

---

# **KBS** TEKNISK RAPPORT

---

**112**

**Säkerhetsanalys av hanteringsför-  
farandet vid inkapsling av utbränt  
bränsle i kopparkapsel**

Erik Nordesjö

ASEA -ATOM 1978-03-20

SÄKERHETSANALYS AV HANTERINGSFÖRFARANDET VID  
INKAPSLING AV UTBRÄNT BRÄNSLE I KOPPARKAPSEL

Erik Nordesjö  
ASEA-ATOM  
1978-03-20

Denna rapport utgör redovisning av ett arbete som utförts på uppdrag av KBS. Slutsatser och värderingar i rapporten är författarens och behöver inte nödvändigtvis sammanfalla med uppdragsgivarens.

I slutet av rapporten har bifogats en förteckning över av KBS hittills publicerade tekniska rapporter i denna serie.

SÄKERHETSANALYS AV HANTERINGSFÖRFARANDET  
VID INKAPSLING AV UTBRÄNT BRÄNSLE I  
KOPPARKAPSEL

Erik Nordesjö

AB ASEA-ATOM 1978-03-20

SÄKERHETSANALYS AV HANTERINGSFÖRFARANDET  
VID INKAPSLING AV UTBRÄNT BRÄNSLE I  
KOPPARKAPSEL

Sammanfattning

I inkapslingsstationen förses det utbrända bränslet med en kapsel av koppar innan det deponeras i slutförvaret. I denna rapport beskrivs dels den hanteringsmässiga gången vid inkapsling, dels analyseras omgivningspåverkan ur radiologisk synvinkel både för normal drift och för extremt sällsynta större missöden. Nedtransporten till det slutliga förvaret behandlas även kortfattat.

I rapporten konstateras att omgivningspåverkan blir mycket liten, mindre än  $10^{-4}$  mrem/år till närboende befolkning vid normal drift. Även vid extremt osannolika missöden kommer individdoserna att bli försumbart små.

Vidare konstateras att nedtransporten till det slutliga förvaret kan ske på ett säkerhetsmässigt betryggande sätt. T o m med havererad hissanordning kan fallskador på förvaringskapseln undvikas medelst speciell utformning av nedtransportschaktet.

**SAFETY ANALYSIS OF THE ENCAPSULATION OF IRRADIATED  
FUEL ELEMENTS IN COPPER CONTAINERS**

Summary

In the encapsulation plant the irradiated fuel will be encapsulated in a copper container before delivery to the final underground waste disposal. In this report the process for encapsulation is described and an analysis of offsite radiological consequences both for yearly normal activity discharges and from unlikely accidents is performed.

From the report it is concluded that the radiological effects will be very small, less than  $10^{-4}$  mrem/year to surrounding people from normal operation. Even at extremely unlikely accidents, the individual doses will be negligibly small.

It is further concluded that the transport down to the final underground waste disposal can be performed in a safe manner. Even considering a total failure in the transport device down to the waste disposal, significant damages on the capsule can be avoided with a special design of the transport shaft.

## INNEHÅLLSFÖRTECKNING

1. Teknisk resume av inkapslingsförfarandet
2. Nedtransport till slutförvaret
3. Säkerhetsåtgärder och säkerhetsaspekter
  - 3.1 Allmänt
  - 3.2 Strålskydd
  - 3.3 Andra skyddsåtgärder
  - 3.4 Bedömning av stavplockningshanteringen tidigare erfarenheter
  - 3.5 Behandling av skadat bränsle
  - 3.6 Behandling av bränslespill
  - 3.7 Bränsleuppvärmning och blyfyllningshantering
  - 3.8 Kylning
  - 3.9 Kriticitet
  - 3.10 Brandskydd
4. Normaldrift
  - 4.1 Aktivitetsutsläpp
  - 4.2 Övrigt avfall
5. Haverier och missöden
  - 5.1 Tappade lyft
  - 5.2 Yttre påverkan
  - 5.3 Missöden under bränsleuppvärmningen
  - 5.4 Kriticitet
  - 5.5 Bortfall av kylning
6. Referenser

1

Teknisk resumé av inkapslingsförfarandet

I inkapslingsstationen belägen i anslutning till slutförvaret, förses bränslet med en kapsel av koppar innan det deponeras i slutförvaret. Syftet med inkapslingen är att förse bränslet med ett korrosionsbeständigt hölje som skydd mot eventuell grundvatteninträngning i slutförvaret. Kapseln skall dessutom ge en strålskärmning som minskar radiolysen av eventuellt grundvatten till en försumbart låg nivå. Inkapslingsstationen är placerad ovan jord (se figur 1).

Till inkapslingsstationen vid slutförvaret överförs bränslebehållarna från centrallagret för utbränt bränsle efter ca 40 års lagring. Transportbehållare av samma typ som används för transport av bränsle från kraftverk till det centrala bränslelagret kommer därvid till användning.

Transportbehållaren anländer från det centrala bränslelagret till inkapslingsstationens mottagningsdel, där den lyfts av från sin trailer (se figur 2). Golvet i mottagningsdelen befinner sig i markplanet.

Transportbehållaren lyfts upp genom transport-schaktet med hjälp av en travers. Den förs till en av uppställningspositionerna där en skyddsmantel monteras över dess kylflänsar.

Behållaren flyttas sedan till en av kyl- och tvätt-positionerna för kylning och avgasning.

Bultarna som håller behållarens lock lossas, vilket underlättar den slutliga demonteringen av locket i omlastningsbassängen. Från kylnings- och dekontamineringsbassängerna lyfts behållaren i två steg ner till omlastningsbassängen och placeras på en vagn som för den till en urlastningsposition.

I omlastningsbassängen flyttas med hjälp av bränsle-elementtraversen hela transportbehållarens innehåll över till en bränslekassett som rymmer 18 st BWR-element eller 8 st PWR-element. Bränslekassetterna förs under vatten med kassettraversen till en demonteringsbassäng. Vid behov förvaras kassetterna i bränsleförvaringsbassängerna innan de förs till demonteringsbassängen.

I demonteringsbassängen lyfts bränsleknippena ur kassetterna och placeras i en speciell demonteringsposition (se figur 3). Förfarandet är därvid sådant att BWR-bränslets boxar fasthålls i kassetterna så att dessa inte följer med till demonteringspositionen. Beskrivningen nedan gäller BWR-bränsle. I demonteringspositionen fräses bränslets bottenmuttrar bort. Spån m m som kan ha lossnat från bränslet under denna hantering uppsamlas via ett utsug och leds till ett filter. Ett gripverktyg införs under bränslets topplatta och toppmuttrarna skruvas bort. Ett gaffelformat don förs in under bränslets topplatta för fixering av stavarna. Dessutom införs ett verktyg för att hålla spridarna i läge.

Topplattan lyfts av varefter bränslets spridarhållarstav transporteras till en separat förvaringslåda. Bränslestavarna lyfts över till ett kopparställ.

Hanteringen av PWR-bränslet sker på liknande sätt, dock kommer PWR-elementen att vändas efter det att bränslets bottenplattas skruvhuvud frästs borts. PWR-bränslets topplatta, som nu står neråt, lämnas därefter orörd.

Kopparstället består av en ingjutningsdel och en styrdel, som ger en hög packningsgrad och som efter fyllning med bränsle tas bort och flyttas till nästa ingjutningsdel (se figur 4).

Ingjutningsdelen består av ett centrumrör, förbundet med en bottenskiva, på vilken bränslestavarna står. Centrumröret utgör även bärande del, då enheten lyfts. På bottenskivans periferi står en tunnväggig perforerad kopparcylinder, som håller stavarna på plats sedan styrdelen avlägsnats.

Styrdelen består av ett hexagonalt gitter av rör. Den har ett större hål i mitten, som passar kring ingjutningsdelens centrumrör. Några positioner i gittret har även större öppningar för svällt eller deformerat bränsle.

Bränslestavarna sätts ner en och en i gittrets rör. Styrningen till rätt position sker med en instyrningsträtt (se figur 3) som genom en koordinatstyrning stegar sig fram över gittrets positioner. Vid lyftet från demonteringspositionen kan stavens diameter indikeras, så att det kan kontrolleras om den ej kan införas i gittrets



normala positioner. Staven förs då till de större öppningarna i gittret. En minidator registrerar och lagrar information om tomma och fyllda positioner i gittret. Stavarnas längd indikeras vid lyftet, vilket möjliggör information av brustna stavar. Den nedre delen av en sådan stav hanteras med separata verktyg. Brustna stavar placeras även i gittret, vid behov i gittrets större öppningar.

Rester från bränslepatronen, spridare och bottenplatta plockas med eget verktyg över i transportlådan. Då denna fyllts, flyttas den över till den ena förrådsbassängen där kompakterings- och kapningsutrustning finns. Resterna placeras i ett tunnväggigt kärl, som dräneras och torkas i gjutcellen och försluts i svetscellen.

Kopparstället, vars ingjutningsdel formar den enhet av bränslestavar som skall placeras i den slutliga avfallsbehållaren, rymmer ca 500 BWR-bränslepinnar (motsvarande ca 8 BWR-element).

Sedan kopparstället fyllts, lyfts styrdelen över till en ny ingjutningsdel. Stavarna hålls nu på plats av den perforerade kopparcylindern. För att förhindra stavarna att följa med i lyftet (enstaka stavar kan kärva mot gitterrören) utförs lyftdonet med utstötningstavar. Ett lock påsätts därefter kopparstället.

Med en slussvagn i en vattenbassäng förs kopparstället med bränslet till inkapslingsdelens gjutcell, (se fig 5). Vattenbassängen tjänstgör som ett vattenlås mellan utrymmet för stavplockning och gjutcellen.

I denna gjutcell sker all hantering av behållarna utan vattentäckning och därför är cellen innesluten i betong med erforderlig tjocklek för att ge strålskärning för driftpersonalen.

Kopparställen greppas med servicetraversen, lyfts ur vattenbassängen och får torka.

En kopparkapsel förs in i gjutcellen via en lucka och placeras i gjutcellens transportvagn under servicetraversen. Kopparstället med bränsle sänks ner och låses i kopparkapseln och förs under en kupol, fortsättningsvis kallad klocka, i vilken kapseln med ett hydrauliskt lyft förs upp underifrån. Klockan tjänstgör som vägg mellan gjutcellen och ugnstrymmet. Ugnen omsluter klockan (se fig 6).

Kapseln står på locket som sluter till klockans öppning neråt. Locket har tätningar för lufttät förslutning.

Kapselns övre del styrs så att centrumrördet ansluter till ett rör för blyfyllning i klockans överdel. Därefter evakueras klockan.

I klockan uppvärms bränslet till ca 380-400°C då värningen avbryts. Uppvärmningstiden beräknas bli ca 2 dygn varefter smält bly pumpas in. Inpumpningen avbryts på signal från nivåmätare. Ett värmeelement förs ner i centrumröret. Blyet i centrumröret skall hållas varmt under stelningförloppet, så att blysjunkningen sker på ett kontrollerat sätt.

Kylningen av kapseln sker med täckgas som cirkulerar i en sluten kylkrets försedd med värmväxlare. Under den del av kylningen då blyet stelnar (stelningstemperatur 327°C) dras värmeelementet successivt upp ur blyet. Kylningen sker ned till ca 150°C vilket beräknas ta ca 2 dygn. Kapseln lyfts sedan ner i transportvagnen och förs till en svalcell. Svalcellen tjänstgör även som sluss mellan gjutcellen och svetscellen.

I svalcellen ställs kapseln upp för fortsatt svalning. Efter ett par dygn har kapselns temperatur sjunkit till ca 80°C.

I svalcellen avlägsnas även överskottet av bly genom bearbetning.

Kapseln lyfts ut ur svalcellen genom en lucka ner till svetscellens transportvagn. Kapseln förs till montageläget under locktraversen, där den förses med ett inre kapsellock. Det inre kapsellocket påsvetsas med en speciell svetsutrustning och locksvetsens täthet och utförande kontrolleras med spårgas och ultraljud. Efter kontroll av locksvets förs kapseln tillbaka under locktraversen och samma procedur som den beskrivna genomgås för andra och tredje locket.

Den färdigsvetsade och kontrollerade kapseln förs av transportvagnen till hissvagn och greppas av dess gripustrustning. Kapselns totala vikt med bränsle och blyfyllning är ca 20 ton och dess längd och diameter är 4.7 m respektive 0.77 m. Det inkapslade utbrända bränslet är nu klart för nedtransport till slutförvaret.

## 2

### Nedtransport till slutförvaret

Nedtransporten sker med en hiss försedd med redundanta bromssystem. Nedtransporthissens bärande delar konstrueras med överstyrka gentemot dimensionerande laster.

Trots ovanstående säkerhetsarrangemang är det av intresse att undersöka konsekvenserna vid ett postulerat missöde där transportkapseln tappas. Som konstateras i referens 1 kan fallskador på förvaringskapsel vid sänkning i schakt till stora djup och havererad hissordning undvikas genom att man dels tillser att kapselns fall bromsas genom mottrycket av luften i schaktet, dels förser schaktbotten med plastiska chockdämpare. För att luftbromsningen skall fungera på avsett sätt erfordras att kapseln vid nedhissningen förses med en ökad basyta ("bromssköld"), vissa krav uppfylls vad beträffar schaktväggarnas jämnhet samt att schaktets nedre del under transporten tillsluts med trycksäkra dörrar. Säkerhetsarrangemangen kan utformas enligt figur 7.

Som även konstateras i referens 1 finns gott utrymme för alternativa dimensionsval, varför det slutliga dimensionerandet kan göras med samtidigt beaktande av andra för anläggningen gällande villkor.

3

Säkerhetsåtgärder och säkerhetsaspekter

3.1

Allmänt

Anläggningen konstrueras med särskild inriktning på att

- minimera stråldoserna för personalen
- förhindra att skador uppstår på bränslet på grund av missöden och felhanteringar
- minimera ev frigjord aktivitetsspridning till omgivningen

Det utbrända bränslets integritet och hanterbarhet förväntas inte försämrats under ca 40 års lagring i centrallagret. I referens 2 har en genomgång av potentiella degraderingsmekanismer för lättvattenbränsle under bassänlagring gjorts. I referens 2 visas att degraderingsmekanismer såsom allmänskorrosion, lokalkorrosion, spänningskorrosion, väteförsprödning och fördröjt vätebrott inte förväntas ge signifikant påbörjad degradering inom denna tid. Hanterbarheten av högutbränt bränsle är god och omfattande erfarenhet och väl utvecklade rutiner för sådan hantering finns i Sverige. Dosbelastningen på personal som

sysselsatts med bränslehantering är erfarenhetsmässigt låg. Erfarenheterna bygger dessutom på hantering av bränsle i nära anslutning till avslutad reaktordrift, varför hanteringen i inkapslingsstationen kommer att ske under i strålningshänseende gynnsammare betingelser.

### 3.2 Strålskydd

Stråldoserna minimeras främst genom att hantering av bränslet sker fjärrmanövrerat antingen under vatten eller i strålskärmade celler. Hantering i vatten sker med minst 2.5 m vattentäckning över bränslet, vilket innebär fullgod strålskärmning av såväl gammastrålning som neutroner.

De strålskärmade inkapslingscellernas olika hanteringar och utrustningar är fjärrmanövrerade och styrs från manöverrummet. Alla aktiviteter övervakas via skärmfönster från detta rum. Ventilationsluften från inkapslingscellerna passerar genom filter om mätningarna visar att den innehåller radioaktivt material.

Alla aktiva utrymmen står i ett kontinuerligt undertryck i förhållande till manöverutrymmen, övriga anläggningslokaler och omgivande miljö.

Även sedan bränslet inkapslats i kopparkapseln är hanteringen fjärrmanövrerad. I referens 3 redovisas strålskrämsberäkningar för den blyfyllda kopparkapseln med utbränt bränsle. På ytan av behållaren i höjddled mitt för bränslet blir gamma-dosraten ca 17 mrem/h medan neutronsosraten blir 40-95 mrem/h. Motsvarande på locket axiellt ovanför bränslet blir maximalt av storleksordningen 1 mrem/h. Nödvändiga servicearbeten kan således utföras i närheten av kapslarna utan att större dosbelastningar erhålls.

All utrustning i inkapslingscellerna kan ges service och underhåll genom att utrustningen i fråga kan lyftas ut ur cellerna eller föras till en avskild servicecell. Sedan en cell tömts på bränsle, och ev dekontaminerats, kan erforderligt underhåll utföras.

Cellväggarna mot manöverrummen är av sådan tjocklek att vid godtycklig placering i cellerna av det oskärmade bränslet kommer dosraten i manöverrummet att bli mycket låg. Med konservativa beräkningsförutsättningar (bl a kopparkapsel utan blyfyllning med 10 års avklingning av det utbrända bränslet) blir enligt referens 4 med 1.3 m tjocka betongväggar dosraten  $< 0.1$  mrem/h.

### 3.3

#### Andra skyddsåtgärder

Fram till och med omlastningsbassängen förvaras bränslet inuti transportbehållaren. Denna skall bl a tåla fritt fall från 9 m mot stumt underlag i enlighet med IAEAs transportbestämmelser för typ B-emballage. För den skull är hanteringen av behållaren sådan att den aldrig lyfts mer än 9 m, t ex lyfts behållaren ner i två steg i omlastningsbassängen för att minska den potentiella fallhöjden. Horisontella förflyttningar av transportbehållaren inom mottagningsdelen sker med travers över ett förstärkt stråk av golvet. Vid vertikal förflyttning begränsas enligt ovan lyfthöjderna så långt möjligt.

Stavarna lossas från bränsleknippet i demonteringspositionen medelst ett chuckverktyg som griper om stavtappen och fixerar denna. Chuckverktyget är som extra säkerhet fastsatt i utrustningen svängkran med en säkerhetslina för att förhindra att verktyg och stav tappas.

Som extra säkerhet mot att kopparkapseln med bränsle tappas vid svetningen av kapsellocken är svetsutrustningen försedd med en svängbar platta som vrids in under kapseln. Normalt kvarhålls kapseln av ett gripverktyg då laddmaskinens lyftanordning nedsänks.

Traversena förses i mån av behov med redundanta lyftanordningar för vissa transporter.

### 3.4

#### Bedömning av stavplockningshanteringen, tidigare erfarenheter

Bortfräsning av muttrar (BWR) och skruvar (PWR) i bottenplattor beräknas inte medföra några problem. Verktyget styrs till fasta lägen i bränslefixturen. Verktygsbyte sker under vatten. Spånor och förbrukade verktyg samlas i avsug eller i korg på bassängbotten.

Vändning av PWR-patronern har utprovats av bl a KWU.

Don som håller fast BWR-staven då muttern skruvas av finns i nuvarande hantering i kraftstationerna.

Verktyg som håller kvar BWR-stavarna då toppplattan lyfts av finns redan nu i en enkel form vid kraftstationerna.

Don som håller fast spridare och bottenplatta finns i nuvarande hantering av BWR-knippen.

Vridningen av spridarhållarstaven är ett moment som genomförts vid hantering i BWR-kraftstationer.

Gripning och lyft av BWR normalstavar följer samma mönster som nu används i kraftstationerna. Gängade stavar liksom PWR-stavar behöver verktyg med andra gripdiametrar men hanteras i övrigt lika.

Instyrningen i kopparställets styrdel sker med en tratt till fasta lägen. Tekniken kan sägas motsvara en förenklad form av automatisk styrning av verktygsmaskiner.

Inskjutning av stavar i rören till det hexagonala gittret har framgångsrikt provats i ASEA-ATOMS laboratorium. Kärvning kan ednast uppstå vid mycket krokiga stavar med pilhöjd  $> 3$  mm mellan spridarna. Det fåtal stavar som kan uppvisa sådan krokighet ställs i separata rymligare positioner.

Tekniken att lossa i bränsleknippet fastnade stavar (utstötningstavar) kan behöva prövas vid konstruktion av anläggningen, så att en väl fungerande metod kan användas. Metoden ovan bör dock inte medföra några problem. Andra metoder finns även för att erhålla en hög packningsgrad i kopparbehållaren.

Indikering av stavarnas längd för kontroll att de inte gått av utförts med konventionell teknik. Även diameterkontroll kan utföras med tekniska hjälpmedel lika dem som används i processindustrin.

Missöden vid stavplockningshanteringen behandlas i kapitel 5, haverier och missöden. Hantering av skadade stavar behandlas nedan.

### 3.5

#### Behandling av skadat bränsle

Om stavknippe skadas under transport kan utplockning av enskilda stavar försvåras. Förutom att knippet kan bli krokigt och få ändrade fyrkantmått kan transportmissöde leda till att ändplattor snedställs och att bränslestavar brister samt att spridarförflyttning uppkommer. I referens 2 finns redovisat hur skadat bränsle kan hanteras. Sammanfattningsvis kan sägas, att erfarenheterna inte tyder på några väsentliga problem vid denna hantering.

### 3.6

#### Behandling av bränslespill

Det måste beaktas att mindre mängder urandioxid kan komma att frigöras från skadat bränsle. Det kan heller inte uteslutas att hanteringen i inkapslingsstationen kan medföra skador med bränslespill som följd.

Erfarenhetsmässigt är dock den absoluta merparten av bränslet helt (minst 99% av bränslestavarna). Det har vidare erfarenhetsmässigt visat sig att urandioxid endast lösgörs ur kraftigt skadade eller avbrutna stavar. Även från en avbruten stav är det ytterligt osannolikt att några större mängder urandioxid frigörs. Detta beror bl a på att urandioxidkutsarna sväller under effektdrift.

Baserat på dessa erfarenheter har beräknats att totala mängden bränslespill från 13 reaktorer under 30 års drift kommer att uppgå till max 130 kg. Med beaktande av de lägre skadefrekvenser i nyare stationer samt det faktum att mycket små mängder lösgörs vid stavbrott bör denna uppskattning vara konservativ.

Av bränslespillet kommer merparten att utgöras av millimeterstora fragment eller större. Någon procent förväntas uppträda som finkornig urandioxid.

Bränslespillet kan uppsamlas med slamsugning. Hanteringsgången visas schematiskt i figur 8. Med en cyklonavskiljare kan alla bränslefragment ner till ca 0.5 mm storlek avskiljas, dvs det förväntas att minst 99% av bränslespillet uppsamlas på detta sätt. Övrigt bränslespill uppsamlas i en speciell tank.

Från cyklonavskiljaren tas spillet till en kopparburk som torkas varefter sand påfylls för att blandningen sand-bränslespill skall erhålla en god kompakteringsförmåga. Kopparburkarna tas efter kompaktering till en kopparkapsel speciellt utformad för dessa delar (figur 9). Denna kopparkapsel behandlas sedan på samma sätt som övriga kopparkapslar. En kopparkapsel beräknas vara tillräckligt för allt spill från det behandlade bränslet under stationens verksamhetstid.

Det övriga bränslespillet som uppsamlas i en tank får sedimentera, filtreras, indunstas varefter koncentratet tappas på en koppartank av samma slag som ovan.

### 3.7

#### Bränsleuppvärmning och blyfyllningshanteringen

I klockan uppvärms bränslet till ca 400°C. Detta medför att stavarnas inre fissionsgasstryck kommer att öka. BWR-stavarnas låga fissionsgastryck (~3 bar) innebär att uppvärmningens inverkan på kapslingens integritet är försumbar. PWR-bränslets inre tryck kan normalt uppgå till ca 50 bar vilket efter uppvärmning kan öka upp mot ca 120 bar<sup>2</sup>. Detta medför en ringpåkänning av ca 11 kp/mm<sup>2</sup>. PWR-stavarna skall dock motstå påkänningar upp mot 30 kp/mm<sup>2</sup> utan överskridande av sträckgränsen.

För maximalt utbränt PWR-bränsle beräknas töjningen bli mindre än ca 0.35% vid 400°C och ringpåkänning 11 kp/mm<sup>2</sup>. Detta är klart under krypbrottsduktiviteten för kapslingsmaterialet, med beaktande av att en väsentlig återhämtning av bestrålningsförsprödningsförmågan sker vid 400°C.

Oxidation av kapslingen kan ej uppstå eftersom uppvärmning och avsvälning sker i vakuum respektive med täckgas. Ev missöden under dessa faser behandlas i kapitel 5.3.

### 3.8

#### Kylning

Effektutvecklingen i det utbrända bränslet 40 år efter uttag ur reaktorn är <800 W/ton uran för PWR-bränsle och <600 W/ton uran för BWR-bränsle (referens 5). Dessa värden är så låga att kylningsproblem inte kan uppstå under inkapslingshanteringen.



3.9

Kriticitet

Bränslegeometrin har utformats så att god marginal mot kriticitet finns i samtliga konfigurationer under hanteringen.  $K_{eff} < 0.95$

även med oanvänt brnsle i vatten vid den ur kriticitetssynvinkel mest oförmåglia konfigurationen nämligen de med bränslestavar tätpackade kopparställen. Bränslet vid inkapslingen är dessutom utbränt varför marginalen mot kriticitet är stor.

3.10

Brandskydd

För att reducera brandrisken uppdelas anläggningen i brandceller och förses med automatiskt brandlarm samt brandventilation och brandsläckningssystem anpassade till utrymmenas art. Brandbelastningen är genomgående låg.

4

Normaldrift

4.1

Aktivitetsutsläpp

Ett mindre aktivitetsläckage kan förekomma från bränslet till bassängvattnet. Detta tas om hand av reningskretsar på samma sätt som i reaktorstationerna. Små mängder krypton-85 och tritium överförs till ventilationsluften och frigörs till atmosfären. Spår av jod och partikelformig aktivitet kan även frigöras till luften. Det mesta stannar dock i vattnet och samlas upp i reningskretsarnas filter och jonbytare. Merparten av frigjord aktivitet i inkapslingscellerna uppsamlas i filter installerade i dessa utrymmens frånluftsventilation.

I referens 6 har beräknats uppskattat normaldriftutsläpp från det centrala lagret för använt bränsle i det fallet att all spaltaktivitet i bränsle med kapslingsskador (0.2% av bränslet) frigörs. Att använda denna beräkningsmodell även för inkapslingshanteringen bör ge en konservativ övre gräns av normaldriftutsläppet.

Utsläppen i referens 6 innebär mycket små stråldoser till omgivningen; i storleksordningen  $10^{-4}$  mrem/år till närboende befolkning.

Innan bränslet hanteras i inkapslingsstationen har det avklingat under ca 40 år. Utsläppen kommer därför att bli än lägre än i referens 6 (t ex Kr-85 inventarieret har sänkts med en faktor 10).

Bränslet kommer under en viss del av hanteringen att behandlas i torrt tillstånd dvs eventuella utsläpp kommer att ske till luft i stället för vatten i dessa utrymmen. Detta skulle kunna öka utsläppen av jod jämfört med referens 6. Alla operationer som utförs i torr miljö sker dock i de från omgivningen helt skilda inkapslingscellerna och frånluften från dessa utrymmen filtreras i filterbankar med avskiljningsgrad av mer än 90% för jod. Utsläppen av jod är dessutom av ringa betydelse vid normaldriftutsläpp i jämförelse med ädelgasutsläppen. Frigörelse av aerosoler är försumbart för intakta kutsar. Endast då kutsarna helt eller delvis krossats kan någon betydande mängd aerosoler frigöras. Detta behandlas i haveridelen.

Ur ovanstående följer att normaldriftutsläppen till omgivningen blir mycket små; mindre än  $10^{-4}$  mrem/år till närboende befolkning.

#### 4.2

##### Övrigt avfall

Efter att samtliga bränslestavar demonterats ur ett BWR-stavknippe återstår ändplattor av rostfritt stål, spridare av Inconel och spridarhållarstav av Zircaloy samt, för BWR-bränsle, tillhörande box. En box består av höljerör av Zircaloy med övergångsstycke av rostfritt stål. En PWR-patron är uppbyggd på samma sätt men har ingen box. I vissa positioner för stavar har PWR-patronen styrstavsledrör i stället för bränslestavar. Dessa styrstavsledrör av Zircaloy kan hanteras på samma sätt som spridarhållarstavar i BWR-bränsle.

I referens 2 behandlas dessa komponenters aktivitetssinnehall samt hur de kan behandlas. Ur referens 2 fås följande typiska värden för aktivitetssinnehall/st i ovannämnda komponenter efter ca 40 års avklingningstid: Ändplattor ca 3 Ci, spridare ca 8 Ci, spridarhållarstav ca 0.04 Ci samt box ca 4 Ci.

Eftersom aktivitetssinnehallen är mycket lägre och avklingningen går snabbare än vad som gäller för bränslestavar, kan samtliga ovan nämnda komponenter förvaras på ett säkert sätt med enklare metoder än för bränslet.

5

Haverier och missöden

Inkapslingsstationen har utformats så att möjligheten till missöden är mycket liten. De olyckshändelser som trots detta kan tänkas inträffa inskränker sig till missöden med liten frigörelse av aktivitet.

Följande missöden har studerats:

1. tappade lyft
2. yttre påverkan
3. missöden under bränsleuppvärmningen
4. kriticitet
5. bortfall av kylning

## 5.1

## Tappade lyft

Anläggningen är konstruerad så att inga lyft av transportbehållaren överstigande 9 m förekommer. Om behållaren tappas skall detta alltså ej leda till någon spridning av den inneslutande aktiviteten.

En tappad bränslekassett kan medföra aktivitetetsutsläpp i inkapslingsstationen. Utsläppen till omgivningen blir dock mycket måttliga. I referens 6 har analyserats ett haverifall i det centrala bränslelagret med en bränslekassett innehållande från en reaktor nyligen uttaget bränsle som tappas vid omflyttning i bassängen. Kassetten rymde antingen 25 st BWR eller 9 st PWR-bränsleelement. Bränslekassetten antogs falla så att, förutom den själv, två andra i bassängen stående kassetter gavs skador på 10% av bränslet. Detta haverifall gav en frigörelse av högst 4000 Ci Kr-85 (dominerande nuklid), vilket gav doser på mindre än 0.1 millirem i omgivningen.

I inkapslingsstationen är förhållandena än gynnsammare: bränslet har avklingat ca 40 år vilket ger en reduktion av bränslets Kr-85 inventarium med storleksordningen en faktor 10. Kassetterna kommer i inkapslingsstationen att innehålla en bränslemängd motsvarande 18 BWR-bränsleelement eller 8 PWR-bränsleelement. Ur ovanstående följer att en tappad bränslekassett kommer att ge stråldoser till omgivningen som är mindre än storleksordningen en hundradels millirem ( $<10^{-5}$  rem).

En bränslekassetten är det maximala som kan tappas i de vattenfyllda förvaringsbassängerna i inkapslingsstationen.

Ett mindre missöde vore om en bränslestav tappades under omflyttningen från bränslekassetten till kopparställen. Utformningen av chuckverktyget är sådan att sannolikheten för att tappa stavar är mycket liten. Erfarenheterna från missöden där stavar tappats i reaktorstationerna visar även att bränslekapslingen med stor sannolikhet förblir intakt även efter ett missöde. Om trots detta en stav skulle gå sönder vid omflyttningen blir konsekvenserna enligt nedan mycket lindriga. Utsläppen av jord är helt försumbara. Kr-85 inventariet i en BWR-stav och en PWR-stav är (40 års avklingning) ca 1.4 Ci respektive 0.85 Ci vilket vid kapslingsbrott skulle medföra en tillfällig ökning av kryptonaktivitetskoncentrationen i bassänghallen, som dock inte innebär någon hälsomässigt allvarlig dos till eventuell operatörspersonal som befinner sig i hallen. I referens 2 har inverkan av en skadad stav i samband med tappade lyft behandlats utförligare. Slutsatsen från referens 2 är, liksom ovan, att de radiologiska konsekvenserna av en på grund av fall skadad stav efter 40 års avklingning är helt försumbara såväl med beaktande av den inre miljön som med hänsyn till omgivningskonsekvenserna.

I de torra delarna dvs i gjutcellen och svetscellen kommer det maximala lyftet att utgöras av kopparkapseln innehållande ca 500 bränslepinnar (BWR-pinnar, motsvara ca 1.4 ton uran).

Utsläpp av Kr-85 medför det dominerande bidraget till hälsoriskerna vid kapslingsskador i vatten samt för ofragmenterade kutsar i torr miljö. För en framgneterad kuts i torr miljö blir aktivitetsläckaget av Kr-85 storleksordningen en faktor fyra större än vid okrossad kuts. Bränslemängden är mindre än vid missödet med tappad bränslekassetten. Ovanstående medför att utsläppet av Kr-85 vid missöden i gjutcellen eller svetscellen kommer att bli i samma storleksordning som i det tidigare behandlade fallet med tappad bränslekassetten. Utsläpp av Kr-85 behandlas därför inte vidare vid analys av missöden i inkapslingscellerna. För kapslingsskador i torr miljö med fragmenterade kutsar kan även aerosolutläckningen vara av betydelse. Frigörelsen av aerosoler är försumbar för intakta kutsar och kan först ske sedan dessa helt eller delvis krossats. Aerosoler deponeras delvis i närheten av kapslingsskadan och på cellväggar.

Ett flertal såväl teoretiska beräkningar som experimentella uppmätningar av fissionsproduktsläckaget har utförts av aktivitetläckage vid bränsleskador i olika miljöer (kapslingsskador i torr och våt miljö, referens 7). För aerosoler uppskattas (referens 8 och 9) att det procentuella aktivitetläckaget till omgivningen för krossade kutsar i torr miljö maximalt kan uppgå till 0.003%. Aerosolfrigivningen för PWR-bränsle med sitt höga kapseltryck kan uppskattas uppgå till ovan nämnda värde, men bör för BWR-bränsle (max 3 bar) vara betydligt lägre på grund av deponering på bl a bränslekapslingen. Alla operationer i inkapslingscellen genomförs i väl ventilerade och från omgivningen helt avskilda celler och ventilationsluften filtreras. Partikelfiltrering sker i två steg, luften passerar först ett förfilter och sedan ett HEPA-filter. Vid normal utbytesfrekvens av filter kommer filtereffektiviteten att uppgå till minst 99.97% för aerosoler. I beräkningarna används dock konservativt 99.9% filtereffektivitet. Aerosolbildningen analyseras endast för det ur omgivningssynvinkel mest farliga  $\alpha$ -sönderfallande plutoniet (Pu-238, Pu-239 och Pu-240).

För beräkningsfallet nedan antas konservativt att en tiondel av bränslet krossas vid ett missöde där kopparkapseln tappas i gjutcellen. Aktivitetssinnehållet av aerosoler för ca 1.4 ton utbränt uran efter 40 års avklingning uppgår till (ur referens 10): Pu-238 2200 Ci/ton, Pu-239 320 Ci/ton, Pu-240 480 Ci/ton. Med användning av ovan angivna beräkningsförutsättningar medför då missödet maximalt ett aktivitetsutsläpp till omgivningen på ca 9  $\mu$ Ci Pu-238, 1.3  $\mu$ Ci Pu-239 och 2  $\mu$ Ci Pu-240. För den dominerande nukliden (Pu-238) ger detta ett maximalt intag av ca 0.2  $\mu$ Ci för personer i stationens närhet (1 tim utsläpp, 1 km, utspädningsfaktor  $10^{-4}$  s/m<sup>3</sup>, andningstakt 2,  $55 \cdot 10^{-4}$  m<sup>3</sup>/s) innebärande försumbara individdoser.

## 5.2 Yttre påverkan

Den mängd bränsle som samtidigt kan befinna sig i stationen är relativt liten. Merparten av detta bränsle är innesluten i kraftiga transportbehållare eller i ett senare skede av de tjocka kopparkapslarna. De radiologiska skadeverkningarna vid yttre påverkan blir därför av begränsad

natur på grund av anläggningens solida konstruktion med uppbyggnad som en serie tjockväggiga celler. Bränslebassängerna och de torra delarna (inkapslingsdelen) utförs av mycket tjocka väggar av betong (ca 1.5 m tjocka) vilket innebär att sannolikheten för signifikanta skador i dessa delar bör vara ytterligt liten.

Det enda ställe där större mängder bränsle förvaras utan skydd av transportbehållare eller av kopparkapslen, är i bränsleförvaringsbassängerna före demonteringsdelen. Vid fel i inkapslingsdelen kan här samlas ett större buffertlager av bränslekassetter med utbränt bränsle. Storleksordningen 150 element kan komma att lagras upp. Bränslekassetterna är dock belägna djupt nere i de tjockväggiga bassängerna och är dessutom utspridda med hänsyn till kriticitetssäkerhet. Med hänsyn till detta kommer även vid en extrem yttre påverkan medförande maximal förstörelse, aktivitetsutsläppet att bli i samma storleksordning som vid olyckan med tappad bränslekassetts dvs innebärande obetydlig omgivningspåverkan.

### 5.3

#### Missöden under bränsleuppvärmningen

Om luft skulle tränga in i klockan i någon väsentlig grad under uppvärmningsförlopet kommer oxidationen av kapslingen att vara mycket måttlig vid temperaturer under 400°C (referens 2, 10).

Om skadade stavar finns med i kopparkapseln under uppvärmningsskedet, kommer eventuellt inträngd luft att kunna uppoxidera de kutsar som kommer i kontakt med luft. Oxidationshastigheten i luft kan uppgå till ca  $5 \times 10^{-3}$  cm/min vid 400°C (referens 1). Vid lägre temperaturer sjunker oxidationshastigheten mycket snabbt, t ex vid 200°C är oxidationshastigheten storleksordningen 3-4 tiopotenser lägre. Oxidationen innebär att bränslet kan svälla, varvid det inte kan utslutas att i uppoxiderade kutsar befintliga flyktiga fissionsprodukter till viss del avges. Enbart de kutsar som grund av skadan är så gott som i direkt kontakt med luften kommer att kunna uppoxideras. Luftinträngning till övriga delar förhindras av kapslingen och på grund av reaktordrift svällda kutsar.

Om det konservativt antas att 10% av kutsarna i en skadad stav exponeras för luft, medförande att alla flyktiga fissionsprodukter avges, samt att bränsleskador finns i 1% av bränslet i kopparkapseln, kommer resulterande oxidation att innebära fullständig frigörelse från i storleksordningen en stav. Jämfört med tidigare analyserade fall ger detta måttliga radiologiska konsekvenser.

Om man trots ovanstående vill förhindra inträngning av luft till klockan, kan denna anslutas till en behållare med inert gas (t ex argon), som påfyller klockan vid indikation om svårigheter att upprätthålla vakuum.

#### 5.4

##### Kriticitet

Enligt referens 12 är reaktiviteten  $k_{eff} = 0.78$  för ett i en stålcyllinder med innerdiameter på 30 cm tätpackat gitter av BWR-bränslestavar (ca 400 st) med utbränning 0, där mellanrummet mellan stavarna är fyllt med vatten. Om innerdiametern i stället är 42.5 cm (800 stavar) blir  $k_{eff} = 0.93$ . Det förstnämnda exemplet (30 cm innerdiameter) motsvarar nära den under hela inkapslingsprocessen ur kritikalitetssynpunkt mest oförmånliga konfigurationen, nämligen de med bränslestavar tätpackade kopparställena. Vid inkapslingen är dessutom bränslet utbränt vilket ytterligare understryker att säkerheten mot kriticitet är helt betryggande.

#### 5.5

##### Bortfall av kylning

Effektutvecklingen i det utbrända bränslet 40 år efter uttag ur reaktorn är så låg (<800 W/ton uran) att kylningsproblem inte kan uppstå under inkapslingshanteringen. Bassängutrymmet är dock säkrat mot oavsiktliga vattentömningar genom att alla röranslutningar är lagda över en viss miniminivå ovanför bränslet.

Sammanfattningsvis kan konstateras att inkapslingsstationen för utbränt bränsle medför försumbara strålningsrisker i omgivningen.

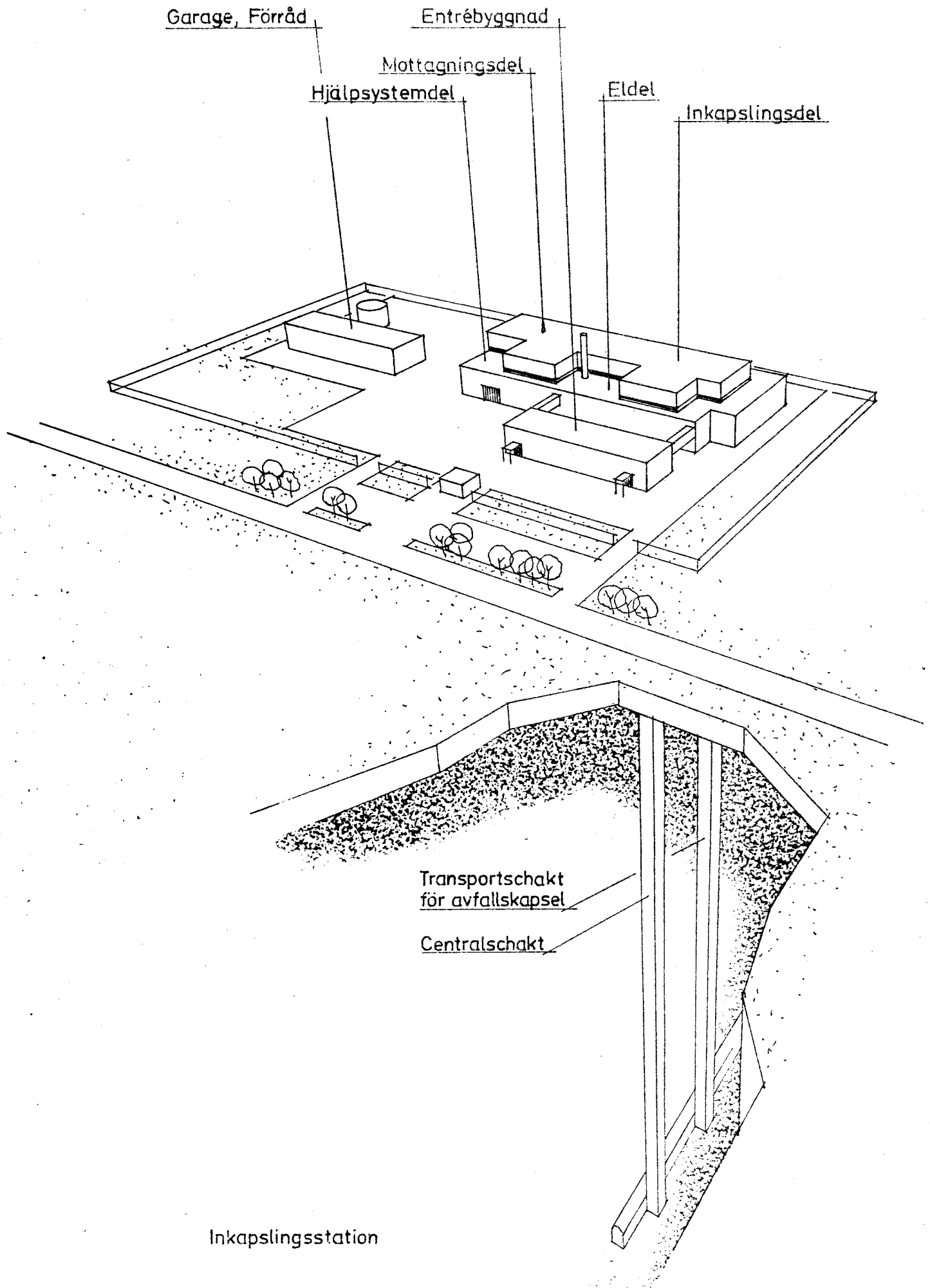
6

Referenser

1. Säkerhetsanordning för undvikande av fallskador vid sänkning av förvaringskapsel till utrymmen på stort djup. Sune Granström, Tyréns (1978-03-03)
2. KBS - Teknisk rapport. Degraderingsmekanismer vid bassänlagring och hantering av utbränt kraftreaktorbränsle. G Vesterlund/T Olsson (1978-01-18).
3. AA TR RF 78-73. SLUK - Förvaring av 498 blyingjutna BWR-bränslestavar i kopparkapsel - Strålskärmsberäkningar. K Lundgren.
4. AA TR RF 77-370. SLUK - Slutlig förvaring av utbränt bränsle. Strålskärmsberäkningar. K Lundgren.
5. KBS - Sammanställningsrapport 1977. Del IV. Säkerhetsanalys, kapitel 3.3.
6. KBS - Sammanställningsrapport 1977. Del IV. Säkerhetsanalys, kapitel 3.3.
7. AA TR RB 74-57. Fissionsgasfrigivning i kraftreaktorbränsle för LOCA-beräkningar. S Junkrans.
8. AE TPM-DS-126/HCL-095. Aktivitetsspridning från gammalaboratoriets betongceller vid haveri. H Lewin, L Devell.
9. KBS - Teknisk rapport nr 65. Säkerhetsanalys av inkapslingsprocesser. Göran Carlesson. AB Atomeenergi.
10. KBS - Sammanställningsrapport 1977. Del IV. Säkerhetsanalys, kapitel 3.2.
11. The Canadian spent fuel storage consisters: Some material aspects. Derek G Boase (ref 41 till ref 2 ovan).
12. AA PM RC 77-19. Kriticitetsberäkningar för en cylindrisk strålbehållare innehållande löspackade bränslestavar. P Behrenz.



Figur 1



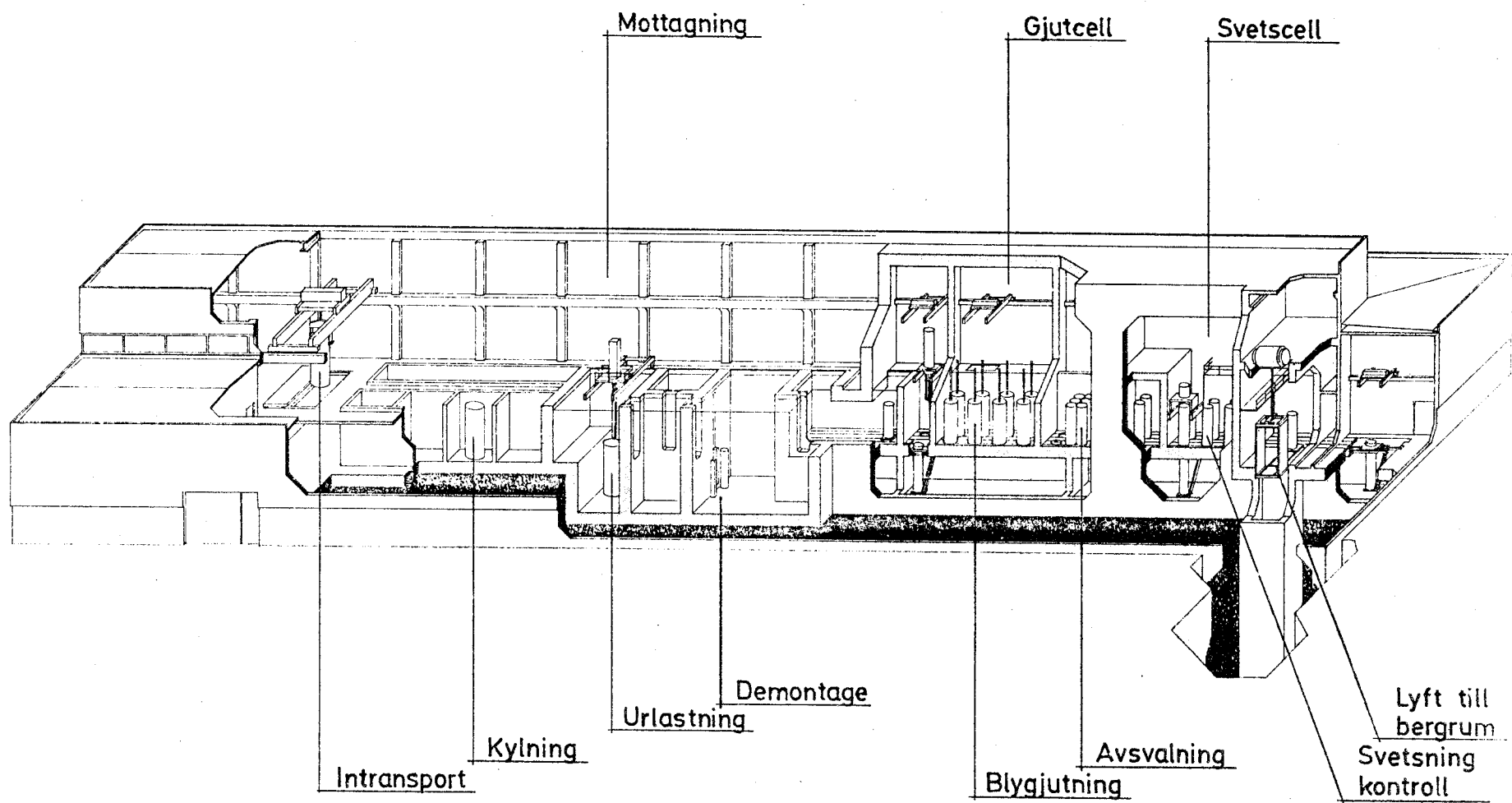
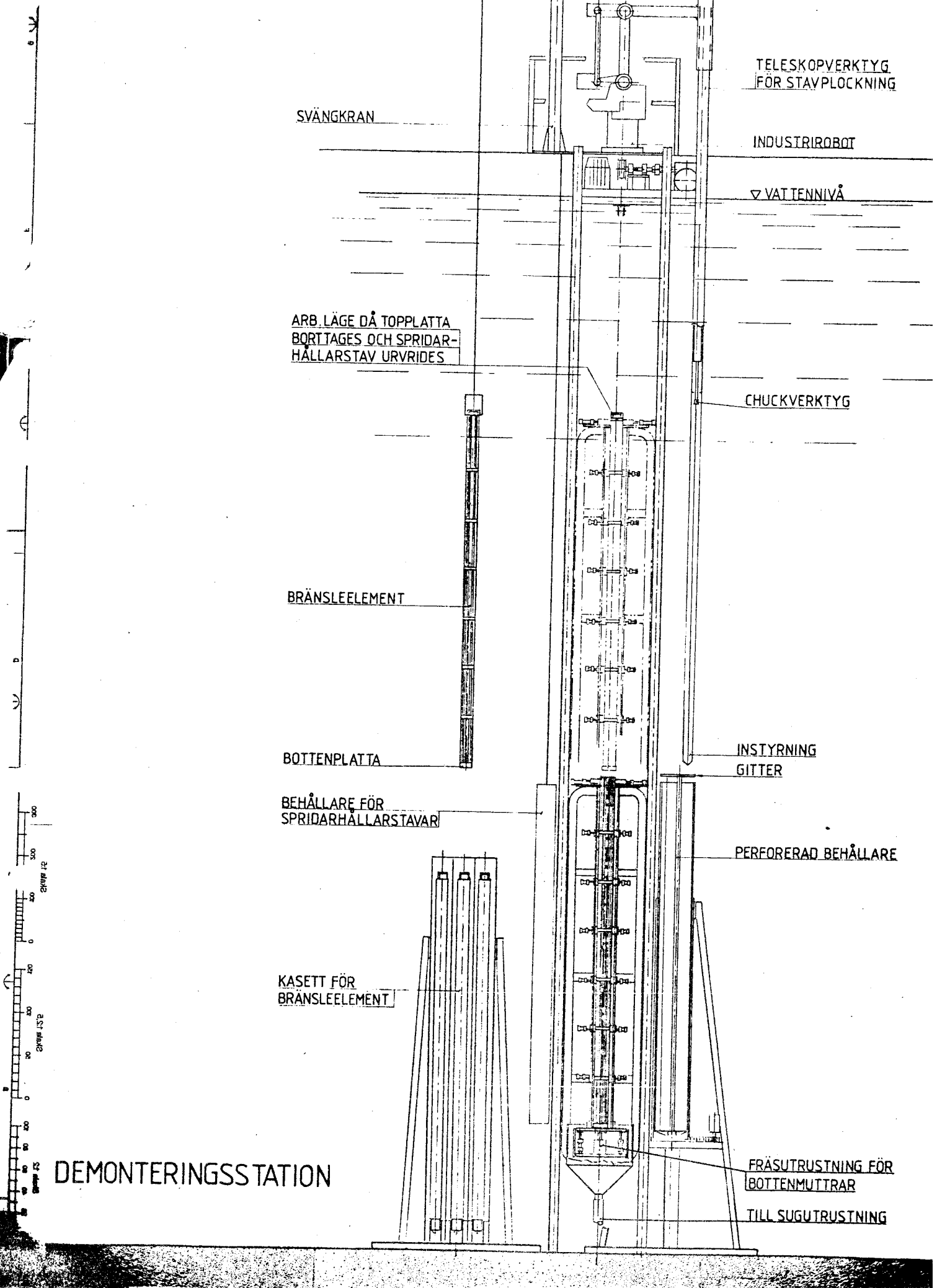
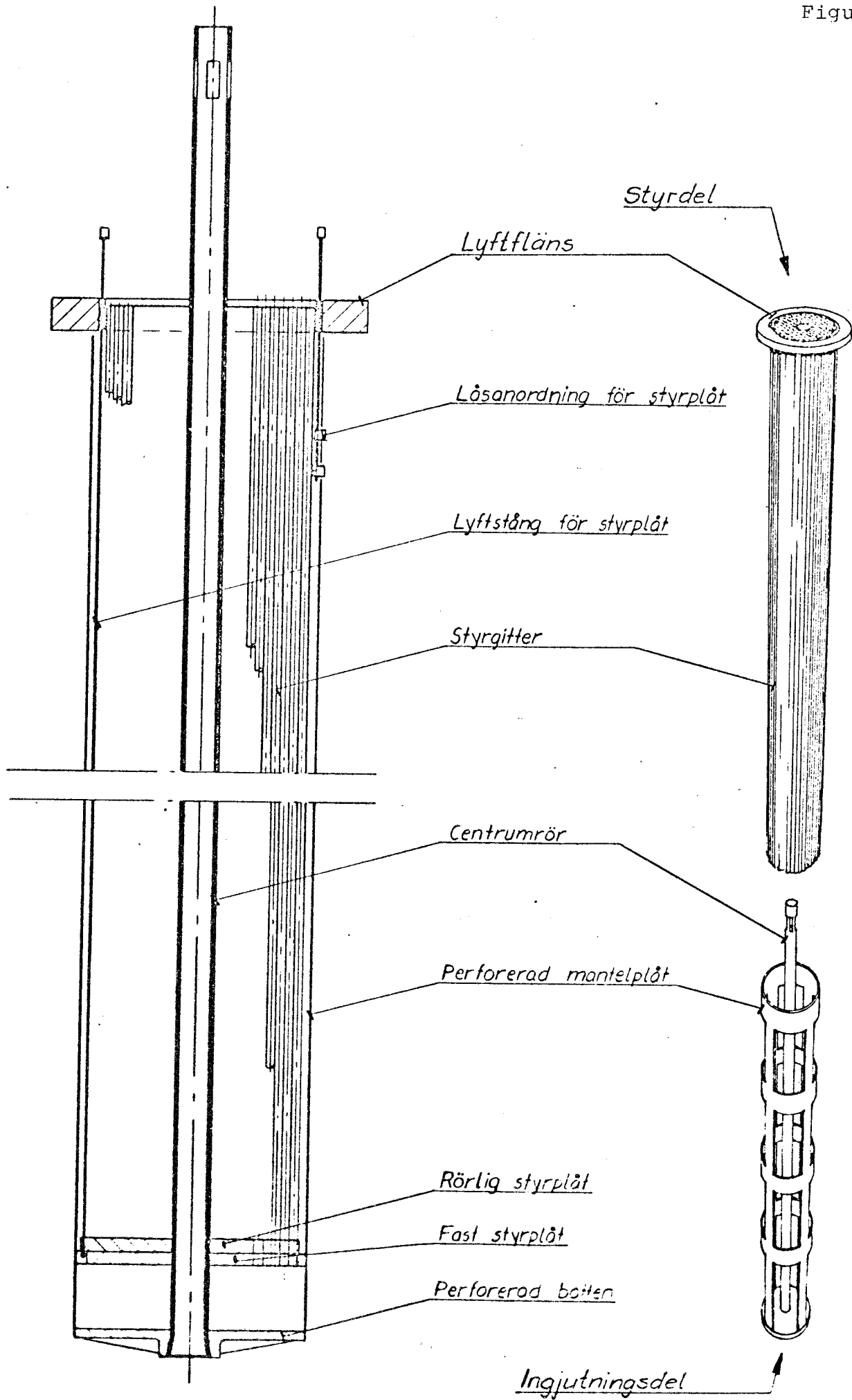


Fig. 2 Inkapslingsstation

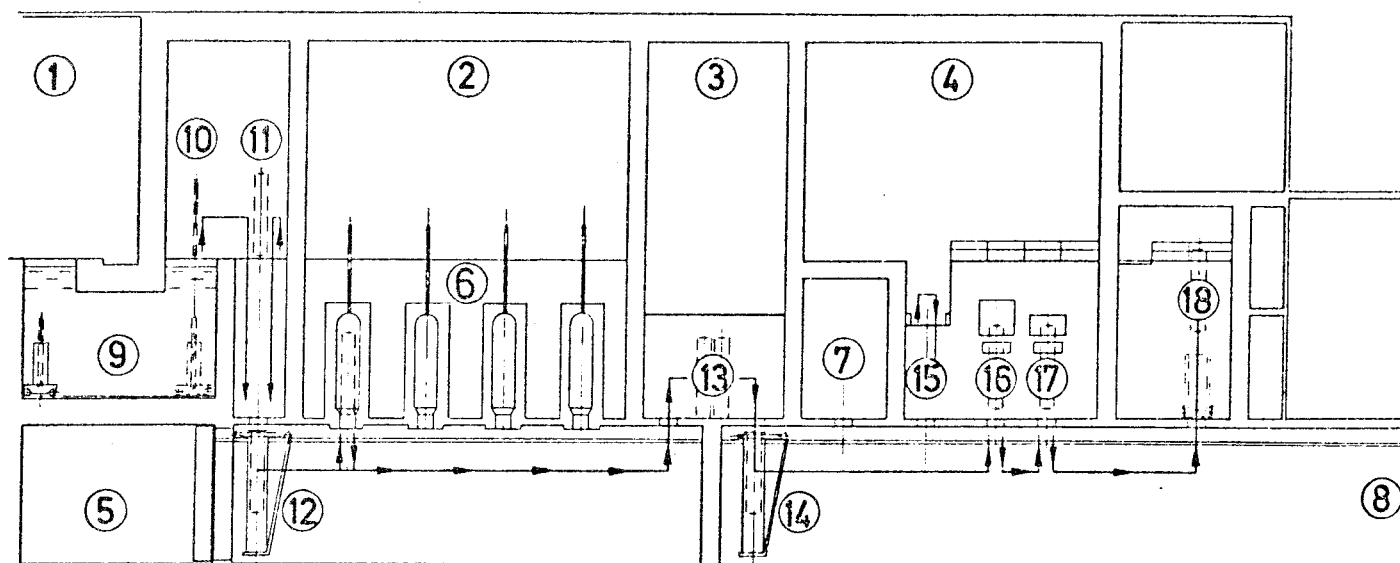
Figur 3



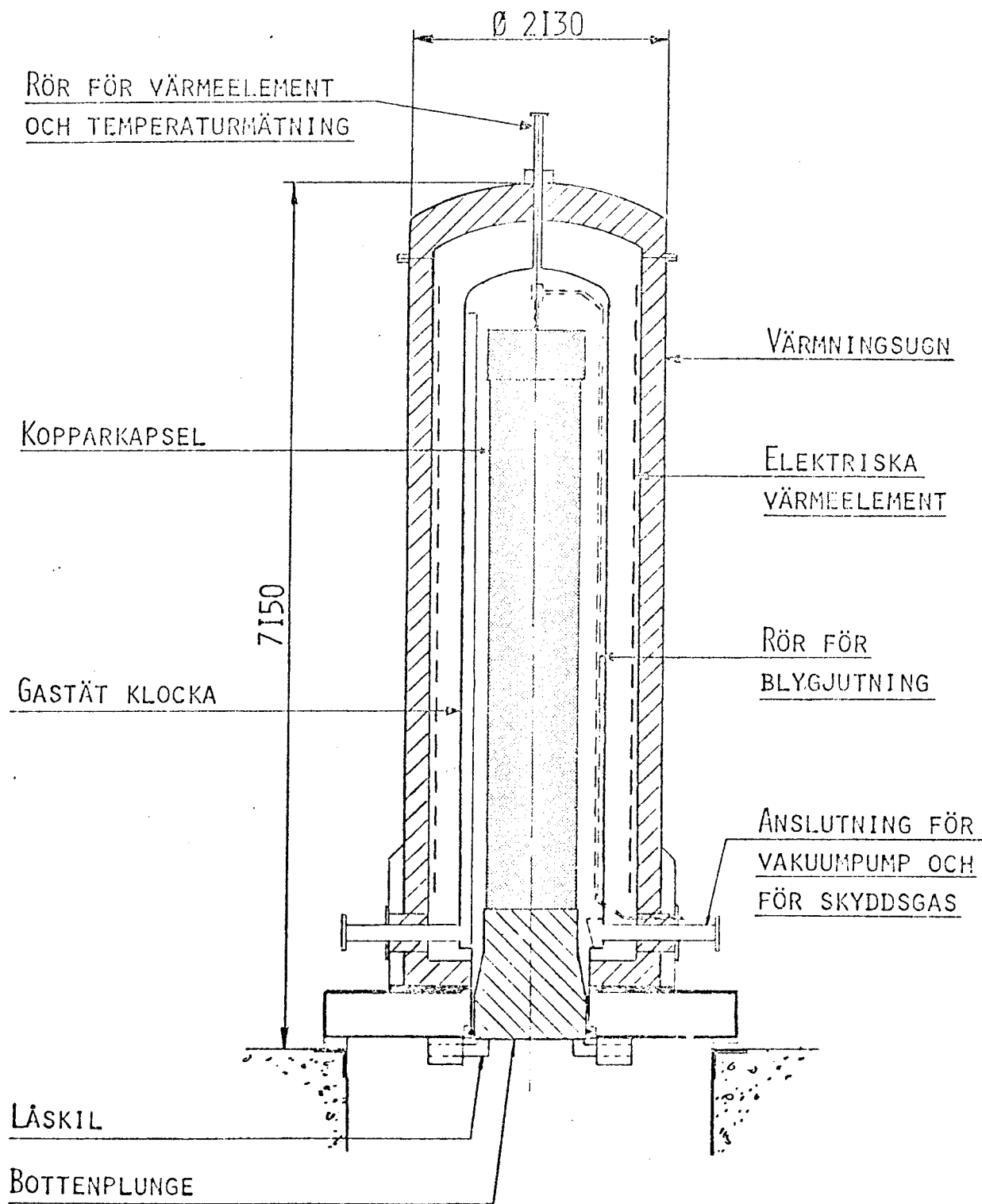


Ställ av koppar för bränslestavar

# Hantering i inkapslingsdel



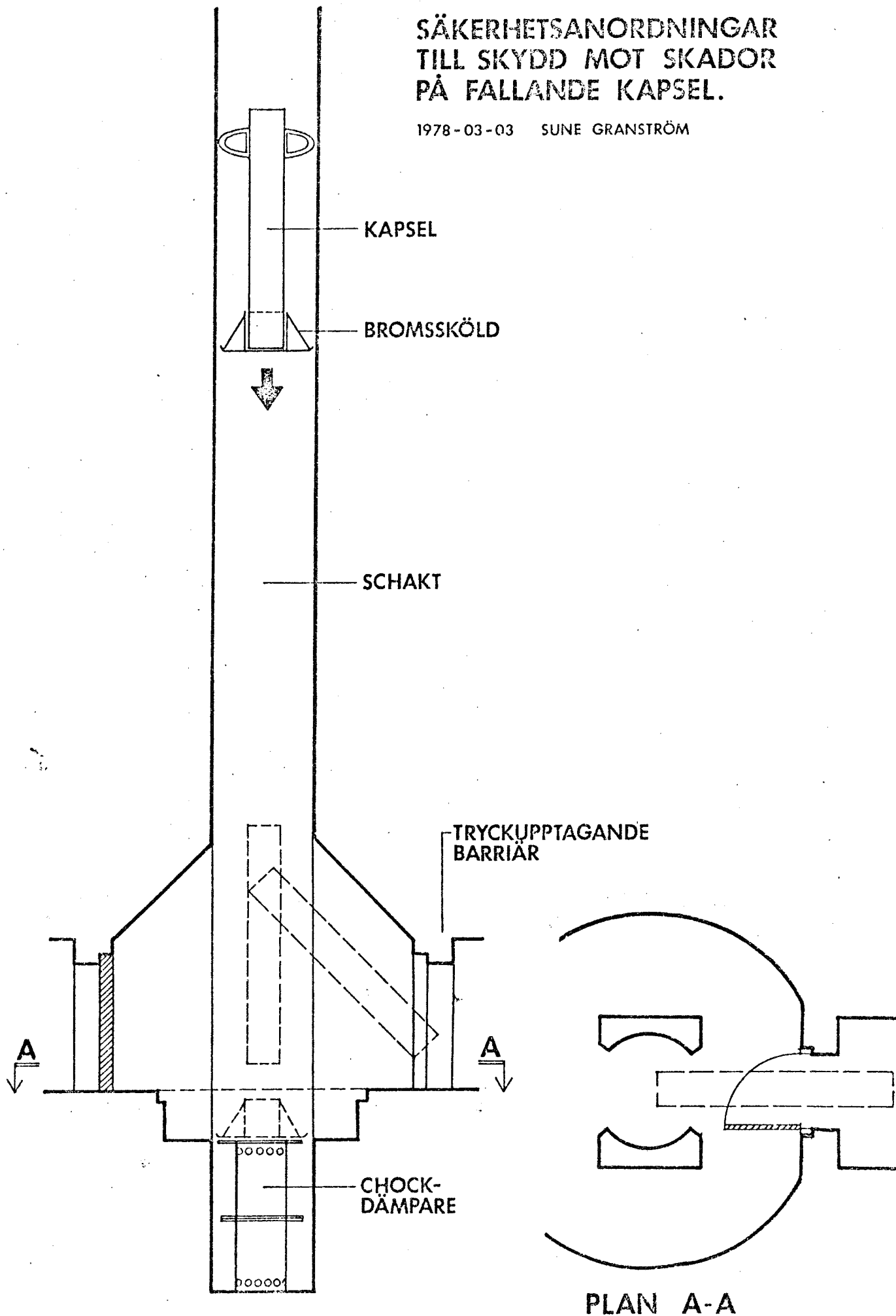
- 1 Mottagningsdel
- 2 Gjutcell
- 3 Svalcell
- 4 Svetscell
- 5 Serviceutrymme för transportvagn 12
- 6 Ugnar för blyfyllning av kapsel
- 7 Utrymme för ev. öppning av försluten kapsel
- 8 Serviceutrymme för transportvagn 14
- 9 Transportsluss
- 10 Torkning av bränsleställ. Torkning och kompaktering av bränslespill.
- 11 Intransport av kopparkapsel från förråd
- 12 Transportvagn
- 13 Svalningsposition
- 14 Transportvagn
- 15 Montageposition för lock
- 16 Svetsposition
- 17 Kontrollposition
- 18 Uttransportposition



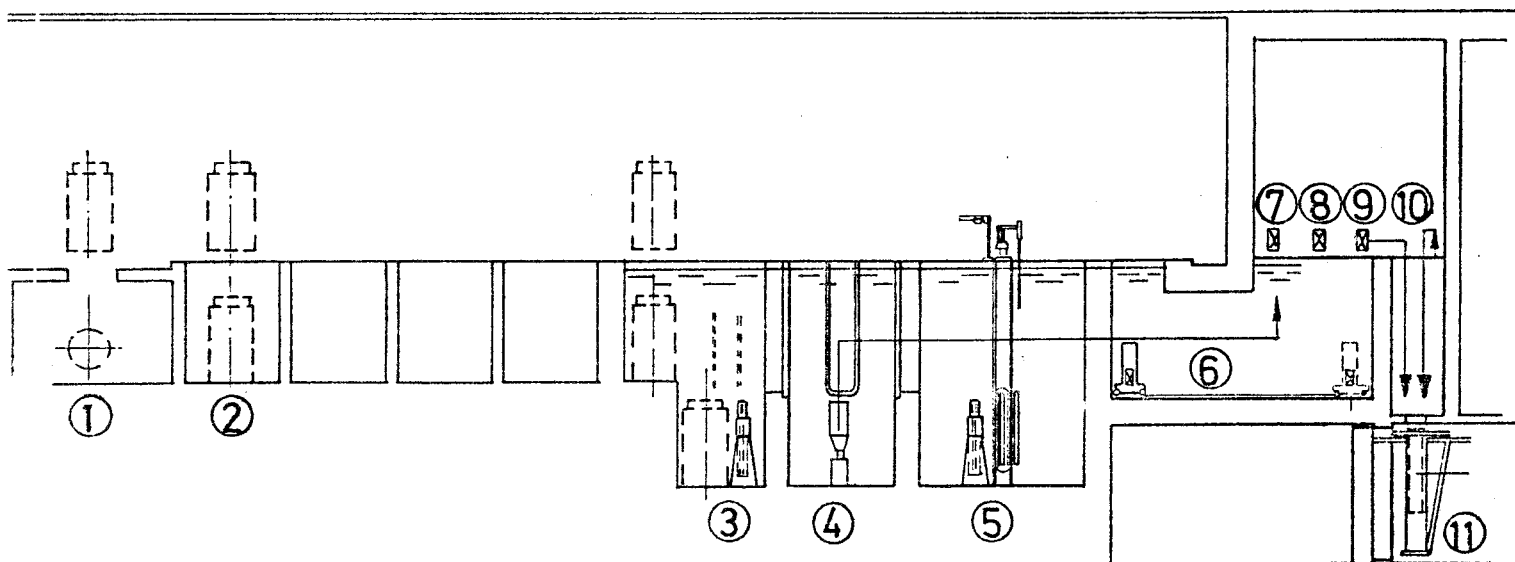
UGN FÖR BLYGJUTNING I KOPPARKAPSEL

# SÄKERHETSANORDNINGAR TILL SKYDD MOT SKADOR PÅ FALLANDE KAPSEL.

1978-03-03 SUNE GRANSTRÖM



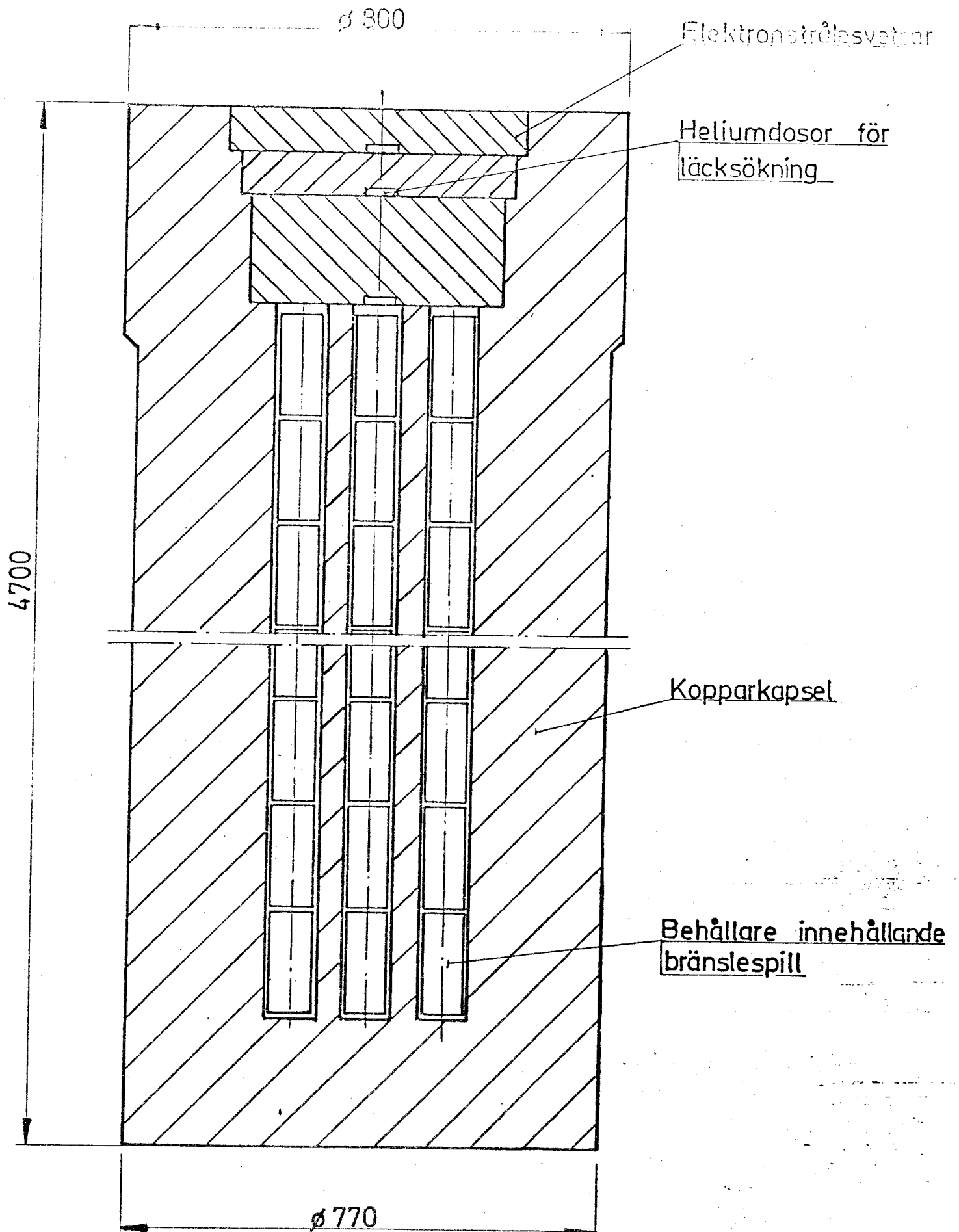
## Hantering av bränslespill



- 1 Ankomsthall
- 2 Kyl- och tvättposition
- 3 Tömning av transportbehållare
- 4 Förvaringsbassäng med cyklonavskiljare
- 5 Demontering av bränsleelement.
- 6 Slussvagn
- 7 Torkning av bränslespill
- 8 Påfyllning av sand och kompaktering av sand-bränslespillsblandning
- 9 Förslutning av behållare
- 10 Intransport av kopparkapsel från förråd
- 11 Transportvagn
- 12 Hantering i övrigt se fig 2.8 pkt. 13-18



Figur 9



FÖRTECKNING ÖVER KBS TEKNISKA RAPPORTER

- 01 Källstyrkor i utbränt bränsle och högaktivt avfall från en PWR beräknade med ORIGEN  
Nils Kjellbert  
AB Atomenergi 77-04-05
- 02 PM angående värmeledningstal hos jordmaterial  
Sven Knutsson  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 77-04-15
- 03 Deponering av högaktivt avfall i borrhål med buffertsubstans  
Arvid Jacobsson  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 77-05-27
- 04 Deponering av högaktivt avfall i tunnlar med buffertsubstans  
Arvid Jacobsson  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 77-06-01
- 05 Orienterande temperaturberäkningar för slutförvaring i berg av radioaktivt avfall, Rapport 1  
Roland Blomqvist  
AB Atomenergi 77-03-17
- 06 Groundwater movements around a repository, Phase 1, State of the art and detailed study plan  
Ulf Lindblom  
Hagconsult AB 77-02-28
- 07 Resteffekt studier för KBS  
Del 1 Litteraturgenomgång  
Del 2 Beräkningar  
Kim Ekberg  
Nils Kjellbert  
Göran Olsson  
AB Atomenergi 77-04-19
- 08 Utlakning av franskt, engelskt och kanadensiskt glas med högaktivt avfall  
Göran Blomqvist  
AB Atomenergi 77-05-20

- 09 Diffusion of soluble materials in a fluid filling a porous medium  
Hans Häggblom  
AB Atomenergi 77-03-24
- 10 Translation and development of the BNWL-Geosphere Model  
Bertil Grundfelt  
Kemakta Konsult AB 77-02-05
- 11 Utredning rörande titans lämplighet som korrosionshärdig kapsling för kärnbränsleavfall  
Sture Henriksson  
AB Atomenergi 77-04-18
- 12 Bedömning av egenskaper och funktion hos betong i samband med slutlig förvaring av kärnbränsleavfall i berg  
Sven G Bergström  
Göran Fagerlund  
Lars Rombén  
Cement- och Betonginstitutet 77-06-22
- 13 Urlakning av använt kärnbränsle (bestrålad uranoxid) vid direktdeponering  
Ragnar Gelin  
AB Atomenergi 77-06-08
- 14 Influence of cementation on the deformation properties of bentonite/quartz buffer substance  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 77-06-20
- 15 Orienterande temperaturberäkningar för slutförvaring i berg av radioaktivt avfall  
Rapport 2  
Roland Blomquist  
AB Atomenergi 77-05-17
- 16 Översikt av utländska riskanalyser samt planer och projekt rörande slutförvaring  
Åke Hultgren  
AB Atomenergi augusti 1977
- 17 The gravity field in Fennoscandia and postglacial crustal movements  
Arne Bjerhammar  
Stockholm augusti 1977
- 18 Rörelser och instabilitet i den svenska berggrunden  
Nils-Axel Mörner  
Stockholms Universitet augusti 1977
- 19 Studier av neotektonisk aktivitet i mellersta och norra Sverige, flygbildsgenomgång och geofysisk tolkning av recenta förkastningar  
Robert Lagerbäck  
Herbert Henkel  
Sveriges Geologiska Undersökning september 1977

- 20 Tektonisk analys av södra Sverige, Vättern - Norra Skåne  
Kennert Röshoff  
Erik Lagerlund  
Lunds Universitet och Högskolan Luleå september 1977
- 21 Earthquakes of Sweden 1891 - 1957, 1963 - 1972  
Ota Kulhánek  
Rutger Wahlström  
Uppsala Universitet september 1977
- 22 The influence of rock movement on the stress/strain  
situation in tunnels or bore holes with radioactive con-  
sistors embedded in a bentonite/quartz buffer mass  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 1977-08-22
- 23 Water uptake in a bentonite buffer mass  
A model study  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 1977-08-22
- 24 Beräkning av utlakning av vissa fissionsprodukter och akti-  
nider från en cylinder av fränkt glas  
Göran Blomqvist  
AB Atomenergi 1977-07-27
- 25 Blekinge kustgnejs, Geologi och hydrogeologi  
Ingemar Larsson KTH  
Tom Lundgren SGI  
Ulf Wiklander SGU  
Stockholm, augusti 1977
- 26 Bedömning av risken för fördröjt brott i titan  
Kjell Pettersson  
AB Atomenergi 1977-08-25
- 27 A short review of the formation, stability and cementing  
properties of natural zeolites  
Arvid Jacobsson  
Högskolan i Luleå 1977-10-03
- 28 Värmeledningsförsök på buffertsubstans av bentonit/pitesilt  
Sven Knutsson  
Högskolan i Luleå 1977-09-20
- 29 Deformationer i sprickigt berg  
Ove Stephansson  
Högskolan i Luleå 1977-09-28
- 30 Retardation of escaping nuclides from a final depository  
Ivars Neretnieks  
Kungliga Tekniska Högskolan Stockholm 1977-09-14
- 31 Bedömning av korrosionsbeständigheten hos material avsedda  
för kapsling av kärnbränsleavfall. Lägesrapport 1977-09-27  
samt kompletterande yttranden.  
Korrosionsinstitutet och dess referensgrupp

- 32 Egenskaper hos bentonitbaserat buffertmaterial  
Arvid Jacobsson  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 1978-06-10
- 33 Required physical and mechanical properties of buffer masses  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 1977-10-19
- 34 Tillverkning av bly-titan kapsel  
Folke Sandelin AB  
VBB  
ASEA-Kabel  
Institutet för metallforskning  
Stockholm november 1977
- 35 Project for the handling and storage of vitrified high-level waste  
Saint Gobain Techniques Nouvelles October, 1977
- 36 Sammansättning av grundvatten på större djup i granitisk berggrund  
Jan Rennerfelt  
Orrje & Co, Stockholm 1977-11-07
- 37 Hantering av buffertmaterial av bentonit och kvarts  
Hans Fagerström, VBB  
Björn Lundahl, Stabilator  
Stockholm oktober 1977
- 38 Utformning av bergrumsanläggningar  
Alf Engelbrektson, VBB  
Arne Finné, KBS  
Stockholm december 1977
- 39 Konstruktionsstudier, direktdeponering  
ASEA-ATOM  
Västerås
- 40 Ekologisk transport och stråldoser från grundvattenburna radioaktiva ämnen  
Ronny Bergman  
Ulla Bergström  
Sverker Evans  
AB Atomenergi 1977-12-20
- 41 Säkerhet och strålskydd inom kärnkraftområdet.  
Lagar, normer och bedömningsgrunder  
Christina Gyllander  
Siegfried F Johnson  
Stig Rolandson  
AB Atomenergi och ASEA-ATOM 1977-10-13

- 42 Säkerhet vid hantering, lagring och transport av använt kärnbränsle och förglasat högaktivt avfall  
Ann-Margret Ericsson  
Kemakta november 1977
- 43 Transport av radioaktiva ämnen med grundvatten från ett bergförvar  
Bertil Grundfelt  
Kemakta november 1977
- 44 Beständighet hos borsilikatglas  
Tibor Lakatos  
Glasteknisk Utveckling AB
- 45 Beräkning av temperaturer i ett envånings slutförvar i berg för förglasat radioaktivt avfall Rapport 3  
Roland Blomquist  
AB Atomenergi 1977-10-19
- 46 Temperaturberäkningar för slutförvar för använt bränsle  
Taivo Tarandi  
Vattenbyggnadsbyrån Stockholm 1978
- 47 Teoretiska studier av grundvattenrörelser  
John Stokes  
Roger Thunvik  
Inst för kulturteknik KTH maj 1978
- 48 The mechanical properties of the rocks in Stripa, Kråkemåla, Finnsjön and Blekinge  
Graham Swan  
Högskolan i Luleå 1977-09-14
- 49 Bergspänningsmätningar i Stripa gruva  
Hans Carlsson  
Högskolan i Luleå 1977-08-29
- 50 Lakningsförsök med högaktivt franskt glas i Studsvik  
Göran Blomqvist  
AB Atomenergi november 1977
- 51 Seismotectonic risk modelling for nuclear waste disposal in the Swedish bedrock  
F Ringdal  
H Gjöystdal  
E S Husebye  
Royal Norwegian Council for scientific and industrial research
- 52 Calculations of nuclide migration in rock and porous media, penetrated by water  
H Häggblom  
AB Atomenergi 1977-09-14
- 53 Mätning av dissusionshastighet för silver i lera-sandblandning  
Bert Allard  
Heino Kipatsi  
Chalmers tekniska högskola 1977-10-15

- 54 Groundwater movements around a repository
- 54:01 Geological and geotechnical conditions  
Håkan Stille  
Anthony Burgess  
Ulf E Lindblom  
Hagconsult AB september 1977
- 54:02 Thermal analyses  
Part 1 Conduction heat transfer  
Part 2 Advective heat transfer  
Joe L Ratigan  
Hagconsult AB september 1977
- 54:03 Regional groundwater flow analyses  
Part 1 Initial conditions  
Part 2 Long term residual conditions  
Anthony Burgess  
Hagconsult AB oktober 1977
- 54:04 Rock mechanics analyses  
Joe L Ratigan  
Hagconsult AB september 1977
- 54:05 Repository domain groundwater flow analyses  
Part 1 Permeability perturbations  
Part 2 Inflow to repository  
Part 3 Thermally induced flow  
Joe L Ratigan  
Anthony S Burgess  
Edward L Skiba  
Robin Charlwood
- 54:06 Final report  
Ulf Lindblom et al  
Hagconsult AB oktober 1977
- 55 Sorption av långlivade radionuklider i lera och berg,  
Del 1  
Bert Allard  
Heino Kipatsi  
Jan Rydberg  
Chalmers tekniska högskola 1977-10-10
- 56 Radiolys av utfyllnadsmaterial  
Bert Allard  
Heino Kipatsi  
Jan Rydberg  
Chalmers tekniska högskola 1977-10-15
- 57 Stråldoser vid haveri under sjötransport av kärnbränsle  
Anders Appelgren  
Ulla Bergström  
Lennart Devell  
AB Atomenergi 1978-01-09
- 58 Strålrisker och högsta tillåtliga stråldoser för människan  
Gunnar Walinder  
FOA 4 november 1977

- 59 Tectonic Lineaments in the Baltic from Gävle to Simrishamn  
Tom Flodén  
Stockholms Universitet 1977-12-15
- 60 Förarbeten för platsval, berggrundsundersökningar  
Sören Scherman  
  
Berggrundvattenförhållande i Finnsjöområdet  
nordöstra del  
Carl-Erik Klockars  
Ove Persson  
Sveriges Geologiska Undersökning januari 1978
- 61 Permeabilitetsbestämningar  
Anders Hult  
Gunnar Gidlund  
Ulf Thoregren  
  
Geofysisk borrhålsmätning  
Kurt-Åke Magnusson  
Oscar Duran  
Sveriges Geologiska Undersökning januari 1978
- 62 Analyser och åldersbestämningar av grundvatten på stora  
djup  
Gunnar Gidlund  
Sveriges Geologiska Undersökning 1978-02-14
- 63 Geologisk och hydrogeologisk grunddokumentation av  
Stripa försöksstation  
Andrei Olkiewicz  
Kenth Hansson  
Karl-Erik Almén  
Gunnar Gidlund  
Sveriges Geologiska Undersökning februari 1978
- 64 Spänningsmätningar i Skandinavisk berggrund - förutsättningar  
resultat och tolkning  
Sten G A Bergman  
Stockholm november 1977
- 65 Säkerhetsanalys av inkapslingsprocesser  
Göran Carleson  
AB Atomenergi 1978-01-27
- 66 Några synpunkter på mekanisk säkerhet hos kapsel för  
kärnbränsleavfall  
Fred Nilsson  
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm februari 1978
- 67 Mätning av galvanisk korrosion mellan titan och bly samt  
mätning av titans korrosionspotential under  $\gamma$ -bestrålning  
3 st tekniska PM  
Sture Henrikson  
Stefan Poturaj  
Maths Åsberg  
Derek Lewis  
AB Atomenergi januari-februari 1978



- 68 Degraderingsmekanismer vid bassänglagring och hantering av utbränt kraftreaktorbränsle  
Gunnar Vesterlund  
Torsten Olsson  
ASEA-ATOM 1978-01-18
- 69 A three-dimensional method for calculating the hydraulic gradient in porous and cracked media  
Hans Häggblom  
AB Atomenergi 1978-01-26
- 70 Lakning av bestrålat  $UO_2$ -bränsle  
Ulla-Britt Eklund  
Roland Forsyth  
AB Atomenergi 1978-02-24
- 71 Bergspricktätning med bentonit  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 1977-11-16
- 72 Värmeledningsförsök på buffertsubstans av kompakterad bentonit  
Sven Knutsson  
Högskolan i Luleå 1977-11-18
- 73 Self-injection of highly compacted bentonite into rock joints  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 1978-02-25
- 74 Highly compacted Na bentonite as buffer substance  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 1978-02-25
- 75 Small-scale bentonite injection test on rock  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 1978-03-02
- 76 Experimental determination of the stress/strain situation in a sheared tunnel model with canister  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 1978-03-02
- 77 Nuklidvandring från ett bergförvar för utbränt bränsle  
Bertil Grundfelt  
Kemakta konsult AB, Stockholm
- 78 Bedömning av radiolys i grundvatten  
Hilbert Christenssen  
AB Atomenergi 1978-02-17
- 79 Transport av oxidants and radionuclides through a clay barrier  
Ivar Neretnieks  
Kungsl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-02-20

- 80 Utdiffusion av svårlösliga nuklider ur kapsel efter kapselgenombrott  
Karin Andersson  
Ivars Neretnieks  
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-03-07
- 81 Tillverkning av kopparkapsel för slutförvaring av använt bränsle  
Jan Bergström  
Lennart Gillander  
Kåre Hannerz  
Liberth Karlsson  
Bengt Lönnerberg  
Gunnar Nilsson  
Sven Olsson  
Stefan Sehlstedt  
ASEA, ASEA-ATOM juni 1978
- 82 Hantering och slutförvaring av aktiva metalldelar  
Bengt Lönnerberg  
Alf Engelbrektsson  
Ivars Neretnieks  
ASEA-ATOM, VBB, KTH
- 83 Hantering av kapslar med använt bränsle i slutförvaret  
Alf Engelbrektsson  
VBB Stockholm april 1978
- 84 Tillverkning och hantering av bentonitblock  
VBB  
ASEA  
ASEA-ATOM  
Gränges Mineralprocesser  
Juni 1978
- 85 Beräkning av kryphastigheten hos ett blyhölje innehållande en glaskropp under inverkan av tyngdkraften  
Anders Samuelsson
- Förändring av krypegenskaperna hos ett blyhölje som följd av en mekanisk skada  
Göran Eklund  
Institutet för Metallforskning september 1977 - april 1978
- 86 Diffusivitetmätningar av metan och väte i våt lera  
Ivars Neretnieks  
Christina Skagius  
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-01-09
- 87 Diffusivitetmätningar i våt lera Na-lignosulfonat,  $\text{Sr}^{2+}$ ,  $\text{Cs}^+$   
Ivars Neretnieks  
Christina Skagius  
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-03-16
- 88 Ground water chemistry at depth in granites and gneisses  
Gunnar Jacks  
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm april 1978

- 89 Inverkan av glaciation på en deponeringsanläggning belägen i urberg 500 m under markytan  
Roland Pusch  
Högskolan i Luleå 1978-03-16
- 90 Koppar som kapslingsmaterial för icke upparbetat kärnbränsleavfall - bedömning ur korrosionssynpunkt  
Lägesrapport 1978-03-31  
Korrosionsinstitutet och dess referensgrupp
- 91 Korttidsvariationer i grundvattnets trycknivå  
Lars Y Nilsson  
Kungliga Tekniska Högskolan Stockholm september 1977
- 92 Termisk utvidgning hos granitoida bergarter  
Ove Stephansson  
Högskolan i Luleå april 1978
- 93 Preliminary corrosion studies of glass ceramic code 9617 and a sealing frit for nuclear waste canisters  
I D Sundquist  
Corning Glass Works 78-03-14
- 94 Avfallsströmmar i upparbetningsprocessen  
Birgitta Andersson  
Ann-Margret Ericsson  
Kemakta mars 1978
- 95 Separering av C-14 vid upparbetningsprocessen  
Sven Brandberg  
Ann-Margret Ericsson  
Kemakta mars 1978
- 96 Korrosionsprovning av olegerat titan i simulerade deponeringsmiljöer för upparbetat kärnbränsleavfall  
Sture Henrikson  
Marian de Pourbaix  
AB Atomenergi 1978-04-24
- 97 Colloid chemical aspects of the "confined bentonite concept"  
Jean C Le Bell  
Ytkemiska Institutet 1978-05-07
- 98 Sorption av långlivade radionuklider i lera och berg  
Del 2  
Bert Allard  
Heino Kipatsi  
Börje Torstenfelt  
Chalmers Tekniska Högskola 1978-04-20
- 99 Lakning av högaktivt franskt glas  
Lägesrapport 1978-06-01  
Göran Blomqvist  
AB Atomenergi 1978-06-19

- 100 Dos och dosinteckning från grundvattenburna radioaktiva ämnen vid slutförvaring av använt kärnbränsle  
Ronny Bergman  
Ulla Bergström  
Sverker Evans  
AB Atomenergi
- 101 Utläckning av Ni-59 från ett bergförvar  
Ivars Neretnieks  
Karin Andersson  
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-04-24
- 102 Metod att bocka bestrålade bränslestavar  
Torsten Olsson  
ASEA-ATOM 1978-03-29
- 103 Some aspects on colloids as a means for transporting radio nuclides  
Ivars Neretnieks  
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm
- 104 Finit elementanalys av bentonitfyllt bergförvar  
Ove Stephansson  
Kenneth Mäki  
Tommy Groth  
Per Johansson  
Högskolan i Luleå
- 105 Neutroninducerad aktivitet i bränsleelementdetaljer  
Nils Kjellbert  
AB Atomenergi 1978-03-30
- 106 Strålningsnivå och till vatten deponerad strålningsenergi utanför kapslar i slutförvaret  
Klas Lundgren  
ASEA-ATOM 1978-05-29
- 107 Blyinfodrad titankapsel för upparbetat och glasat kärnbränsleavfall - Bedömning ur korrosionssynpunkt  
Korrosionsinstitutet och dess referensgrupp. Slutrapport  
1978-05-25
- 108 Criticality in a spent fuel repository in wet crystalline rock  
Peter Behrenz  
Kåre Hannerz  
ASEA-ATOM 1978-05-30
- 109 Läkningarbar spaltaktivitet  
Lennart Devell  
Rolf Hesböl  
AB Atomenergi

- 110 In situ experiments on nuclide migration in fractured crystalline rocks  
Ove Landström  
Carl-Erik Klockars  
Karl-Erik Holmberg  
Stefan Westerberg  
Studsvik Energiteknik and  
The Geological Survey of Sweden  
Juli 1978
- 111 Nuklidhalter i använt LWR-bränsle och i högaktivt avfall från återcykling av plutonium i PWR  
Nils Kjellbert  
AB Atomenergi
- 112 Säkerhetsanalys av hanteringsförfarandet vid inkapsling av utbränt bränsle i kopparkapsel  
Erik Nordesjö  
ASEA-ATOM 1978-03-20