att de spridningshastigheter, som tidigare använts, ger upphov till en överskattning av de beräknade doserna, har föranlett undersökningar i syfte att fastställa mer realistiska omsättningshastigheter för uran och radium.

Inom ett testområde kring Finnsjön har ett antal vatten-, sediment- och jordprover insamlats och analyserats med avseende på radium och uran. Nya överföringskoefficienter mellan jord och vatten har räknats fram för dessa ämnen.

De dosrater som erhålls visar god överensstämmelse för radium och en svag ökning för uran jämfört med tidigare beräkningar.

KBS Teknisk Rapport 81-05

KAPSELMATERIAL SOM FÖRESLAGITS FÖR SLUTFÖRVARING AV HÖGAKTIVT
AVFALL - EN ÖVERSIKT MED AVSEENDE PÅ KORROSIONSBESTÄNDIGHET

Einar Mattsson

Korrosionsinstitutet, Stockholm

juni 1981

SAMMANFATTNING

Utbränt bränsle från kärnkraftsreaktorer måste slutförvaras antingen efter upparbetning eller utan sådan behandling. På grund av strålningen måste kärnkraftsavfallet isoleras från biosfären i 300-1000 år och i extrema fall ända upp till 100.000 år.

Det högaktiva avfallet kommer att inneslutas i korrosionsbeständiga kapslar som deponeras i slutförvar i geologiska formationer såsom granit, basalt lera, såltlager, saltdomer eller djupa havssediment. Där utsätts kapslarna för grundvatten, koncentrerad saltlösning (s k brine) eller havsvatten vid förhöjd temperatur. Ämnen som bildas vid radiolys kan påverka korrosionen.

Korrosionsbeständigheten hos ett föreslaget kapselmateriale bedöms med korrosionstester och med beräkningar av masstransport och termodynamiska förhållanden. Undersökning av gamla historiska metallföremål efter lång påverkan i naturen kan ge ytterligare information. På basis av hittills utförda arbeten är de viktigaste kandidaterna till kapselmateriale olika titanmateriale, koppar och högren aluminiumoxid.

KBS Teknisk Rapport 81-06

JONDIFFUSION GENOM HÖGKOMPakterAD BENTONIT

Trygve Eriksen

Kungl. Tekniska Högskolan, Stockholm

Arvid Jacobsson och Roland Pusch

Högskolan i Luleå

1981-04-29

SAMMANFATTNING

Prover av kompakterad Na- och Ca-bentonit bringades i kontakt med lösningar innehållande $^{134}\text{Cs}^+$, $^{85}\text{Sr}^+$, $^{131}\text{I}^-$ och $^{36}\text{Cl}^-$. Diffusiviteten för dessa joner beräknades ur koncentration-avståndprofilerna i bentoniten 10 dagar efter start av diffusionen.

För $^{131}\text{I}^-$ och $^{36}\text{Cl}^-$ bestämdes diffusiviteten även genom att mäta den stationära diffusionen genom en 5 mm tjock bentonitskiva.

De experimentella resultaten: $D_{\text{Sr}^{2+}} (2,3 - 4,8) \times 10^{-11}$, $D_{\text{Cs}^+} (0,34-0,75) \times 10^{-11}$, $D_{\text{I}^-} 1 \times 10^{-12}$ och $D_{\text{Cl}^-} 6 \times 10^{-12} \text{ m}^2 \text{ sec}^{-1}$ visar att diffusionen genom kompakterad bentonit har en komplicerad mekanism och inte kan förklaras med en enkel pordiffusionsmodell. Det är rimligt att anta att icke sorberande joner migrerar i porvattnet, medan katjoner dessutom rör sig genom smektitkristallgittren och då särskilt i de interlamellära utrymmena mellan kristallskikten enligt en jonbytesmodell. Den mycket låga diffusionshastigheten hos de undersökta anjonerna jämfört med motsvarande hastighet i vatten, visar att diffusionsmotståndet är betydande för dessa joner.

Teknisk Rapport 81-07

STUDIER AV GRUNDVATTENTRANSPORT I SPRICKIG KRISTALLIN BERGGRUND
UNDER KONTROLLERADE FÖRHÅLLANDEN MED ANVÄNDANDE AV INAKTIVA
SPÅRÄMNINGEN

Erik Gustafsson

Carl-Erik Klockars

Sveriges Geologiska Undersökning, Uppsala

april 1981

SAMMANFATTNING

Inom Finnsjöns fältforskningsområde har transportmekanismer i kristallin berggrund studerats med hjälp av vissa spårämnen.

Undersökningen har syftat till att längs förekommande sprickor mellan två borrhål studera:

- Hydrauliska egenskaper hos bergmassa och sprickor
- Några utvalda spårämnens adsorptiva egenskaper under transport längs sprickor
- Dispersivitet och utspädning av spårämnen under transport i sprickor
- Sprickig berggrunds kinematiska porositet

Tillvägagångssättet har varit att med konventionella hydrauliska testmetoder i 100 m djupa borrhål bestämma en bergmassas hydrauliska egenskaper, samt att i en utvald sprickzon mellan två borrhål studera transportmekanismer och egenskaper hos valda spårämnen.

Sammanfattningsvis visar hydrauliska tester och spårämnesförsök följande beträffande de hydrauliska parametrarna, hydraulisk konduktivitet och kinematisk porositet:

- Den undersökta sprickzonen har en hydraulisk konduktivitet av $2-3 \cdot 10^{-3}$ m/s och dess ingående huvudtransportzoner representerande ca 90% av totala flödet i sprickzonen har hydrauliska konduktiviteten $3-5 \cdot 10^{-3}$ resp $1-2 \cdot 10^{-3}$ m/s
- Kinematiska porositeten beräknad som förhållandet mellan bergmassans och sprickzonens hydrauliska konduktiviteter, är $8-9 \cdot 10^{-4}$
- Råhetsfaktorn β , som uttrycker förhållandet mellan uppmätt och beräknad (planparallell) sprickkonduktivitet, är cirka 0.2
- Beräkningar av sprickvidd ger varierande värde beroende av beräkningsmetod. Vattenmängdsberäkningar ger cirka 20 gånger större vidd än transporthastighetsberäkningar. De sistnämnda beräkningarna ger en sprickvidd av cirka $7 \cdot 10^{-5}$ m (0.07 mm)

Resultat och slutsatser av jämförelse mellan de använda spårämnena Rhodamine WT, NO_3^- , I^- , Br^- och Cr-EDTA ger följande:

- Rhodamine WT visar en svag fördröjning och sorbtion jämfört med NO_3^- och I^-
- I^- , NO_3^- och Cr-EDTA torde vara jämförbara som vattentrogna spårämnen
- Br^- visar lägre återvinning i jämförelse med NO_3^- och I^-
- Naturlig förekomst av NO_3^- och Br^- kan i vissa fall innebära svårigheter vid tolkning av resultat där NO_3^- och Br^- används som tillsatt spårämne

Sammanfattningsvis visar utförda spårämnesförsök vid radiell strömning följande beträffande utspädning och dispersion:

- Undersökt sprickzon består av minst två transportvägar med olika hydrauliska egenskaper
- Dispersiviteten för de båda transportvägarna är 0.9-1.2 m
- Dispersiviteten beräknad för hela sprickzonen (macro-dispersivitet) är cirka 10 gånger större än för den enskilda transportvägen
- Spårämnets utspädning vid momentan tillförsel beror till största delen av flödesgeometrin, till mindre del av dispersion och utspädning i pumpbrunn
- Utspädningen till följd av den hydrodynamiska dispersionen har beräknats till cirka 1:9 (räknat på peak-värden).

KBS Teknisk Rapport 81-08

NATURLIGT FÖREKOMMANDE URAN-, RADIUM- OCH RADONAKTIVITETER
I GRUNDVATTEN

Mats Aastrup

Sveriges Geologiska Undersökning, Uppsala

oktober 1981

SAMMANFATTNING

Introduktion

Syftet med undersökningarna har varit att erhålla information om aktivitetsnivåerna för uran, radium-226 och radon-222 i grundvatten i olika geologiska miljöer. Korrelation med andra kemiska parametrar har undersökts.

Undersökningsmetoder

Fyrtiotvå stationer ingående i det nationella grundvattennätet har provtagits sent i augusti och tidigt under september 1980. Den geografiska fördelningen av provtagningsplatserna presenteras i figur 1. Proven har insamlats i polyetenflaskor med fem liters volym och analyserats vid Studsvik Energiteknik AB.

Provtagningsstationernas karakteristika ges i tabell 1. Stationerna består av naturliga källor, brunnar, borrhål och observationsrör.

Av de 42 provtagningsstationerna erhåller 22 sitt vatten från jordakviferer och 20 från bergakviferer.

Fördelningen av provtagningsstationerna på olika bergarter är:

granit 14, gnejs 8, kvartsit 2, sandsten 4, kalksten 12, skiffer 2.

Resultat

Ingen korrelation har hittats mellan koncentrationen av radioaktiva isotoper och andra kemiska parametrar (pH ledningsförmåga, HCO_3 , Cl, SO_4 , Na, K, Ca, Mg). Uran och radon är svagt korrelerade till varandra ($r^2 = 0,61$), men inte uran och radium, inte heller radium och radon.

Fördelningen av isotopernas aktivitet är mycket skev, med ett fåtal höga halter (log-normal distribuerat).

Uranaktiviteterna sträcker sig från 2,5 till 1100 mBq/l. Medianvärdet är 14 mBq/l. De höga värdena är knutna till graniter, vilka har ett medianvärde av 35 mBq/l. Grundvatten i sedimentära bergarter har generellt mycket låga uranhalter.

Radiumaktiviteten är lägre än uranaktiviteten. Det sträcker sig från 0,5 mBq/l till extremvärdet 1900 mBq/l, med ett medianvärde av 3,9 mBq/l. Även höga radiumhalter är knutna till grundvatten i granitiska områden (medianvärde 6,8 mBq/l). Detta är också fallet för radon (medianvärde 92 Bq/l).

Aktiviteten av radon-222 i grundvatten är 1000-10 000 ggr högre än uran- och radiumhalterna. De sträcker sig från 3,2 till 1500 Bq/l med ett medianvärde av 55 Bq/l.

Högre halter av uran, radium-226 och radon-222 har hittats i grundvatten från bergakviferer än i grundvatten från jordakviferer i områden med granitisk och gnejsisk berggrund. I områden med sedimentär berggrund är förhållandena helt omvända, med högre aktiviteter i jordakviferer. Sannolikt beror detta på närvaro av material utifrån, deponerade av isen under Pleistocene.

KBS Teknisk Rapport 81-09

PLUGGNING AV BORRHÅL MED HÖGKOMPakterAD BENTONIT

Roland Pusch

Tekniska Högskolan i Luleå

1981-12-07

SAMMANFATTNING

Slutförvar för radioaktivt avfall kommer att bli passerade av några undersökningsborrhål från ytan och de måste pluggas effektivt för att inte vara läckvägar för nuklider till biosfären.

Denna rapport beskriver en användning av högkompakterad natriumbentonit för borrhålspluggning. Bentoniten har en mycket låg permeabilitet, en låg diffusivitet och en svällande förmåga som ger en tät kontakt mellan lera och berg om bentonitens densitet är nog hög.

Den föreslagna tekniken som är tillämpbar för såväl långa, vertikala som lutande och horisontella borrhål grundar sig på användning av perforerade kopparrör för att införa högkompakterade bentonitelement. Sådana rörsegment sammanfogas vid ytan och förs successivt in i hålet. När hålet är försett med lera tar denna spontant upp vatten, sväller ut genom perforeringen och bildar till slut en nästan helt homogen lerkärna. Den omsluter röret som lämnas kvar i hålet.

Flera tester har utförts i laboratorium och ett fältförsök gjordes i Stripa. De visade alla att en gel utfyllde slitsen mellan röret och inneslutningen som bestod av metallrör vid laboratorieundersökningarna. Efterhand rör sig lera genom perforeringen

och bildar en styv lera som fyller slitsen. Omfördelningen av mineral som slutligen leder till hög grad av homogenitet kan beskrivas som en diffusionsprocess. Hastigheten av denna process beror på sprickgeometri och vattenflöde i berget. I berg med en meters genomsnittlig sprickfrekvens eller större kan man förvänta mycket god homogenitet och tätande förmåga inom några månader efter pluggens anbringande.

YTVATTENFÖRHÅLLANDENA VID SVARTBOBERGET

Jan Olof Skifte

VIAK AB

1981-11-30

SAMMANDRAG

Syftet med studien var att uppskatta normal medelavrinning omkring Svartboberget beläget nära Sveriges mitt och omkring 100 km väster om Östersjön. Den avsåg även att ge en uppfattning om noggrannheten i givna avrinningssiffror och möjlig förbättring genom direktmätning av nederbörd och avbördning samt djupare analys av tillgängliga avbördningsserier.

Studien har grundats på ekonomiska, topografiska och geologiska kartor såväl som på flygbilder. Vissa grundläggande publikationer från Sveriges meteorologiska och hydrologiska institut har utnyttjats såsom "De svenska vattendragens arealförhållanden", "Run off map of Sweden" och "Vattenföring i Sverige".

Nederbörd och avdunstning som fundamentala parametrar har diskuterats och utvecklats av förste statsmeteorolog Bertil Eriksson vid SMHI.

Avrinningen har uppskattats till $9,9 \text{ l/s km}^2$ lokalt med en antagen osäkerhet av $\pm 0,5 \text{ l/s km}^2$. Denna osäkerhet förväntas minska till hälften efter föreslagna mätningar över en 10-årsperiod.

KBS Teknisk Rapport 81-11

BEARBETNING AV URANHALTSMÄTNINGAR I VATTEN OCH BÄCKTORV FRÅN
BÄCKAR I SVERIGE

John Ek
Sveriges Geologiska Undersökning
december 1981

SAMMANFATTNING

Syftet med undersökningen har varit att studera hur uranhalten i bäckvatten resp bäcktorv påverkas av olika geologiska parametrar som bergartstyp, genomsnittlig uranhalt, sprickighet, uranets lakbarhet, förekomst av uranmineraliseringar och de kvartära avlagringarnas mäktighet. Undersökningen tar också hänsyn till effekter av omgivningsfaktorer som klimat, nederbörd, höjd över havet och topografi.

Undersökningen omfattar 14 områden i Sverige som provtagits av Sveriges geologiska undersökning (SGU) i samband med geokemisk prospektering. Områdena har valts för att representera så många geologiska och omgivningsparametrar som möjligt. 5878 prov har tagits av organiskt material från bäckar i 14 områden och 407 vattenprover från 5 områden.

Undersökningen har enbart omfattat material som tidigare insamlats och analyserats av SGU. Resultaten har bearbetats statistiskt. För de organiska proverna har torrviktsinnehållet av uran använts och för vattenproverna har endast värden över 0,1 ppb använts pga bristande analytisk precision för lägre koncentrationer.

De studerade områdenas geografiska lägen ges i bilaga 1 och resultatet av den statistiska bearbetningen presenteras för det organiska materialet i bilaga 3 och för vattenproverna i bilaga 4.

Vid tolkningen av resultaten har medianvärdet (M) använts som bakgrundsvärde, och medianvärdet + en standardavvikelse ($M+1\Delta$) som tröskelvärde. Dessa värden har tolkats på basis av geologiska- och omgivningsfaktorer för var och en av de 14 områdena. För att analysera förhållandet mellan uranhalten i vatten och i organiskt material från samma provtagningspunkt har korrelationskoefficient beräknats för tre olika koncentrationsintervaller.

Bakgrundskoncentrationen av uran i bäcktorv varierar mellan 1 ppm till 45 ppm, med ett bakgrundsvärde av 10 ppm för samtliga 14 områden tillsammans. Tröskelvärdet för bäcktorv varierar mellan 3 ppm upp till 303 ppm med ett tröskelvärde av 133 ppm för samtliga 14 områdena tillsammans.

För vatten varierar bakgrundskoncentrationen av uran i de fem områdena mellan 0,2 ppb till 0,7 ppb med ett bakgrundsvärde av 0,4 ppb för samtliga fem områden tillsammans. Tröskelvärdet varierar mellan 0,3 ppb och 5,2 ppb med ett tröskelvärde av 2,9 ppb för de fem områdena tillsammans. En undersökning av frekvensfördelningen visar att uranhalten både i bäcktorv och vatten är log-normalfördelade med en stark positiv skevhet och hög toppighet.

En undersökning av korrelationen mellan uranhalter i vatten och i bäcktorv från en och samma provtagningspunkt visar en positiv korrelation för höga koncentrationer, men korrelationen blir successivt mindre signifikant med lägre koncentration. Det antas att detta är resultatet av variationer i uranhalten i vattnet förorsakade av omgivningsfaktorer (t ex variationer i nederbörd).

Uranhalten i vatten och bäcktorv är positivt korrelerade med följande geologiska parametrar:

- 1 Hög bakgrundshalt av uran
- 2 Hög sprickfrekvens
- 3 God lakbarhet för uranet i berggrunden
- 4 Förekomst av uranmineraliseringar

För bäcktorv gäller denna positiva korrelation för både höga och låga uranhalter medan för vatten förekommer den endast vid höga koncentrationer.

Områden med brutna terrängformer och stora nivåskillnader uppvisar klarare samband med berggrundens uranhalt än områden med flacka terrängformer och små höjdskillnader.

Områden med tunna moräner av lokalt ursprung uppvisar klarare samband med uranhalten i berggrunden än områden med mäktiga moräner eller med isälvsmaterial.

Klimatet har liten betydelse för urananrikning i bäcktorv.

JONDIFFUSION I KOMPakterade Natrium- och Kalciumbentoniter

Trygve Eriksen

Kunl. Tekniska Högskolan, Stockholm

Arvid Jacobsson

Högskolan i Luleå

februari 1982

SAMMANFATTNING

Diffusiviteten av Sr^{2+} och Cs^+ i kompakterad Erbslöh Ca-bentonit och MX-80 Na-bentonit har bestämts med olika spårämnes-tekniker. Medan diffusiviteten för Sr^{2+} befanns vara $(1,5 \pm 0,2) \cdot 10^{-11} \text{ m}^2 \text{ sec}^{-1}$ i båda bentoniterna blev motsvarande värden för Cs^+ $(7 \pm 2) \cdot 10^{-13}$ och $(2,5 \pm 0,5) \cdot 10^{-12} \text{ m}^2 \cdot \text{sec}^{-1}$ i Erbslöh resp MX-80. Jämförelsen mellan diffusiviteten för Sr^{2+} och Cs^+ med motsvarande värden för Cl^- och I^- som erhöles i en tidigare undersökning visar att höga K_d -värden inte nödvändigtvis leder till fixering av jonerna. Den enkla por-diffusionsmodellen med fördröjning av de diffunderande jonerna genom sorptionsprocesser är således inte tillämpbar för Sr^{2+} och Cs^+ . Vattenkvot (täthet) och homogeniseringstid hade ingen mätbar inverkan på den uppmätta diffusiviteten.

KBS Teknisk Rapport 81-13

JONBYTARES TERMISKA STABILITET

Jussi-Pekka Aittola
Jan Chyssler
Hans Ringberg
Studsvik Energiteknik AB
1981-12-15

SAMMANFATTNING

Värme, strålning och oxidationsmedel leder ofta till irreversibla kemiska förändringar i kolkedjebaserade polymerer, som ingår i jonbytarmassa. Sådana förändringar kan t ex vara brott i enkel- eller dubbelbindningar mellan kolatomer eller nedbrytning av makromolekyler. Jonbytarmaterial innehåller även de svagare bindningarna mellan de funktionella grupperna och polymermatrisen. Av detta skäl beror jonbytarmaterialens termiska motståndskraft främst på de funktionella grupperna, vilka också har den jonbytande förmågan.

Solidifiering av jonbytarmassan innebär som regel att man har förhöjda temperaturer. Bitumeningjutning sker vid 130-160°C. Cementingjutning görs vid rumstemperatur. Temperaturer på upp till 100-120°C kan dock erhållas i den ingjutna produkten under härdningsperioden.

I denna undersökning har svällnings- och krympningsegenskaperna i luft och vatten studerats för olika jonbytarmaterial, som funktion av torkningstid och temperatur. Inverkan av natriumsulfat som möjligt svällningsreducerande medel har studerats.

De utförda experimenten och erhållna resultaten diskuteras i detalj i appendix A-C. Appendix D innehåller en litteraturgenomgång av jonbytarmaterials termiska egenskaper.

KBS Teknisk Rapport 81-14

UNDERSÖKNING AV METASTABIL FASSEPARATION I GLAS FÖR FÖRVARING
AV RADIOAKTIVT AVFALL DEL I-III

John Egnell

John Gutzon-Larsen

Lone Møller

Gjerløff Roed

Danmarks Tekniske Højskole, København

december 1981

SAMMANFATTNING

Metastabil vätske-vätskeseparation i glas orsakar ofta signifikanta ändringar i fysikaliska och kemiska egenskaper hos det ursprungligen homogena glaset. I en del tekniska borosilikatglas används detta fenomen för att förändra den kemiska beständigheten hos glaset. Hos de glassammansättningar som föreslagits för förglasat högaktivt avfall skulle den långsamma avkylningen i temperaturområdet 550-700°C möjligen kunna leda till en sådan vätske-vätskeseparation. För två glassorter, ABS-39 och ABS-41, som använts som modeller för avfallsglas inom KBS, har känsligheten för fassetparation undersökts. Två av de följande delrapporterna behandlar detta problem. Den tredje rapporten undersöker dessutom inverkan av MoO_3 på blandningsluckan. Den maximala mängden MoO_3 som kan lösas i ABS-39 och ABS-41 har också bestämts.

INVERKAN AV $\text{Fe}_2\text{O}_3/\text{ZnO}$ PÅ TVÅ GLASSAMMANSÄTTNINGAR FÖR SOLIDIFIERING AV SVENSKT RADIOAKTIVT AVFALL

Jean Luc Nougès

Laboratoire des Verres, Université des Sciences et Techniques
du Languedoc, Montpellier, France

november 1981

Larry L Hench

Ceramics Division Dept. of Materials Science, Univ. of Florida, USA

November 1981

INNEHÅLL

Lågsmältande alkaliborsilikatglas har sedan en lång tid tillbaka föreslagits som matris för radioaktivt avfall. En nyligen avslutad studie som jämför ytegenskaperna hos två glas för radioaktivt avfall hävdar att "en tillsats av Fe_2O_3 till det simulerade avfallsglasets av sodaborsilikattyp, signifikant reducerar skadorna från vattenangrepp pga en Fe-rik film som bildas på glasets yta." I denna studie finns emellertid signifikanta skillnader i koncentration av SiO_2 , B_2O_3 , CaO och simulerade avfallsprodukter i glaset, vilket gör det svårt att helt hänföra den ökade lakbeständigheten till Fe_2O_3 -innehållet. Målet för denna undersökning är sålunda att jämföra lakning- och ytegenskaper av två avfallsglas som endast skiljer sig åt genom substitutionen av Fe_2O_3 med en del ZnO i glaset. Genom denna jämförelse vill vi kunna visa huruvida Fe_2O_3 ger ett unikt bidrag till ökningen av lakbeständigheten hos dessa sammansatta glas.

Båda dessa glassammansättningar ger de låga smälttemperaturer, $< 1150^\circ\text{C}$, som krävs för den franska AVM-processen. Mängden simulerade avfallsprodukter är 9%, vilket svarar mot specifikationerna för det svenska avfallsprogrammets glas.

Slutsats

En ersättning av hälften av ZnO-innehållet i ett alkali-zink-borsilikat-glas för radioaktivt avfall med Fe_2O_3 minskar lakbeständigheten med ungefär en faktor 3. Lakraterna för glaset med högre ZnO-innehåll är efter 28 dagar i allmänhet i området $5 \cdot 10^{-5} \text{ g/cm}^2 \text{ d}$ för B^{3+} , Al^{3+} , Mo^{6+} ; $2 \cdot 10^{-5} \text{ g/cm}^2 \text{ d}$ för Na^+ , Si^{4+} ; och 2 till $7 \cdot 10^{-6} \text{ g/cm}^2 \text{ d}$ för Fe^{3+} och Zn^{2+} . Ytan på båda glastyperna tycks vara skyddad av dubbla skyddande lager, ett rikt på SiO_2 och ett andra mycket tunt lager anrikt på flervärda specier. Denna andra film som innehåller en blandning av Zn och Fe är en mindre effektiv diffusionsbarriär än filmen utan Fe^{3+} . Detta beror uppenbarligen på att en kritisk koncentration av flervärda specier är nödvändig för att stabilisera denna andra skyddsfilm. Skillnaden i SA/V-förhållanden påverkar bildningen av skyddsfilm och hastigheterna för ytskador på glaset.

KBS Teknisk Rapport 81-16

GEOLOGISKA PROGNOSE RÖRANDE ETT BERGFÖRVAR FÖR RADIO-
AKTIVT AVFALL

Otto Brotzen

Stockholm

juli 1980

SAMMANFATTNING

Fem kärnborrhål på Sternö, med olika riktning och läge, slutade alla i bra berg. Under berggrundens övre, vattengenomsläppliga delar erhöles härvid sammanlagt 1576 m kärnlängd med bra berg, som helt saknade betydande vattenförande sprickzoner. Om sådana sprickzoner är anordnade i ett kubiskt mönster, kan ett minsta värde på medelavståndet mellan dem beräknas uppgå till ca 500 m. Beräkningen grundas på en kombination av binomial- och Poisson-fördelningarna.

Geologiskt motsvarar de rådande bergförhållandena på Sternö det sammanlagda resultatet av mer än 900 miljoner års påkänningar på berggrunden. Denna tidsperiod innefattar såväl de tre viktigaste bergskedjebildande deformationerna i Europa, som istidens upprepade nedpressningar och uppstigande av Nordens berggrund. I allt kan åtminstone sex stora deformationstillfällen påvisas ha inträffat under denna tid. Om dessa varit slumpmässigt fördelade i tid och rum erhålles ur Poisson-funktionen att sannolikheten för att motsvarande sammanlagda påkänningar skall inträffa under endast en miljon år är 1.6×10^{-16} . Detta utgör därför också ett mått på storleksordningen hos sannolikheten för att bergets sprickbetingade vattengenomsläpplighet fördubblas, och att medelavståndet mellan vattenförande sprickzoner minskas till hälften, som följd av förnyade berggrundsdeformationer under samma tid.

Berggrundsdeformationerna uppträder emellertid inte slumpmässigt. Nu pågående geologiska utveckling pekar på att nästa bergskedjeveckning av betydelse kommer att ske söder om Alperna och utvecklas så långsamt att de närmaste en miljon åren utgör en helt obetydlig del av densamma. Olika iakttagelser talar i stället för att vi befinner oss i en period med avtagande berggrundsdeformationer. De påkänningar som i så fall kan väntas är ännu mindre och helt försumbara.

Beträffande verkan av framtida klimatändringar konstateras att de senaste 50 miljoner åren här i Norden inrymt långa perioder med närmast tropiskt klimat och starkare grundvattenströmning i berggrunden. De senaste 2 miljoner åren har i stället inrymt något tiotal nedisningar. Dessa extrema klimatförhållanden har inte märkbart påverkat bergets täthet eller dess redoxförhållanden utanför enstaka, väl begränsade sprickzoner. Några genomgripande klimatbetingade förändringar i bergförhållanden på flera hundra meters djup kan därför inte förväntas inom de närmaste en miljon åren.

PUBLICERADE LBL-KBS-RAPPORTER Appendix 6
(SVENSK-AMERIKANSKA
STRIPASAMARBETET)

1. Swedish-American Cooperative Program on Radioactive Waste Storage in Mined Caverns, P A Witherspoon and O Degerman. (LBL-7049, SAC-01).
2. Large Scale Permeability Test of the Granite in the Stripa Mine and Thermal Conductivity Test, Lars Lundstrom and Haken Stille.
3. The Mechanical Properties of the Stripa Granite, Graham Swan (LBL-7074, SAC-03).
4. Stress Measurements in the Stripa Granite, Hans Carlsson (LBL-7078, SAC-04).
5. Borehole Drilling and Related Activities at the Stripa Mine, P J Kurfurst, T Hugo-Persson and G Rudolph (LBL-7080, SAC-05).
6. A Pilot Heater Test in the Stripa Granite, Hans Carlsson (LBL-7086, SAC-06).
7. An Analysis of Measured Values for the State of Stress in the Earth's Crust, Dennis B Jamison, and Neville G W Cook (LBL-7071, SAC-07).
8. Mining Methods Used in the Underground Tunnels and Test Rooms at Stripa, B Andersson and P A Halén (LBL-7081, SAC-08).
9. Theoretical Temperature Fields for the Stripa Heater Project, T Chan, Neville G W Cook, and C F Tsang (LBL-7082, SAC-09).

10. Mechanical and Thermal Design Considerations for Radioactive Waste Repositories in Hard Rock. Part I: An Appraisal of Hard Rock for Potential Underground Repositories of Radioactive Waste, N G W Cook; Part II: In Situ Heating Experiments in Hard Rock: Their Objectives and Design, N G W Cook and P A Witherspoon (LBL-7073, SAC-10).
11. Full-Scale and Time-Scale Heating Experiments at Stripa: Preliminary Results, N G W Cook and M Hood (LBL-7072; SAC-11).
12. Geochemistry and Isotope Hydrology of Groundwaters in the Stripa Granite: Results and Preliminary Interpretation, P Fritz, J F Barker, and J E Gale (LBL-8285, SAC-12).
13. Electrical Heaters for Thermo-Mechanical Tests at the Stripa Mine, R H Burleigh, E P Binnall, A O DuBois, D O Norgren, and A R Ortiz (LBL-7063, SAC-13).
14. Data Acquisition, Handling, and Display for the Heater Experiments at Stripa, Maurice B McEvoy (LBL-7062, SAC-14).
15. An Approach to the Fracture Hydrology at Stripa: Preliminary Results, J E Gale and P A Witherspoon (LBL-7079, SAC-15).
16. Preliminary Report on Geophysical and Mechanical Borehole Measurements at Stripa, P Nelson, B Paulsson, R Rachiele, L Andersson, T Schrauf, W Hustrulid, O Duran, and K A Magnussen (LBL-8280, SAC-16).
17. Observations of a Potential Size-Effect in Experimental Determination of the Hydraulic Properties of Fractures, P A Witherspoon, C H Amick, J E Gale, and K Iwai (LBL-8571, SAC-17).
18. Rock Mass Characterization for Storage in Nuclear Waste in Granite, P A Witherspoon, P Nelson, T Doe, R Thorpe, B Paulsson, J E Gale, and C Forster (LBL-8570, SAC-18).
19. Fracture Detection in Crystalline Rock Using Ultrasonic Shear Waves, K H Waters, S P Palmer, and W F Farrell (LBL-7051, SAC-19).
20. Characterization of Discontinuities in the Stripa Granite-Time Scale Heater Experiment, R Thorpe (LBL-7083, SAC-20).
21. Geology and Fracture System at Stripa, A Olkiewicz, J E Gale, R Thorpe, and B Paulsson (LBL-8907, SAC-21).

22. Calculated Thermally Induced Displacements and Stresses for Heater Experiments at Stripa, T Chan and N G W Cook (LBL-7061, SAC-22).
23. Validity of Cubic Law for Fluid Flow in a Deformable Rock Fracture, P A Witherspoon, J Wang, K Iwai and J E Gale (LBL-9557, SAC-23).
24. Determination of In-Situ Thermal Properties of Stripa Granite from Temperature Measurements in the Full-Scale Heater Experiments: Methods and Primary Results, J Jeffry, T Chan, N G W Cook and P A Witherspoon (LBL-8424, SAC-24).
25. Instrumentation Evaluation, Calibration, and Installation for Heater Tests Simulating Nuclear Waste in Crystalline Rock, Sweden, T Schrauf, H Pratt, E Simonson, W Hustrulid, P Nelson, A DuBois, E Binnall, and R Haught (LBL-8313, SAC-25).
26. Part I: Some Results from a Field Investigation of Thermo-Mechanical Loading of a Rock Mass when Heater Canisters are Emplaced in the Rock, M Hood. Part II: The Application of Field Data from Heater Experiments Conducted at Stripa, Sweden for Repository Design, M Hood, H Carlsson, and P H Nelson (LBL-9392, SAC-26).
27. Progress with Field Investigations at Stripa, P A Witherspoon, N G W Cook, and J E Gale (LBL-10559, SAC-27).
28. A Laboratory Assessment of the Use of Borehole Pressure Transients to Measure the Permeability of Fractured Rock Masses, C B Forster and J E Gale (LBL-8674, SAC-28).
29. Thermal and Thermomechanical Data for In Situ Heater Experiments at Stripa, Sweden, T Chan, E Binnall, P Nelson, O Wan, C Weaver, K Ang, J Braley, and M McEvoy (LBL-11477, SAC-29).
30. The Effect of Radon Transport in Groundwater Upon Gamma Ray Borehole Logs, P H Nelson, R Rachiele, and A Smith (LBL-11180, SAC-30).
31. Strength and Permeability Tests on Ultra-Large Stripa Granite Core, R Thorpe, D J Watkins, W E Ralph, R Hsu, and S Flexser (LBL-11203, SAC-31).
32. Ultrasonic and Acoustic Emission Results from the Stripa Heater Experiments. Part I: B N P Paulsson and M S King. Part II: R Rachiele (LBL-10975, SAC-32).

**PUBLICERADE RAPPORTER INOM
DET INTERNATIONELLA
STRIPA PROJECT**

Appendix 7

- TR 81-01 Summary of defined programs
L Carlsson and T Olsson
Geological Survey of Sweden, Uppsala, Sweden
I Neretnieks
Royal Institute of Technology, Stockholm,
Sweden
R Pusch
University of Luleå, Sweden
November 1980
- TR 81-02 Annual Report 1980
Swedish Nuclear Fuel Supply Co/Division
Nuclear Fuel Safety, SKBF/KBS
Stockholm, Sweden, 1981
- TR 81-03 Migration in a single fracture.
Preliminary experiments in Stripa.
Harald Abelin, Ivars Neretnieks
Royal Institute of Technology
Stockholm, Sweden, April 1981
- TR 81-04 Equipment for hydraulic testing
Lars Jacobsson, Henrik Norlander
Ställbergs Grufve AB
Stripa, Sweden, July 1981
- TR 81-05 Part I Core-logs of borehole VI down to 505 m.
L Carlsson, V Stejskal
Geological Survey of Sweden, Uppsala, Sweden
T Olsson
K-Konsult, Stockholm, Sweden
- Part II Measurement of triaxial rock stresses in
borehole VI.
L Strindell, M Andersson
Swedish State Power Board, Stockholm, Sweden
July 1981

KONSULTER ÅT SKBF/KBS UNDER 1981 Appendix 8

INDUSTRI- OCH KONSULTFÖRETAG

ABV
ASEA-ATOM AB
ASEA
Anoflex AB
Alentec
Celind Maskin AB
Fischer & Porter AB
Forsgren Produktion AB
Gällivare Berg- & Betongborrnings AB
Gränges Metallverken AB
Hagconsult AB
Hagby Bruk AB
Hewlett-Packard
Hultins Verkstads AB
Hydroconsult AB
IPA Konsult
ITT Multikomponent
Jacobson & Widmark AB
Kemakta Konsult AB
K-Konsult
Kebo-Grave
Motorola Communications
Norrlands Hydraulic AB
Norrlandsvagnar AB
Nordomatic AB
OKG AB
PR-Produkter
Pressurklipp AB
Rejlers Ingenjörbyrå AB
Sydkraft AB
Stal Laval
Salén Technologies AB
Statens Vattenfallsverk
Studsvik Energiteknik AB
Ställbergs Grufveaktiebolag
Scandiaconsult
Scandia Metric AB
Teleplan AB
Tung Geoteknisk Borrning
Ulvex
VIAK AB
Vattenbyggnadsbyrån AB
Västerbottens Väg AB
Volvex
Vattenreningsbyrån AB
Östlunds Mekaniska Verkstads AB
Öxeryds Elektronik

UNIVERSITET OCH HÖGSKOLOR

Stockholms Universitet

Institutionen för geologi
Arkeologiska forskningslaboratoriet

Uppsala Universitet

Institutionen för geofysik

Umeå Universitet

Institutionen för oorganisk kemi

Chalmers Tekniska Högskola

Institutionen för fysik
Institutionen för geologi
Institutionen för kärnkemi
Fysikaliska institutionen
SIMS-laboratoriet

Kungliga Tekniska Högskolan

Institutionen för fysikalisk kemi
Institutionen för kemisk apparatteknik
Institutionen för kulturteknik
Institutionen för kärnkemi
Institutionen för oorganisk kemi

Luleå Högskola

Institutionen för geoteknik

ÖVRIGA INSTITUTIONER

Cement- & Betonginstitutet
Försvarets Forskningsanstalt
Glasforskningsinstitutet
Institutet för Metallforskning
Institutet för Vatten- och Luftvårdsforskning
Korrosionsinstitutet
Svenska Brandförsvarsföreningen
Sveriges Geologiska Undersökning
Sveriges Tekniska Attachéer
Svenska Silikatforskningsinstitutet

UTLÄNDSKA ORGANISATIONER OCH FÖRETAG

Danmarks Tekniska Högskola
 Institutet for Silikatindustri
 Institutet for Mineralindustri
The University of Newcastle upon Tyne
State University of New York
The University of Florida
The University of Western Ontario
The Welding Institute
Korrosionscentralen ATV
Rintekno Oy
Integrated Materials Systems Inc
Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin