

**Degraderingsmekanismer vid bassäng-
lagring och hantering av utbränt
kraftreaktorbränsle**

Gunnar Vesterlund
Torsten Olsson

ASEA-ATOM 1978-01-18

DEGRADERINGSMEKANISMER VID BASSÄNGLAGRING
OCH HANTERING AV UTBRÄNT KRAFTREAKTORBRÄNSLE

Gunnar Vesterlund
Torsten Olsson
ASEA-ATOM 1978-01-18

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.

SUMMARY

This report deals with potential mechanisms for the degradation of light water reactor fuel in water pool storage. The assessment is made that neither general corrosion, local corrosion, stress corrosion nor hydrogen embrittlement will cause any significant degradation of the fuel and the fuel cladding within 50 years of storage. It is also concluded that no hazard is involved in storing defective fuel in the same manner as non-defective fuel as the degradation will not continue at low temperatures and the water leaching of fission products in the fuel is slow.

No problems are anticipated in the handling of high burn-up fuel. Large scale experience and well established routines exist for such handling. By experience the dose burden of personnel involved in handling of even newly discharged reactor fuel is low.

It is also shown in the report how other activated materials in the fuel assemblies safely can be taken care of.

KBS

Författare: G Vesterlund/T Olsson

DEGRADERINGSMEKANISMER VID BASSÄNGLAGRING OCH HANTERING
AV UTBRÄNT KRAFTREAKTORBRÄNSLE

SAMMANFATTNING

En genomgång av potentiella degraderingsmekanismer för lättvattenbränsle under bassänlagring görs. Degraderingsmekanismer såsom allmänkorrosion, lokalkorrosion, spänningskorrosion, väteförsprödning, fördröjt vätebrott förväntas ej ge signifikant påbörjad degradering inom 50 år. Risken för fortsatt degradering av vid inlagring defekt bränsle visas vara liten. Hanterbarheten av högutbränt bränsle är hög och omfattande erfarenhet och väl utvecklade rutiner för sådan hantering finns i Sverige. Dosbelastningen på personal sysselsatt med bränslehantering är låg. Hanteringen av övriga komponenter i en bränslepatron kan ske på ett säkert sätt.

INNEHÅLLSFÖRTECKNING		Sid
	Sammanfattning	
1	Inledning	1
2	Egenskaper hos bränsle vid inlagring	4
3	Korrosion av zirkaloy-kapslingen vid lagring	8
4	Fördröjt brott av kapselmaterialet	14
5	Invändig degradering	16
6	Degradering av defekt bränsle	21
7	Erfarenheter av bränslelagring och hantering	25
8	Transportskador och deras inverkan på hanteringen	35
9	Hantering av övriga komponenter i en bränslepatron	38
10	Slutsatser och rekommendationer	41
	Referenser	43

1. INLEDNING

En stor mängd högutbränt zirkaloy-kapslat UO_2 -bränsle lagras för närvarande runt om i världen i vattenfyllda bassänger. Denna typ av lagring har använts allt sedan den civila kärnkraftens genombrott på 1950-talet. I USA förvarades 1976 ~ 8700 bränslepatroner och i Kanada ~ 70 000 bränslepatroner på detta sätt (ref 1). Utbränt bränsle från svenska reaktorer har hittills till största delen skickats till upparbeitungsanläggningar men sedan 1973 lagras i Studsvik den sista härden av Ågestabränslet ca 185 bränslepatroner (ref 2).

De internationella erfarenheterna från lagring är mycket goda. I inget fall har ens påbörjad degradering kunnat upptäckas. Inga svårigheter vid hantering har uppdragats. I USA har BNWL på uppdrag av ERDA gjort en sammanställning av lagringserfarenheter i USA, Kanada och Europa (ref 1). Enligt denna sammanställning finns högutbränt bränsle (36 000 Mwt/tU) under lagring sedan 1959 i EFC/Idaho. I Europa pågår bränslelagring i bl a Karlsruhe (WAK), Mol (Eurochemic) och Windscale (BNFL). I England undersöks högutbränt bränsle som lagrats upp till 10 år. Såväl bränsle som vid inlagring var defekt som bränsle utan defekter undersöks.

Inga som helst förändringar i vare sig kapsling, bränsle eller spridarmaterial, som kunde hänföras till lagringen, har upptäckts.

Såväl kapsling som UO_2 -bränsle är mycket kompatibla med rent vatten vid de mycket höga temperaturer, som används i reaktorerna (300-350°C). Zirkaloy-legeringarna utvecklades just för att ha låg korrosionshastighet i vatten vid dessa temperaturer och UO_2 -bränslet är valt på grund av dess höga kompatibilitet med vatten. Vid de förhållan-

devis låga temperaturer vid vilka lagring normalt sker, är kompatibiliteten ännu högre, varför rapporterade goda resultat av även mycket långvarig lagring är förväntade. Risken för degradering av bränsle är oerhört mycket högre vid reaktordrift än under lagring beroende på flera faktorer såsom högre mekanisk belastning, både statiskt och dynamiskt, högt neutronflöde och γ -flöde, fissionsgasavgivning till spalten mellan bränsle och kapsling, vibrationer mm. Trots detta är det numer normalt att endast 1 bränslestav per 10 000 havererar per år vid drift (ref 3). I själva verket kan reaktordriften sägas vara ett mycket hårt test av bränslets tendens till degradering. Normalt befinner sig bränslet i reaktorn i 3-6 år men i experimentsyfte har man i vissa fall låtit bränsle sitta inne i reaktorn upp till 12 år (ref 4) utan att för den skull någon degradering kunnat observeras.

Under reaktordrift försprödas visserligen kapselmaterialet dels genom det intensiva neutronflödet, dels genom att en viss liten mängd väte upptas (< 150 ppm). Någon ytterligare nämnvärd försprödning av bränslets kapsling förväntas ej uppkomma även vid mycket lång tids lagring. Försprödningen under reaktordrift är dock inte så omfattande att den kan förväntas medföra svårigheter vid hantering av högutbränt bränsle. Det är också en allmän praktisk erfarenhet att bränslet är mycket hanterbart i vattenbassänger. I Sverige har således bl a ombyggnad av bestrålade bränslepatroner (~ 1000 st) gjorts utan problem. Det är också praxis i BWR-reaktorer att de bränslestavar, som skadats av reaktordrift byts ut i sina patroner. I den ovan refererade BNWL-rapporten (ref 1) har en sammanställning gjorts av de till NRC inrapporterade 9 incidenterna, som inträffat 1974-76, där bränslepatroner tappats vid hantering i amerikanska lagringsbassänger. Vid de flesta incidenterna uppkom ingen mekanisk skada på någon bränslestav, trots fall på flera meter. Vid endast 2 incidenter uppkom skador men ingen ökning av halten luftburen aktivitet kunde registreras i

dessa fall. Dessa erfarenheter stämmer väl överens med svenska erfarenheter där inga incidenter inträffat vid hantering, som medfört att kapslingen gått sönder. I Oskarshamn 1 genomfördes 1976 ett experiment, i vilket ett hål upptogs i fissionsgaskammaren på en bränslestav (ref 5). Det lokala aktivitetsutsläppet blev i detta experiment mycket litet ($\sim 10^{-5}$ av stavinventariets innehåll av flyktiga fissionsprodukter). Som tidigare konstaterats pågår och har delvis slutförts undersökningar och analyser av inverkan på bränslet av långtidslagring. Vid sammanställningen av denna rapport har internationell expertis, som varit involverade i sådana undersökningar eller på annat sätt har haft kunskap om bassänglagring av bränsle, kontaktats. Diskussioner har förts med bl a följande institutioner:

AERE	Harwell, England
UKAEA	Springfields Lab, England
Eurochemic	Mol, Belgien
AECL	Whiteshell, Kanada
WAK	Karlsruhe, Västtyskland
IFA	Norge
BNWL	USA

2. EGENSKAPER HOS BRÄNSLE VID INLAGRING

PWR-bränsle och BWR-bränsle har något skild konstruktion. PWR-bränslestavarna har mindre diameter än BWR-stavarna och det är fler stavar i en PWR-patron (~ 250) än i en BWR-patron (~ 60). I tabell 1 ges några data för bränslestavarna i de båda reaktortyperna.

TABELL 1

Data för färskt bränsle

	BWR	PWR
Kapselmaterial	Zr-2	Zr-4
Spridarmaterial	Inconel, Zr-4	Inconel
Kapseldiameter	11,75-12,25 mm	9,5 mm
Kapselvägg	0.74-0.80 mm	0.57 mm
Inre tryck	1 bar He	≤ 33 bar He
Bränsle	3.2 kg UO ₂ /stav	~ 2,0 kg UO ₂ /stav
Stavlängd	~ 4 m	~ 4 m
Bränsle/patron	~ 200 kg UO ₂	~ 500 kg UO ₂

Under reaktordrift sker förändringar av bränsle och kapsling. Utbränningen är vid bränsleuttag i medel ca 33 000 MWd/tU i PWR och ca 27 000 MWd/tU i BWR. Maximal utbränning är ≤ 50 000 och ≤ 40 000 MWd/tU i PWR respektive BWR.

Under drift avges till de fria utrymmena i bränslestavarna flyktiga fissionsprodukter, främst Xe och Kr, och ett inre fissionsgastryck byggs härigenom upp. Hur stor fraktion, som avges, beror bl a på utbränning och maximal bränsletemperatur. Den senare är proportionell mot det lineära effektuttaget i bränslestavarna, som för både PWR och BWR är mindre än 400 w/cm. För maximalt utbrända PWR- och BWR-stavar är det inre trycket (fissionsgas+He-gas tryck) vid rumstemperatur mindre än 48 bar respektive mindre än 3 bar (ref 6 och 7).

Under drift sker också en viss korrosion av kapselmaterialet, vilket också tar upp en del av det väte som bildas vid denna oxidationsprocess. De olika reaktorsystemen har härvid något skilda egenskaper beroende på främst skillnader i vattenkemi i reaktorvattnet. Medan oxidation av bränslestavarna i PWR reaktorer i huvudsak leder till att ett över ytan jämnt ZrO_2 -skikt uppkommer, bildas på BWR-stavar dessutom s k noder där lokalt tjockare oxid uppkommit. Efter maximal utbränning är oxidskiktet på PWR-stavar mindre än $130 \mu m$ (= $86 \mu m$ metallavverkning) och på BWR-stavar är det maximala noduldjupet mindre än $200 \mu m$ (= $134 \mu m$ metallavverkning). Vätehalten i kapslingsmaterialet är maximalt 150 ppm (ref 8 och 9). Denna vätehalt innebär ingen försprödning av kapselmaterialet vid drifttemperatur ($300-360^\circ C$) dels pga att Zircaloy löser ungefär 150 ppm väte vid $350^\circ C$ och dels pga att hydrider vid denna temperatur är duktila. Vid nedkylning från drifttemperatur utskiljs dock hydrider, ty lösligheten av väte i Zircaloy är < 1 ppm vid rumstemperatur. Dessa är spröda vid låg temperatur, men mängden väte är alltför låg för att denna försprödning skall vara av praktisk betydelse vid hantering. Duktiliteten är fortfarande avsevärd (ref 10).

Försprödning av kapselmaterialet sker också under drift på grund av inverkan av det snabba neutronflödet ($E > 1$ MeV). Den snabba neutrodosen uppgår efter maximal utbränning lokalt till maximalt $\sim 8 \cdot 10^{21}$ n/cm² ($E > 1$ MeV). Dragprovsegenskaperna hos Zircaloy efter sådan bestrålning finns publicerade (ref 11-12). Försprödningen yttrar sig som en förhöjning av sträckgränsen och en minskning av duktiliteten. Någon fara för rena sprödbrott föreligger dock inte då den plastiska förlängningen vid dragprovning före midjebildning är $> 0,2$ % (ref 13). Bestrålad Zircaloy har också en förhållandevis hög brottseghet (ref 14). Kombinationen av väteförsprödning och bestrålningsförsprödning förväntas ej leda till svårigheter vid hantering av bränsle enligt andra utredningar (ref 15), vilket också stämmer väl med erfarenheterna.

Förutom ovan beskrivna fenomen sker under reaktordrift en viss formförändring av bränslestavarna. Neutronbestrålningen ger upphov till s k växning av Zircaloy, som medför att bränslestavarna förlängs ($\sim 0,3\%$). Bränslepatronerna är dock så konstruerade att detta inte ger upphov till några spänningar i kapslingen. Neutronbestrålningen medför också att eventuella restspänningar i bränslepatronsstrukturen relaxerar pga bestrålningskryp. Man kan således utgå ifrån att inga restspänningar finns i kapselmaterialet vid inlagring.

Under reaktordrift sker en viss avsättning av i reaktorvattnet befintliga korrosionsprodukter på bränslestavarna. Såväl sammansättning, mängd som deponeringstendens är system- och materialberoende. Huvudbeståndsdelarna är i allmänhet Fe_2O_3 eller Fe_3O_4 , men även oxider av Co, Cu, Cr, Zn och Mn förekommer. Mängden s k crud är dock för svenska verk liten $< 400 \mu\text{g}/\text{cm}^2$ (ref 16). Enligt referens 1 är det dock på, förmodligen äldre, amerikanskt bränsle vanligt även med större mängder ($\leq 1000 - 1500 \mu\text{g}/\text{cm}^2$).

Aktiviteten i crudskiktet kommer dock nästan alltid att domineras av Co-60 och Zn-65. Vid hantering och lagring av utbränt bränsle lossnar små mängder av dessa korrosionsprodukter. I lagringsbassänger, som inte innehåller skadat bränsle, kommer därför aktivitetens innehåll i vattnet att domineras av Co-60. I Studsvik-bassängen t ex, där Ågestabränslet lagras, dominerar således Co-60. Aktivitetens innehåll är där $\sim 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ vatten. I bränslebassängen i Oskarshamn 1 däremot, där skadat bränsle handhas och förvaras, domineras vattenaktiviteten av fissionsprodukterna Cs-137 och Cs-134, som är lösliga i vatten. Specifika aktiviteten är där ca $2 \cdot 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$.

I den följande genomgången av potentiella degraderingsmekanismer av bränsle under lagring diskuteras ej korrosion av strukturmaterial såsom topp- och bottenplattor, lyfthandtag (rostfritt stål) och spridare. Orsakerna till att detta ej analyseras är dels att genomgången i referens 1 av detta visade att påbörjad degradering efter långtidslagring ej noterats i USA och Kanada dels att konsekvenserna av sådan degradering om den uppkommer är marginell.

I den vidare analysen nedan av degraderingsmekanismer skiljs ej på Zircaloy-2 och -4. Erfarenheten visar nämligen att skillnaden i kemisk sammansättning mellan de olika legeringarna är av marginell betydelse.

Zircaloy-2 har följande nominella sammansättning: 1,5 % Sn, 0,20 % Fe, 0,15 % Cr, 0,05 % Ni medan Zircaloy-4 har sammansättningen: 1,5 % Sn, 0,24 % Fe, 0,13 % Cr och 0,005 % Ni.

3. KORROSION AV ZIRKALOY-KAPSLINGEN VID LAGRING

Zirkaloy utvecklades i USA under åren 1951-1953. Legeringarna har alltsedan dess använts som kapsel- och strukturmateriäl (trycktuber, boxar, spridare m m) i vattenkylda reaktorer. Drifttemperaturen i dessa användningsområden är i allmänhet 250-350°C och korrosionen är därför numera väl kartlagd i detta temperaturintervall. Erfarenheterna gäller ett relativt brett spektrum av vattenkembetingelser. I en PWR varieras t ex pH av driftsskäl med tillsats av borsyra varvid pH kan variera i området 4.2-10.5 vid 25°C. Vid drift utan borsyra i dessa reaktorer är vattnet alkaliskt genom LiOH-tillsats. I en BWR med neutralt vatten finns genom radiolys ca 0.2 ppm syre i vattnet medan i PWR tillsätts väte ~ 3 ppm som nedbringar syrehalten (< 0.01 ppm). I de tidiga plutoniumproducerande reaktorer i USA kyldes också kapslingen direkt med renat flodvatten vilket trots detta gav långsam korrosion (ref 1).

Mätningen av korrosionen efter reaktor användning har gjorts efter i vissa fall lång tids exponering. Som exempel kan nämnas att PWR-bränsle suttit i Shippingport-reaktorn i drygt 12 år (ref 4) vilket enbart resulterade i mindre än 0.008 mm metallavverkning på kapselrören. Ungefär samma metallavverkning har uppmätts på bränslestavar som ASEA-ATOM låtit bestråla i Halden-reaktorn (240°C) i 8.3 år. Ett ytterligare exempel på framgångsrik långvarig exponering i reaktormiljö är Zirkaloyboxar som exponerats i 12 år i den tyska kokarreaktorn VAK (ref 8).

Noggranna uppmätningar av kinetiken i korrosionsförloppet har vidare utförts i autoklavexperiment ned till ca 200°C med en varaktighet upp till 3 år. Vid lägre temperaturer saknas dock i stort sett mätningar av korrosion i vattenmiljö på Zirkaloy, korrosionsförloppet är nämligen vid temperaturer < 200°C mycket långsamt och det fordras därför

mycket långvariga och noggranna experiment för att överhuvudtaget fastställa detta. Efter 1000 dygns exponering i avjoniserat vatten vid 200°C är t ex oxidskiktet endast ca 1 µm tjockt (ref 17). I ref 18 har mätningar utförts i temperaturintervallet 216-232°C med exponeringstider upp till 3 år.

Ekvationen $\Delta W^3 = 6,375 \times 10^{11} \exp(-13640/T)t$ anges

Extrapolation av dessa data till 100°C och 100 år indikerar en metallavverkning av 0.06 µm.

I temperaturområdet 250-350°C uppdelas traditionellt korrosionskinetiken i två huvudperioder, för-transition och efter-transition. I det förstnämnda området bildas på ytan ett svart, tätt och skyddande oxidskikt och oxidationshastigheten avtar i ett kvasikubiskt förlopp. I eftertransitionsområdet är korrosionskinetiken linjär och oxiden är då grå-vit. Transition uppkommer vid en oxidtjocklek om ca 2-7 µm. Vid inlagringen av bränslet är oxidskiktet > 7 µm och man bör räkna med linjärkinetik även vid låg temperatur. Vid lägre temperaturer (< 250°C) finns det uppgifter om att dessa två kinetiska områden eventuellt ej existerar. Enligt ref 17 genomgår oxidationen ett cykliskt förlopp vid 200°C. Det komplexa beteendet i förtransitionsområdet, illustreras av att det vid 450°C finns 4 olika områden med olika kinetik. Flera detaljer av oxidationsprocessen i vatten är ännu oförklarade och under diskussion (ref 19).

Allmänkorrosionen av Zirkaloy är liksom för andra grupp IV-element speciellt Ti mycket okänslig för vattenkemibetingelserna. Oxidationshastigheten påverkas ej av pH i intervallet 1-12 i vattenlösningar av svavelsyra, salpetersyra, ammonium-, natrium-, eller kaliumhydroxid. Zirkonium är överlägsen titan i flera oxiderande syramiljöer och i frätande alkalier (ref 20).

Zirkaloy är dock i allmänhet något mindre resistent mot vattenlösningar innehållande klorid än titan. I 3 %-ig NaCl lösning rapporteras en korrosionshastighet om $\sim 0.3 \mu\text{m}/\text{år}$ vid 20°C och $1.7 \mu\text{m}/\text{år}$ vid kokpunkten (ref 21). Efter undersökningar (gjorda i USA på uppdrag av ERDA) på potentiella material för lagring av avfall i sediment på havsbotten rekommenderas dock användandet av Zirkaloy (ref 22). Vid Windscale Inquiry anges en siffra $0.1 \text{ m}/\text{år}$ metallavverkning vid 90°C och 2×10^4 ppm Cl och mycket lägre vid lägre kloridhalter. Kloridhalten i vattnet vid bassänglagring specificeras i allmänhet till < 0.15 ppm och det tycks inte vara svårt att innehålla detta krav. I svenska reaktorbasängar är Cl-halten således i allmänhet lägre än 0.01 ppm och i regel ej mätbar. Kravet på låg Cl-halt ställs i allmänhet inte pga Zirkaloy-materialens korrosionsresistans utan pga de rostfria stålens tendens till spänningsskorrosion i kloridhaltiga vatten.

Vid reaktorbestrålning fås ibland en avsevärd acceleration av korrosionshastigheten speciellt i syrehaltiga vatten. Accelerationsfaktorer på upp till 100 gånger har rapporterats (ref 23). Bestrålningsacceleration har även noterats vid exponering i fuktig gasmiljö (CO_2) av Zirkaloy under samtidig reaktorbestrålning. Med reaktorbestrålning avses i allmänhet $\sim 5 \times 10^{13} \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ ($E > 1 \text{ MeV}$), $4 \times 10^{14} \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ (termiskt) och $\sim 10^9 \text{ Rhr}^{-1} \gamma$.

Som jämförelse kan anges 10^4 - 10^5 Rhr^{-1} som ytstråldosrat på bränslekapsling vid lagring (efter ca 10 år) i bassäng. Enligt ref 24 ger ej en γ -dosrat om $\sim 6 \times 10^6 \text{ Rhr}^{-1}$ eller en β -dosrat om $\sim 7 \times 10^8 \text{ Rhr}^{-1}$ upphov till bestrålningsacceleration. Någon oomstridd teori för uppkomsten av bestrålningsinducerad korrosion existerar ännu inte. Det kan dock konstateras att vid de jämförelsevis låga ytdosrater som förekommer vid mellanlagringen torde direkt bestrålningsacceleration ej förekomma (ref 25). En viss s k

memory-effekt i korrosionshastigheten pga att passivskiktet under reaktordrift utsatts för neutronbestrålning bör förväntas vid inlagring. Accelerationsfaktorn bör dock avta med tiden. Erfarenheter från lagring tyder på att accelerationsfaktorn dock även initieellt vid inlagringen är marginell.

Visserligen förekommer radiolys men Zirkaloy är så gott som okänslig för halten av syre eller andra oxiderande radiolysprodukter även vid högre temperaturer om ej samtidig neutronbestrålning förekommer (ref 26).

Sammanfattningsvis torde således allmänkorrosionen efter 100 års mellanlagring i neutralt rent vatten knappast uppgå till mer än 1 μm . I referens 1 anföres data från "Hanford-K-East" reaktorn i USA där Zirkaloy-2 som bränslekapslingsmaterial exponerats vid 90°C under 4 år kylda av flodvatten. Oxidtjocklekar om 0.03 μm (neutronflöde) och 0.015 μm (utan neutronflöde) uppmättes. Extrapoleras dessa värden fås 0.8-0.04 μm metallavverkning på 100 år (90°C). Även om vattenkemin skulle avvika avsevärt från specificerade värden torde således ej allmänkorrosion under långtidslagring utgöra ett problem. Samma slutsats har dragits i referens 1, vid Windscale Inquiry och i Kanadensiska utredningar (ref 27). Antas att 100 % av det vid allmänkorrosion bildade vätet upptas av kapselmaterialet leder detta enbart till en marginell ökning av vätehalten även efter lång tid. 1 μm oxidtillväxt på 100 år leder således till en ökning av väteinnehållet i kapslingen med ~60 ppm.

Zirkaloy är också något känsligare för pittingangrepp i neutrala halogenidhaltiga lösningar än titan. I 1-M halogenlösningar sker pitting under anodisk polarisation $> 0.2 \text{ V}^*$ och $> 0.4 \text{ V}^*$ för Zirkonium och Titan respektive.

* avser potential mätt med mättad kalometelektrod (ref 28)

Speciellt stor skillnad mellan metallerna föreligger dock i kloridhaltig miljö där blankbetade metallytor får pittingangrepp vid 9 V och 0.2 V för Titan och Zirkonium respektive i l-M lösningar. Visserligen är Zirkaloy i allmänhet anodisk i förhållande till spridarfjädermaterial Inconel (ref 29, 30) men på grund dels av att materialet isoleras ifrån varandra via ZrO_2 -skiktet dels av att de kloridhalter som finns i bassängvattnet är extremt låga (liksom vattnets konduktivitet) bör dock inte pitting ske. Pittingpotentialen för rostfria stål är t ex lägre (≈ 100 mV SCE) och trots detta har ej pitting observerats på stålkomponenter efter ≈ 9 års lagring i bränsleförvaringsbassäng (ref 30). Både SIS typ 2333-stål och 20/25 Nb stabiliserade stål har undersökts.

Kloridhaltens inverkan på risken för pitting på Zirkaloy illustreras bl a av det förhållandet att SCC^{*}-potentialen ökar från +250 mV (SCE)^{**} i 5 %-ig NaCl-lösning till $\sim +2000$ mV i 0.005 % NaCl-lösning (ref 30).

Man kan förvänta sig att pittingpotentialen ökar på samma sätt. Även vid betydligt högre kloridhalter än de som förekommer vid bassängförvaring är dock sannolikheten erfarenhetsmässigt låg för pitting. Ingen pitting observerades t ex enligt referens 22 efter 9 månaders exponering i havsvatten vid $90^\circ C$. Små halter bromid och jodid kan också tänkas förekomma i bassängvattnet. Enligt referens 28 är dock pittingpotentialen högre för dessa joner och därmed toleransen högre.

Eftersom Zirkaloy är anodisk till Inconel kan ökad allmän korrosion förväntas vid galvanisk koppling.

I SGHWR-reaktorer har också rapporterats något accelererad allmätkorrosion (noduler) vid spridarlägen på bränslesta-

* Stress corrosion cracking

** (Saturated Calomel Electrod)

varna (ref 31). Accelerationen är dock måttlig och är i själva verket inräknad i den tidigare redovisningen av allmän korrosion på BWR-bränsle. Varken på BWR-bränsle eller PWR-bränsle uppträder normalt sådan acceleration. Enbart en marginell inverkan på allmänskorrosionen bör också förväntas av den galvaniska kopplingen mellan spridarmaterial och Zirkaloykapslingen. Strömmen i en galvanisk krets med metallerna har nämligen mätts och befunnits vara enbart en liten del av totala korrosionsströmmen (ref 29).

Eftersom bassängvattnet står i kontakt med luft finns ca 6 ppm syre löst i vattnet. S k luftningselement skulle därmed kunna uppkomma med lokalkorrosion som följd. Emellertid är både Zirkaloy och spridarmaterialet Inconel mycket resistent mot denna typ av korrosion (ref 22) genom att de är dåliga katalysatorer för katodisk syrereduktion.

Bränslepatroner är konstruerade så att spalter ej förekommer. Därför är också risken för spaltkorrosion mycket liten. Denna typ av korrosion har rapporterats kunna uppträda i långsamt tillväxande sprickor uppkomna genom t ex fördröjt vätebrott (se nedan) vid LiOH-haltigt vatten (ref 32). I sprickan ökas pH när LiOH-koncentrationen ökar till följd av vattenkonsumtion. Vid ett kritiskt värde på LiOH-halten ökar korrosionshastighet ($\text{pH} > 12$). Pga den höga renheten av vattnet vid lagring torde dock ej denna typ av spaltkorrosion kunna förekomma.

Zirkaloy är känslig för galvaniskt inducerad hydrering. Denna kan dock enbart uppkomma under katodisk polarisation t ex i kontakt med Aluminium (ref 33). Eftersom bränslekapslingen förutsättes enbart komma i kontakt med material som polariserar kapslingen anodiskt kan dock denna mekanism uteslutas.

4. FÖRDRÖJT BROTT AV KAPSELMATERIALET

Efter flera års problem för drift av de två kanadensiska reaktorerna Pickering-3 och Pickering-4 uppkom sprickor på trycktuberna i dessa reaktorer (ref. 34). Efter intensiva undersökningar kunde det konstateras att brotten uppkommit genom s k fördröjt hydridbrott. Trycktubsmaterialet i de båda reaktorerna är Zr-2.5% Nb och tuberna arbetar vid ca 120 MPa ringsspänning. I Pickering-reaktorerna 1 och 2 som varit i drift längre används kallbearbetad Zircaloy-2 som trycktubsmaterial. Dessa trycktuber har ej givit upphov till hydridbrott. Vid närmare undersökning visade det sig att trycktuberna som havererat hade haft mycket höga initiala restspänningar 690 MPa.

Eftersom fördröjt hydridbrott även kan uppkomma på vissa Titanlegeringar kan man trots de kanadensiska erfarenheterna ej helt utesluta att fördröjt brott kan uppkomma på Zirkaloy om betingelserna är de rätta. Kanadensiska undersökningar visade att fördröjt hydridbrott kunde uppkomma på Zr-2.5 Nb legeringar vid en spänningsintensitet om $\sim 5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ vid 77°C i stort sett oberoende av vätehalt. För PWR-kapsling underlagring (ringsspänning 58 MPa) fordras en skarp spricka om $>50 \%$ av kapselväggen för att denna spänningsintensitet skall uppnås.

De kanadensiska insatserna på fördröjt vätebrott i Zr-2.5 Nb trycktuber resulterade också i en dynamisk teori för fenomenet (ref. 35). Enligt denna teori kommer väte från hydrider i ett område i materialet med låg spänning att diffundera till ett område med hög spänning. Därigenom bildas långsamt en hydridskiva vid fronten av en befintlig spricka och en stabil brottillväxt sker. Appliceras denna teori på bränslekapsling under lagring fås en sprickutbredningshastighet om $\text{ca } 5 \cdot 10^{-11} \text{ mm/s}$.

Därvid har antagits att temperaturen är 50°C, vätehalten 150 ppm, kornstorleken 7 µm, avståndet mellan hydriderna 23 µm, sträckgränsen 1000 MPa, hydridens storlek 7 x 1 µ samt partiella molvolymen för väte i Zirkoniumhydrid 1.305 cm³/mol. Med denna sprickutbredningshastighet fås på 100 år en spricka på 0.15 mm dvs ca 30 % av kapselväggen. Tillämpas denna teori fås ca 10 gånger för hög sprickutbredningshastighet på Zr-2.5 Nb jämfört med mätvärden när sprickutbredningshastigheten är hög ~10⁻⁵ mm/s, vid lägre sprickutbredningshastigheter är dock överensstämmelsen bättre. Med tanke dels på att fördöjt brott dock aldrig observerats på Zirkaloy dels att den beräknade sprickutbredningshastigheten är låg torde dock risken för fördröjt väte-brott vara låg även vid lång tids mellanlagring av bränsle.

5. INVÄNDIG DEGRADERING

En viss del av de vid fission bildade fissionsprodukterna kommer under drift att avges till de fria utrymmena i en bränslestav. Den fraktion som avges är starkt beroende av utbränning och effekt d v s bränsletemperatur. Avgivningen är diffusionsstyrd och vid bränsletemperaturer $< 1000^{\circ}\text{C}$ är avgivningshastigheten försumbar. Under lagring av bränslet ($\sim 100^{\circ}\text{C}$) kan man därför räkna med att ingen ytterligare fissiongasfrigörelse sker. Flera modeller för frigörelse av flyktiga fissionprodukter under drift av bränslet finns publicerade. För BWR-bränsle av den typ som används i Sverige (8x8 bränsle) räknas med 2% fissionsgasfrigörelse vid en utbränning av 40.000 MWd/tU (uppmätta värden är dock mycket lägre $\sim 0.1\%$) medan man för PWR-bränsle räknar med en högre fissionsgasfrigörelse ($\sim 15\%$) (ref 7, 3). Förutom de helt flyktiga ädelgaserna Xe, Kr som ej angriper kapslingsmaterialet avges också vid tillräckligt hög temperatur andra mer eller mindre flyktiga fissionsprodukter såsom Cs, Rb, I, Br, Te, Se, Cd, Sb, Ag och Sn. Förutom dessa element har andra ämnen såsom Pd, Mo, Fe, Al, Si, Ba, Ca, Na och Cl observerats på kapslingens inneryta, några av dessa förmodligen ditkomna som föroreningar vid bränsletillverkningen. Av speciellt intresse är i detta sammanhang Cs, Cd, Br och I eftersom dessa rapporterats kunna ge upphov till spänningskorrosion eller LME (liquid metal embrittlement) på Zircaloy-kapsling även vid låga temperaturer.

Åtskilliga studier av de olika fissionsprodukternas kemiska tillstånd har gjorts. När bränslet är färskt är O/U förhållandet ungefär 2.001 vilket ger en syrepotential vid drift av ca -250 kJ/mol. Allteftersom bränslet förbrukas, maximalt bränns ca 4% av uranatomerna ut, sjunker syrepotentialen ned till ca -500 kJ/mol O_2 , d v s $\text{PO}_2 = 10^{-46}$ atm vid 300°C .

Termodynamiska överväganden leder till slutsatser att Cs allt eftersom det genereras reagerar först med befintlig I, Br och Te därefter med befintliga föreningar Al_2O_3 och SiO_2 och slutligen med UO_2 i de områden där temperaturen är låg. Vid studier av kapslingens insida har också CsI och Cesiumuranat observerats. De termodynamiska överläggningarna leder således till att Cs, Br och I finns bundna i CsI, CsBr och Cs_2UO_4 i bränslestavar. CsI och CsBr förväntas ej reagera med Zr pga deras termodynamiska stabilitet. Det har dock rapporterats att CsI kan avge I under γ -bestrålning och således även under lagring. Cs-ångtrycket över CsUO_4 är vid drifttemperaturen ca 10^{-3} atm. Cd befinner sig troligen när det frigjorts i elementär form.

Vid reaktordrift och under vissa driftbetingelser uppkommer ibland skador på bränslekapslingen. Haverifrekvensen är dock numera mycket låg, $\sim 10^{-4}$ av antalet stavar havererar årligen. Under 1960-talet uppkom ibland epidemier av bränsleskador. Orsaken till dessa skador visade sig dock vara att bränslet vid tillverkningen innehållit fukt. Det visade sig att fukthalter högre än ca 50 ppm i bränslet kunde ge upphov till bränsleskador. Numera torkas därför bränslet så att halten ekvivalent fukt i bränslet normalt understiger ca 1 ppm och mängden väte totalt i staven därför är för liten för att en tillräcklig mängd Zirkoniumhydrid överhuvudtaget skall kunna bildas med kapselskada som följd. Denna typ av skada uppkommer därför inte vid normaldrift av bränslet och inte heller under oändlig tids lagring av bestrålat bränsle. Som nämnts tidigare blir nämligen syreaktiviteten i en bränslestav snabbt så låg (oxygen starvation) att förutsättning tidigt finns (om tillräckligt med väte finns) för lokal upphydring.

De skador som numera uppträder på bränslekapsling under drift är i huvudsak spänningskorrosionsinducerade. Skadorna uppkommer vid driftsituationer där kapselmaterialet utsätts

för mycket höga dragpåkänningar (> 250 MPa ringspänning) (ref 37). Som nämndes tidigare är spänningen på kapselmaterialet betydligt lägre under lagring (på PWR-stavar ca 58 MPa) varför spänningskorrosion ej bör uppkomma även vid lång tids lagring. Laboratorieprovningar indikerar vidare att dynamiska förhållanden krävs för att spänningskorrosion skall kunna uppkomma i Cs (ref 38) och förmodligen då även Cd. Zirkaloykapslingens insida är nämligen i en statisk situation täckt med en passiverande ZrO_2 -film, som vid en utbränning av ca 40.000 MWd/tU kan väntas ha en tjocklek om ca 8 μm , och sprickning av denna är nödvändig för att sprödbrott skall kunna uppkomma. Vid de temperaturer och laster som under mellanlagring är aktuella (< 58 MPa) är kryptet extremt långsamt i Zirkaloy och tillståndet kan betraktas som statistiskt ($\epsilon \sim 10^{-30} \text{ min}^{-1}$).

Alla halogener (Br_2 , I_2 och Cl_2) uppträder på ungefär samma sätt gentemot Zirkaloy. SCC har rapporterats kunna uppträda såväl vid förhöjd temperatur ($\sim 300^\circ C$) som vid rumstemperatur och vid såväl statiska som dynamiska provningar. Detta innebär att i motsats till Cs kan halogenerna tränga in i ZrO_2 -skiktet trots att ZrO_2 är mer termodynamiskt stabilt än Zirkoniumjodid. Den lägsta spänning vid vilken SCC erhållits på bestrålad Zirkaloy i I_2 -miljö är dock 200 MPa vid $360^\circ C$ dvs den aktuella spänningen är bara ca 30 % av den spänning vid vilken SCC för bränslekapsling kan inträffa.

Underkritisk brottillväxt kan ej uppstå vid de belastningar som här är aktuella i halogen miljö. Det kritiska värdet ($K_{I, SCC}$) för spänningsintensiteter är $> 10 \text{ MPa } \sqrt{m}$ (ref 39). Det är vidare mycket osannolikt att icke-genomgående sprickor förekommer med hög frekvens i kapselmaterialet vid inlagringen. Vid omfattande undersökningar i hot cell av ett stort antal speciellt utvalda bränslestavar i USA (ett projekt finansierat av EPRI) med mycket avancerad

eddy-current teknik upptäcktes inga icke-genomgående sprickor. Man kan för den skull kanske inte utesluta att sådana sprickor kan förekomma men frekvensen är i så fall enligt all erfarenhet lägre än ackumulerade frekvensen skadade stavar dvs mindre än 1 på 1000 stavar. De sällsynta fall av angrepp på kapslingens insida som kan ha uppstått vid drift är mycket grunda och deras form är sådan att de ger en mycket låg spänningsintensitet (se nedan). Vid bränsletillverkning kontrollerar bränsletillverkarna sina kapselrör med ultraljudteknik. Denna teknik medger att sprickor < 0.05 mm kan upptäckas och sådana rör kasseras. För en fullt utbränd PWR-stav innebär en spricka på 0.05 mm en spänningsintensitet på $\sim 5.8 \cdot \sqrt{\pi \cdot 0.05} \cdot 1.15 = 2.64$ kp $\text{mm}^{-1.5}$. Extrapolation av I_2 -SCC data 340°C , vilka ur denna aspekt är konservativa (ref 40), ger då en sprick-utbredningshastighet om $2 \cdot 10^{-5}$ mm/100 år dvs helt försumbar. För en 0.1 mm djup skarp spricka blir pss sprickutbredningshastigheten ~ 0.01 mm/100 år.

Som nämnts tidigare försiggår under lagringen ingen ytterligare frigörelse av fissionsprodukter till gapet mellan bränslet och dess kapsling. De under drift frigjorda fissionsprodukterna har vid inlagringen förenats till termodynamiskt stabila föreningar. En viss synnerligen långsam uppoxidering av kapslingens insida torde dock fortfarande förstå gå eftersom systemet Zr-UO_2 ej är termodynamiskt stabil. Hastigheten med vilken denna process sker är dock synnerligen låg. Vid 250°C uppges en oxidationshastighet om (ref 41) ca 1 $\mu\text{m}/100$ år. Reaktionshastigheten är då beräknad som om fri tillgång på syre finns. Även om viss acceleration av denna Zr-oxidation kan tänkas ske i den aktuella miljön är den dock erfarenhetsmässigt fortfarande långsam. Att uppbyggnaden av oxid på innerytan fortgår synnerligen långsamt bevisas vidare av stavar bestrålade i Halden-reaktorn över 8 år har ett knappt mätbart oxidskikt på ID (~ 1 μm).

Sammanfattningsvis kan således konstateras spänningskorrosion på kapselmaterialet ej uppkommer vid 100 års lagring av bränslet, och att fissionsproduktangrepp ej uppstår.

Dessa slutsatser stöds av iakttagelser gjorda på bränsle som lagrats i 10 år i England. Där observerades vid metallografisk undersökning ingenting som skulle tyda på en pågående eller påbörjad degradering.

6. DEGRADERING AV DEFEKT BRÄNSLE

Praxis vid lagring av defekt bränsle varierar. Ett vanligt sätt är att bränslepatroner som innehåller läckande stavar placeras i vått-i-vått dvs i vattenfyllda behållare i bassängen. Detta förfaringssätt används i WAK och Windscale där skadat Zirkaloy-kapslat UO_2 -bränsle lagrats på detta sätt i 5 respektive 9 år. I Mol lagras skadat bränsle torrt-i-vått dvs i torrbehållare i bassäng, skadat CANDU bränsle har lagrats i Mol i 9 år på detta sätt. I GE:s lagringsstation "Midwest Fuel Recovery Plant" lagras defekt bränsle på samma sätt som icke defekt bränsle utan problem. Lagring i reaktorbasängar tillgår också på detta sätt.

Inget fall av degradering har rapporterats uppträda på skadat bränsle. I samband med Windscale Inquiry undersökte UKAEA lagrat PWR, BWR och SGHWR bränsle som lagrats 5, 6 och respektive 9 år. Bränslet som undersöktes hade utbränningarna 33.000 MWd/tU, 20.000 MWd/tU och 1.900 MWd/tU. SGHWR bränslet hade lagrats vått-i-vått och vattenbehållaren innehöll efter 9 års lagring endast ca 1 mCi Cs-137 och < 10 ppb jod, vilket visar att endast synnerligen långsam lakning ägt rum. Vid dessa undersökningar kunde det vidare konstateras bl a följande

- inga metallurgiska förändringar kunde konstateras (hydrering, korrosion)
- ingen uppoxidering hade ägt rum av UO_2 -bränslet

När bränslestavar havererar under reaktordrift avges större delen av den till gasutrymmet i en bränslestav avgivna gasformiga aktiviteten (Xe, Kr) till reaktorvattnet. Vid lagring finns därför i allmänhet endast obetydliga mängder gasformiga aktivitet kvar i spalten. Cesium är synnerligen lösligt i vatten och lakningsexperiment på bestrålat UO_2 -bränsle visar i allmänhet på en mycket snabb utlakning av friggjord Cs.

Lakningsexperiment på högutbränt UO_2 -bränsle visar att lakningshastigheten raskt sjunker till en i huvudsak konstant hastighet av 10^{-3} av den initiella hastigheten redan efter ca 100 dygn (ref 42). Denna period är i allmänhet över vid inlagringen av bränslet och även lakningen av Cs är därför långsam. Enligt referens 7 bidrar följande isotoper mest till vattnets specifika aktivitet Cs-137, H-3, Co-60, Sr-90, Ce Pr-144. I Oskarshamn-1 utgör Cs-aktiviteten 90 % totala aktiviteten ($\approx 10^{-4}$ $\mu Ci/ml$). Aktinidlakningen är mycket långsammare och α -aktiviteten i vattnet är enligt referens 1 minst en storleksordning lägre än fissionsproduktaktiviteten.

När bränslestavar havererar vid drift i reaktorn uppkommer i vissa fall sekundära skador på bränslet. Lokal upphydning kan uppstå i vissa fall långt ifrån det initiella brottet. Ett annat fenomen som ibland har observerats är uppoxidering av UO_2 -bränsle strax intill en genomgående skada. Vid sådan oxidering kan bränslet svälla med ökad avgivning av fissionsprodukter från bränslet som följd. Hastigheten med vilken denna uppoxidering sker är emellertid synnerligen låg även vid reaktordrifttemperatur (ref 43). UO_2 -kutsar exponerade för $345^\circ C$ neutralt vatten i ett år ger viktökning på < 0.1 %.

I samband med Windscale Inquiry undersöktes defekt bränsle som lagrats i 9 år m a p uppoxidering varvid ingen som helst uppoxidering noterades. Kanadensiska undersökningar har vidare utförts av oxidationsförloppet i lufttemperaturintervallet $225-460^\circ C$ (ref 41). Extrapoleras resultaten till lagringstemperaturen $\sim 50^\circ C$ fås en hastighet av oxidfronten av $\sim 10^{-14}$ cm/min eller $\sim 5 \cdot 10^{-6}$ mm/100 år.

Total mängd oxiderad UO_2 under 100 års lagring vid $50^\circ C$ skulle då vara av storleksordningen 10 ppm. Svällningen skulle därmed vara totalt försumbar även i ren luft. Oxidationshastigheten torde erfarenhetsmässigt vara mindre i vatten än i luft. Ref 44 påpekar vidare att vid temperaturer $< 250^\circ C$ är det osäkert om överhuvudtaget U_3O_8 -bildas. Det kan förmodas att U_2O_7 i stället är den stabila fasen. Reaktionen $UO_2 \rightarrow U_3O_7$ innebär överhuvudtaget ingen svällning eftersom tätheterna är ungefär lika ($10.97g/cm^3$ resp. $11.4g/cm^3$).

Åtskilliga fall med drift av defekt bränsle finns dokumenterade där degradering av Zirkaloy-kapslingen genom upphyrering har undersökts. En klar korrelation till hastigheten med vilken denna degradering uppkommer och bränslets effekt existerar. Vid de låga ytvärme-flöden som var vanliga i tidiga reaktorer ($\sim 50 W/cm^2$ i NPD och Shippingport) har t ex defekt bränsle drivits > 1000 dygn utan att degradering uppkommit. Vid lagring är nu effekten vid jämförelse extremt låg ($\sim 0.03 W/cm^2$ efter 1 år) varför fortsatt degradering blott enligt detta betraktelsesätt kan förväntas ske mycket långsamt (ref 45).

Laboratorieexperiment har visat att i ren vätgas fås allmän och snabb upptagning av väte i Zirkaloy. Det krävs dock ett väte till syreförhållande av $\sim 10^4$ för att upptagning av väte skall ske (ref. 46). Föroreningar på ytan t ex fluor kan ge lokaliseringseffekter (ref. 47). När en bränslestav havererar i en reaktor sker detta i allmänhet genom att läckage uppstår i stället för instabilt brott. Hålen är därför ofta mycket små och ibland osynliga på kapselröret även under mikroskop. På grund av att trycket inuti staven är lägre än trycket i reaktor kommer dock vatten att läcka in. Genom radiolys, oxidation av kapslingens innervägg, oxidation av UO_2 -bränslet och oxidation av normalt vid drift ej oxiderade avgivna

fissionsprodukter bildas av det inströmmande vattnet vätgas som när förhållandena blivit tillräckligt reducerande angriper kapslingen. Fissionsprodukter på kapslingen t ex Cs kan tänkas bidra till att angreppet blir lokaliserat. Eftersom dels temperaturen vid lagring av bränslet är mycket låg i jämförelse med reaktorns drifttemperatur, dels trycket är lägre än reaktortrycket sker vätgasbildningen oerhört mycket långsammare i lagringsmiljö än i reaktormiljö. Radiolysen sönderdelar endast vattnet så att stökiometrisk mängd väte och syre bildas. Det är därför knappast troligt att degradering av vid inlagring defekt bränsle kommer att ske genom upphyrering. Skulle trots allt lokal upphyrering ske medför detta dock enbart att sekundärskador på redan skadat bränsle uppkommer. Om flera sådana sekundärskador uppkommer fylls så småningom staven dock helt med vatten och processen upphör.

7. ERFARENHETER AV BRÄNSLELAGRING OCH HANTERING

Erfarenheterna av bränslelagring i USA, Kanada och Europa finns sammanfattade i referens 1. Bränsle, som lagrats i 18 respektive 14 år finns i USA och resp. Kanada. Vid de Europeiska anläggningarna i Mol, Windscale och Karlsruhe finns bränsle i 10, 11 och resp. 5 år. I Sverige gick det äldsta bränslet från Ågesta till upparbetning men den sista Ågestahärden lagras sedan 1973 i Studsvik. I Oskarshamn-1-bassängen finns skelett med bestrålade bränslestavar som lagrats sedan 1972. Senare uttag från Oskarshamn-1 har dock skickats för upparbetning i Windscale. I övrigt finns i Sverige endast bränsle uttaget 1977 i bassängerna vid de svenska kärnkraftverken.

Enligt referens 1 är det i regel avsevärda skillnader i aktivitetsinnehåll i bassängvatten mellan bränslebassänger i anslutning till reaktorer och andra bassänger. Detta orsakas av att reaktorvattnet vid bränslebyten i stor omfattning blandas med bassängvatten som därvid tillföres kortlivade isotoper. Vidare lossnar aktiverad krud från bränslestavarna vid den intensiva hanteringen av bränsle under bränslebyten och reparationer av skadade bränslepatroner i reaktorbasängerna. Aktivitetsinnehållet kan därför enligt referens 1 uppgå till 10^{-2} $\mu\text{Ci/ml}$ under bränslebyten. I de svenska reaktorbasängerna med undantag för Oskarshamn-1 domineras aktivitetsinnehållet av aktiveringsprodukterna Co-60, Zn-65, Co-58, Zr-Nb-95, Cr-51 och Sb-124 och är ca 10^{-5} $\mu\text{Ci/ml}$. I Oskarshamn-1 där en del skadat förvaras och hanteras domineras vattenaktiviteten av Cs-137 och Cs-134 och är ca $2 \cdot 10^{-4}$ $\mu\text{Ci/ml}$. I Amerikanska lagringsbassänger varierar aktivitetsinnehållet enligt referens 1 mellan $1 \cdot 10^{-7}$ och $1 \cdot 10^{-3}$ $\mu\text{Ci/ml}$. I Studsvikbassänger är β -aktivitetsinnehållet ca 10^{-5} $\mu\text{Ci/ml}$, i Karlsruhe (WAK) är det ca $5 \cdot 10^{-5}$ $\mu\text{Ci/ml}$ (ref. 48) och i Mol (Eurochemic) mindre än ca 10^{-3} $\mu\text{Ci/ml}$ (ref. 49).

Kloridhalt och konduktivitet hos bassängvattnet har som tidigare sagts betydelse för vissa potentiella mekanismer för bränsledegradering. Enligt referens 1 hålls Cl-halten i allmänhet lägre än 0.1 ppm och konduktiviteten lägre än 20 μ S/cm. I Windscale hålls Cl-halten lägre än 0.25 ppm och i de svenska reaktorbassängerna är Cl-halten lägre än 0.1 ppm men i allmänhet lägre än 0.01 ppm och konduktiviteten är lägre än 7 μ S/cm.

Vid de amerikanska och kanadensiska bränslebassängerna har bränsle som lagrats upp till 18 år inspekterats. Ingen påbörjad degradering har kunnat konstaterats vid dessa inspektioner. Vid anläggningen i Karlsruhe (WAK) har högutbränt PWR och BWR bränsle (29.000 och 15.000 MWd/tU) undersökts (ref. 48) utan att påbörjad degradering kunnat konstaterats. I Mol finns sedan 1969 ca 14 ton CANDU-bränsle (Zirkaloy-kapslat UO_2) under lagring med utbränningar upp till 8000 MWd/tU. Inspektion av detta visade ingen tendens till degradering (ref. 49). I Windscale (ref. 50) har i samband med Windscale Inquiry bränsle från SGHWR (Zirkaloy-kapslat UO_2) PWR och BWR undersökts. De undersökta bränslestavarna hade lagrats i 9, 5 och resp. 6 år och hade utbränningar 1.900, 33.000 och 20.000 MWd/tU. Stavarna läcksöktes och undersöktes även metallografiskt. Inga förändringar i vare sig bränslekapsling eller spridarmaterial som kunde hänföras till lagringen noterades.

Av speciellt intresse i de senare undersökningarna är att även bränsle som vid inlagringen (9 års lagring) varit defekt (2 stavar) undersöktes. Den aktuella bränslepatronen hade lagrats i en speciell vattenfylld behållare av rostfritt stål i Windscale och eventuell inverkan av utlakade fissionsprodukter på bränslekapslingen borde därigenom om de existerar ha visat sig. Analys av aktivitetssinnehållet i vattenbehållaren visade att endast 1 mCi Cs-137 lakats ut under de 9 årens lagring vilket motsvarar ca 5 ppm av totala Cs-inventariet i

bränslestaven. En viss liten korrosion av en i spridar-konstruktionen ingående ferritiskt kromstål (12 % Cr) kunde tillskrivas lagringen. Rostfria stål av SIS 2333-typ och rostfria Nb-stabiliserade 20/25-stål uppvisade inga som helst rostangrepp. I övrigt upptäcktes vid den metallografiska undersökningen inga som helst förändringar i bränsle och kapsling som kunde tillskrivas lagringen. Ingen svällning av UO_2 -bränslet intill skadestället på de defekta stavarna kunde noteras.

I samband med inspektionerna av bränsle som lagrats under lång tid i USA, Kanada och Tyskland samt de noggrannare undersökningarna i England har det undersökta bränslet hanterats. Dessa hanteringar har skett utan svårigheter. I Sverige finns också stor erfarenhet från hantering av bestrålade bränslestavar.

I 3 reaktorhårdar har AA genomfört en modifiering på bestrålat bränsle. Utförd bränsleombyggnad innebar att en av bränslepatronens centrala bränslestavar utbyttes mot en speciell stav avsedd att fixera spridar. En bränsleombyggnad genomfördes år 1976 i Oskarshamn 1 och 2 och år 1977 i Barsebäck 1. Totalt har 1085 patroner byggts om. Det ombyggda bränslets medelutbränning var i Oskarshamn 1 13 MWd/kg U medan max patronutbränning var 20 MWd/kg U. I Oskarshamn 2 var motsvarande utbränningar 7 MWd/kg U och 9 MWd/kg U och i Barsebäck 1 11 MWd/kg U och 14 MWd/kg U.

Principförfarandet vid bränsleombyggnaden innebar att toppplattor demonterades från knippet genom att muttrar på de fyra bärande stavarna avskruvades så att det med chuckverktyg var möjligt att utdraga bränslestav. Chuckverktyget i grepp om stavens ändtapp hölls stilla medan knippet, som var placerat i en rörlig vagn, kördes ner till dess staven var fri. Efter att staven avställets i stavställ monterades

spridarhållarstav i knippet. Stavställen var uppbyggda av rostfria stålrör med ytter- och innerdiameter 16 och 14 mm. Allt arbete med bränsle utfördes med en minsta vattentäckning av 2.5 m.

För att minimera den aktivitetsdos som operatörer skulle kunna utsättas för om stavbrott skulle inträffa fanns ett luftavsug med kolfilter omedelbart ovanför vattenytan och en fläkt som transporterade bort luft och eventuella fissionsgaser från operatörens plats så att ordentlig omblandning skulle erhållas innan inandning kunde ske.

För att ytterligare skydda personalen mot onödig dosbelastning vid dessa operationer hade en anordning monterats för att uppsamla den crud som lossnar från stavar då dessa drages genom spridarna. Eftersom knippet under ombyggnaden stod i fixtur som i princip var ett omslutande rör var det enkelt att uppsamla lossnande crud genom ett avsug nedtill på fixturen. Genom detta avsug, som avladdas till ett filter säkerställdes att det under arbete med en patron alltid förekom ett nedåtriktat flöde som borttransporterade lossnande crud. Om sådan nedåtriktad strömning ej upprätthålles kan patroner resteffekt orsaka en uppström som transporterar crudpartiklar till vattenytan där kontaminering av hanteringsverktyg kan ske.

Erfarenheterna från utförd ombyggnad är utomordentligt goda. Någon enskild bränslestav tappades ej under arbetet. Däremot tappades ett stavknippe från en speciell inspektionsfixtur i Barsebäck 1. Knipet, som hade utbränningen 11 MWd/kg U, föll 8 m men någon frigjord aktivitet registrerades ej på reaktorhallinstrumenteringen. Det tappade knippet kunde lätt plockas upp från bassängbotten med speciella verktyg. Övriga patroner som ombyggdes kunde demonteras planenligt och utplockning av bränslestavar och nedsättning av dessa i stavställen kunde ske utan problem.

För att demontera ett stavknippe och byta bränslestav mot spridarhållarstav och sedan återställa knippet så att aktuella toleranser innehålles krävs ett stort antal speciella verktyg, som krävde ett visst underhåll för att funktionen skulle vara klanderfri. Dessa verktyg, som vid användning var i kontakt med det bestrålade bränslet, blev kontaminerade. Genom enkel avspolning med avsaltat vatten kunde verktygen dekontamineras så att hantering kunde ske utan andra krav än att gummihandskar skulle användas.

Bränsleombyggnaden på vardera av de olika stationerna pågick i cirka 5 veckor. Berörd personal erhöll i samtliga fall strålningsdoser som med god marginal understeg tillåtna värden. Erhållen medeldos för olika personal-kategorier vid bränsleombyggnaden i Oskarshamn 1 framgår av tabell 1.

Det bör noteras att skillnaden i dosbelastning mellan personalgrupperna är liten vilket tyder på bidraget från direktexponering från bränslet är litet.

Tabell 1

Kategori	Dos mrem
Skiftledare	110
Kontrollant	90
Stavbytare	115
Verktygsreparatör	110
Övriga	115

I samband härmed bör noteras att bränslebassängen på Oskarshamn 1 pga att speciella experiment där utförts var den enda bassängen i Sverige som innehöll skadat bränsle då bränsleombyggnaden utfördes år 1976 varom mera nedan.

Det är rimligt att ställa frågan hur erhållen dos skulle ha påverkats om brott på stav inträffat under pågående bränsleombyggnad.

För att strålskyddsinstitutet, SSI, skulle tillåta bränsleombyggnad med tillhörande hantering av enskilda stavar med endast 10 dygns avklingning krävdes en utredning som klarlade vilka radiologiska konsekvenser som kan uppkomma vid bränslekapselbrott under hantering i bränslebassängen.

AA genomförde en sådan studie, ref 51, som visade att, trots den relativt stora mängden I-131 med halveringstiden 8.1 dygn och Xe-133 med halveringstiden 5.3 dygn som finns i stav med endast 10 dagars avklingning, så medför punkterad stav ej oacceptabel aktivitetsdos för berörd personal om en viss luftventilation upprätthålles.

I ref 52 visas att omgivningskonsekvenserna från utsläpp av ädelgaser från en bestrålad stav med värmebelastningen 300 W/cm och utbränningen 20 MWd/kg U med avklingningstiden 2 dygn är helt försumbara. Eftersom den totala aktiviteten från ädelgaser i en sådan stav utgör 5000 Ci varav endast ca 30 Ci härrör från Kr-85 medan återstoden härstammar från relativt kortlivade Xe-isotoper inses att de radiologiska konsekvenserna efter 40 års avklingning är helt försumbara såväl med beaktande av den inre miljön som med hänsyn till omgivningskonsekvenserna. Detta gäller även vid hantering av PWR-staven som kan avge ca 10 gånger så mycket fissionsgaser som en BWR-stav (ref 36, 7).

För att verifiera ovannämnda studier genomfördes år 1976 punkteringsförsök på bestrålade bränslestavar i bassängen i Oskarshamn 1, ref 5. Därvid punkterades 3 stavar med utbränningar mellan 7 och 20 MWd/kg U och med värmebelastningar mellan 126 och 172 W/cm. Härvid frigjordes mellan $1.3 \cdot 10^{-3}$ och $1.7 \cdot 10^{-3}$ % av Xe-133-innehållet och mellan $0.25 \cdot 10^{-7}$ och $0.5 \cdot 10^{-7}$ % av I-131-inventariet.

Den frigjorda aktivitetens mängd är alltså extremt liten men stämmer bra överens med andra fissionsgasmätningar som AA utfört i torr miljö i heta celler i Studsvik. Den mycket låga gasfrigörelsen beror på dessa stavars relativt låga värmebelastning. Försöken bekräftar att AAs korrelation för fissionsgasavgivning ref 7, som förutsäger att cirka 1 % av gasinventariet frigöres vid värmebelastningen 385 W/cm och utbränningen 20 MWd/kg U, är konservativ. Punkteringsförsöken bekräftar också att det finns så goda marginaler att även PWR-stavar som i slutbestrålat tillstånd kan frigge 15 % av bildade fissionsgaser kan hanteras riskfritt. Eftersom hanteringen sker i vatten blir aerosolutsläppen försumbara.

AAs egna mätningar och beräkningar överensstämmer med uppgifter som erhållits från GE, ref 53 där det uppges att man mätt aktivitetsnivån vid bassängkanten då gasbubblor från en bruten bränslestav passerat genom vattenytan. GE anger att aktivitetsnivån vid vattenytan då tillfälligt steg från 5 mrem/h till 25 mrem/h.

Ovannämnda AA-utredning beträffande radiologiska risker vid stavhantering avser AAs standardutrustning för bränslehaverier. Denna utrustning är endast avsedd att användas i relativt liten omfattning. För demontage av bränslepatroner i stor skala kan en mer automatiserad utrustning framtagas så att driftpersonalen med hjälp av fjärrmanövrering och TV-övervakning kan arbeta på stort avstånd från det bestrålade bränslet.

Andra tänkbara orsaker till att personalen skulle kunna erhålla för höga aktivitetsdoser är hög bakgrundsstrålning från bassängen om vattnet är kraftigt kontaminerat och/eller strålning från kontaminerade verktyg i samband med reparationer.

Beträffande bakgrundsstrålningen från bassängvattnet bör eventuella problem i första hand väntas uppkomma i samband med hantering av defekt bränsle. Här skall först noteras att frekvensen läckande bränsle i framtiden med största sannolikhet blir allt lägre efter hand som orsakerna till bränsledefekter avlägsnas. Redan nu tillverkas bränsle med mycket låg felfrekvens som diskuterats ovan. Om bränsle av svensk tillverkning studeras framgår att bland cirka 2000 bränslepatroner som varit i drift i Ringhals 1, Barsebäck 1 och 2 och Oskarshamn 2 har endast 6 patroner i Ringhals 1 varit läckande. Det femte verket med svenskt bränsle, Oskarshamn 1, har bränslepatroner dels av ett tidigare tillverkningsförfarande dels har bränsleprovning utförts i härden vilket tillsammans resulterat i att cirka 56 läckande patroner utplockats under tiden från verkets igångkörning år 1971 fram till år 1977. För att undersöka inverkan av defekt bränsle på bakgrundsstrålningen från bassängvattnet är det därför bäst att studera förhållanden i Oskarshamn 1.

När bränsleombyggnaden genomfördes i Oskarshamn 1 fanns 110 defekta stavar från 46 läckande patroner i bränslebassängen. Bland dessa stavar fanns ett 10-tal som efter rampprovet i härden år 1975 erhållit ovanligt stora defekter t ex 20 till 40 mm långa sprickor och några helt brustna stavar. Under transporten av bränsle från reaktortanken i reaktorbassängen till bränslebassängen blandades vatten mellan de båda bassängerna. Såsom nämnts tidigare i denna rapport innehåller primärsystemet vatten under drift avsevärt mer aktivitet än vad som senare tillföres vattnet i bränslebassängen. Då bränslearbetet påbörjades var aktiviteten i bränslebassängvattnet enligt tabell 2.

	<u>Nuklid</u>	<u>$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$</u>
Tabell 2	Co-60	$3,6 \cdot 10^{-5}$
	Zn-65	$3,2 \cdot 10^{-4}$
	Tc-99 ^m	$2,8 \cdot 10^{-3}$
	I-131	$2,9 \cdot 10^{-3}$
	Xe-133	$2,8 \cdot 10^{-4}$
	Cs-134	$1,2 \cdot 10^{-3}$
	Cs-136	$2,1 \cdot 10^{-4}$
	Cs-137	$1,2 \cdot 10^{-3}$

År 1972 då det ej fanns något bestrålat bränsle i bassängen var den totala β -aktiviteten $< 5 \cdot 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$. Då bränslebassängens reningssystem efter blandning av vatten mellan reaktorbasäng och bränslebassäng nedbringt aktiviteten till jämviktssläge har värden $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ år 1976 och $2,3 \cdot 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ år 1977 uppmätts. Bränsleombyggnaden år 1976 utfördes alltså i bassängvatten som innehöll mer aktivitet än vad bassänger med samma kvantitet läckande bränsle normalt innehåller. Det faktum att bränsleombyggnaden kunde genomföras utan att personalen erhöll mer än i genomsnitt 0,5 mrem/h är ett tillräckligt bevis för att bränsle med penetrerad kapsel i en bassäng ej signifikant påverkar möjligheterna att arbeta med bränsledemontage i bassängen.

Beträffande frågan om problem med verktygskontaminering i samband med hantering av defekt bränsle finnes också ett stort underlag för riskuppskattning från Oskarshamn 1. Av utplockade defekta patroner har 42 stycken läcksökts med avseende på enskilda stavar.

Vid läcksökning av enskilda stavar demonteras stavknippe på samma sätt som beskrivits ovan i samband med bränsleombyggnaden. Stavhanteringen är däremot betydligt mer omfattande. I varje knippe utplockas samtliga demonterbara stavar som provas i ett speciellt mät huvud som innehåller utrustning för kontroll med virvelström och ultraljud.

Vid denna stavkontroll passerar staven genom mätspolar som har öppning med diametern 13 mm. På detta sätt har alltså cirka 2500 stavar från läckande bränslepatroner hanterats. Ett 100-tal av dessa stavar har haft penetrerad kapsel. I samband med passage genom mät huvud ligger bränslestaven ofta an mot någon stödyta varvid crud från staven avskrapas. Någon speciell avsugning av denna crud har ej varit erforderlig utan cruden har omhändertagits av bassängens ordinarie filtersystem. Efter några dagars kontroll av stavar genom mät huvudet är detta därför täckt med ett rödbrunt lager av crud. Då stav föres genom mät huvud sänkes staven så långt att chuckverktyget, varmed staven fasthålls, ligger an mot mät huvudet. Chuckverktyg och mät huvud har krävt service under arbetets gång. Båda komponenterna har varit enkla att dekontaminera i erforderlig utsträckning genom avspolning med kallt, avsaltat vatten. Ej heller hanteringen av defekt bränsle har vållat problem. Berörd personal har ej erhållit signifikant högre dos än vad arbetet med normalt bränsle i bassängen ger.

Det är även relevant att ställa frågan om ett stavhaveri under pågående stavplockning skulle kunna medföra så hög aktivitet i vattnet att arbetet skulle försvåras. Det är dock knappast att förvänta att sådana problem kan uppstå eftersom huvuddelen ädelgaserna lämnar vattnet omedelbart och detta medför enligt ovan inga problem.

Cesium och jod är i molekylär form icke flyktiga (kokpunkt 690°C och 184°C respektive) eller ingår i icke flyktiga föreningar (CsI , CsUO_4) vid den aktuella temperaturen. Dessa fissionsprodukter kan därför endast lakas ut i vattnet men denna process sker som tidigare nämnts långsamt.

Aktiviteten från dessa ämnen kan därför hållas på önskad låg nivå genom bassängens reningssystem. Utfört punkteringsförsök på bestrålad bränslestav har bekräftat att ovanstående slutsats är korrekt. I Oskarshamn 1 punkterades en bränslestav med utbränningen 7 MWd/kg U varvid aktiviteten mättes i bassängvattnet före punkteringen samt 1 och 2 timmar efter penetreringen. Resultatet som framgår av tabell 3 var att aktivitetsökningen i vattnet efter punkteringen knappast var mätbar.

Tabell 3 Aktivitet i $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

Nuklid	Före punkt	1 h efter	2 h efter
Co-60	$2,6 \cdot 10^{-5}$	$3,2 \cdot 10^{-5}$	$2,6 \cdot 10^{-5}$
Zn-65	$3,2 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-4}$	$3,1 \cdot 10^{-4}$
Tc-99 ^m	$2,9 \cdot 10^{-3}$	$8,8 \cdot 10^{-4}$	$8,1 \cdot 10^{-4}$
I-131	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$2,8 \cdot 10^{-3}$	$2,8 \cdot 10^{-3}$
Xe-133	$2,1 \cdot 10^{-4}$	$3,5 \cdot 10^{-4}$	$5,1 \cdot 10^{-4}$
Cs-134	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$
Cs-136	$1,9 \cdot 10^{-4}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$	$2,0 \cdot 10^{-4}$
Cs-137	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$

8. TRANSPORTSKADOR OCH DERAS INVERKAN PÅ HANTERINGEN

Om stavknippe skadas under transport kan utplockning av enskilda stavar försvåras. Eftersom knippets dimensioner kan förändras vid missöde under förflyttning bör plats reserveras för uppställning av fixtur med större utrymme än vad som normalt erfordras. Förutom att knippet kan bli krokigt och få ändrade fyrkantmått kan transportmissöde leda till att ändplattor snedställes och att bränslestavar brister samt att spridarförflyttning uppkommer. Stavknippe med nämnda förändringar kan demonteras i en speciell fixtur.

Om topplatta sitter snett och har skurit fast på ändtappar kan ett gallerliknande mothåll inläggas mellan stavarnas skuldror och topplattans undersida. Genom att applicera tillräcklig dragkraft i topplattan och via mothållet överföra denna kraft till toppluggarna uträtas böjda ändtappar och plattan kan demonteras. Skulle det av någon speciell anledning ändå ej lyckas att få loss topplattan går det alltid att med speciell utrustning såga av ändtapparna under topplattan sedan skydd lagts över stavarnas ändpluggskuldror så att det ej är möjligt att av misstag såga i kapselrören. När topplattan är demonterad går det alltid att demontera stavarna en och en ur en fastskuren bottenplatta. Det går nämligen relativt lätt att anbringa en kraftig grip om bottenpluggen och ett mothåll om bottenplattan varefter stavar kan dragas med en kraft som rätar eller drar av bottenpluggen.

Snedställda spridare kan demonteras separat. AA har redan utfört byte av samtliga 6 spridare på bestrålade bränslepatroner med hjälp av ett gaffelliknande verktyg som föres in i knippet under aktuell spridare.

Avbrutna stavar har redan hanterats i samband med läcksökning av enskilda stavar i Oskarshamn 1. I ett fall demonterades av misstag en stav där cirka 100 mm nedtill pga stavbrott fattades. Denna stav kördes genom mät huvudet innan det upptäcktes att den var bruten. Därefter återmonterades staven i knippet. Under hanteringen av denna stav tappades ingen bränslekuts. Detta förhållande stämmer väl med de erfarenheter AA har av att tömma bränslekutsar ur stavar som provats i olika sammanhang. Det är alltid mycket svårt att få ut kutsar ur stavar som varit i drift pga att UO_2 -kutsarna spricker. Även en betydligt lindrigare hantering som t ex icke nukleära experiment i varmvattenslinga av bränslestavar gör det svårt att tömma stavarna på bränsle. Det är därför ej troligt att nämnvärda kvanti-

teter bränslekutsar kommer att tappas i bassängen även om ett större antal brustna stavar mot förmodan kommer att hanteras. Självklart skall det dock finnas utrustning så att tappade kutsfragment kan uppsugas och deponeras i filter som sedan avfallsförvaras på samma sätt som bränslestavar.

AA har redan på reaktorstationer använt speciella plockverktyg varmed brustna stavar kan hanteras. Även pump med filter för slamsugning av bassängbotten har använts.

I samband med ombyggnad av experimentpatron har även en stav med utbränningen 1 MWd/kg U böjts så att en kvarstående utböjning på 100 mm erhålls. Tack vare bränslestavarnas slankhet kunde denna böjda stav nedsättas i ett rörformat stavställ på samma sätt som en normal stav.

Ovannämnda diskussion om hantering av skadat bränsle bygger på erfarenheter från BWR-bränsle. Det finns dock ingen principiell skillnad när det gäller förfarandet att demontera PWR-bränsle. Det högre gastrycket i stavarna betyder inget så länge hanteringen sker under vatten där frigivning av aerosoler är försumbar. I vissa typer av PWR-bränsle är det lättast, att först demontera bottenplattan för att sedan dra ut stavarna den vägen. Fixturen för PWR-bränsle bör därför vara svängbar så att enkel vändning av patron kan ske. Sådana svängbara fixturer är redan i drift för reparationsändamål på PWR-stationer.

9. HANTERING AV ÖVRIGA KOMPONENTER I EN BRÄNSLEPATRON

Efter att samtliga bränslestavar demonterats ur ett BWR-stavknippe återstår ändplattor av rostfritt stål, spridare av Inconel och spridarhållarstav av Zircaloy samt tillhörande box. En box består av höljerör av Zircaloy-4 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 istället för bränslestavar. Dessa styrstavsledrör av Zircaloy kan hanteras på samma sätt som spridarhållarstavar i BWR-bränsle. Samtliga ovannämnda komponenter, om så skulle anses motiverat, slutförvaras på ett säkert sätt i kopparbehållare som placeras i samma berggrund som utgör slutförvaringsställe för bränslestavar.

Eftersom aktivitetsinnehållet är så mycket lägre och avklingningen går så mycket snabbare än vad som gäller för bränslestavar kan kopparbehållarna göras betydligt mer tunnväggiga än behållare för stavar. Eftersom rostfritt, Inconel och Zircaloy aktiveras och avklingar olika kan det vara lönsamt att dimensionera behållarna olika för de skilda materialen. För att ge strålskydd under transport till slutförvaringsplatsen i berggrunden kan kopparbehållare placeras i betongbehållare.

För topp- och bottenplattor, spridare och spridarhållarstav har aktivitetsinnehållet beräknats för avklingningstiden upp till 10 000 år i ref 54. Från denna referens har underlag hämtats till tabell 4 som visar komponenternas aktivitetsinnehåll vid några olika avklingningstider.

Tabell 3

Komponent	Material	Vikt kg	Avklingningstid i år, aktiv. i Ci				
			1	20	50	500	1000
Spridare	Inconel X-750	0.135	35.1	10.2	7.8	0.3	0.08
Topplatta	SIS 2333	1.6	165.6	5.9	3.1	0.1	0.03
Bottenplatta	SIS 2333	1.2	183.6	6.5	3.4	0.1	0.03
Spridarhåll- larstav	Zr-2	0.8	8.6	0.06	0.03	0.003	0.002

Beträffande aktivitetsinnehållet för boxar har motsvarande beräkning för höljerör och övergångsstycke utförts i referens 55, varur tabell 4 hämtats. Denna tabell visar aktivitetsinnehållet för några olika avklingningstider för box där höljeröret väger 35 kg och övergångsstycket 5 kg.

Tabell 4

Avklingningstider i år, aktivitet i Ci				
1	30	100	300	1000
600	5.0	2.6	0.84	0.16

För att minska utrymmesbehov för komponenter som skall slutförvaras bör kompaktering utföras i vissa fall.

Bottenplattan är alltför kompakt för att ytterligare sammanpressning skall vara lönsam.

En rörformig spridarhållarstav kan visserligen pressas ihop så att utrymmesbehovet minskar men vinsten blir liten och hanteringen försvåras varför kompaktering i detta fall undviks.

Topplattan kompakteras genom att handtaget avklippes, vilket kan utföras i ett enkelt klippverktyg direkt ovanför behållaren vari komponenterna skall slutförvaras.

Spridare kompakteras effektivt genom hoppresning ovanför slutförvaringskärlet.

Bränsleboxar skall kompakteras både med avseende på höljerör och övergångsstycke. Härvid nedsättes box i borrhjuktur placerad så att vattentäckningen över boxen är minst 2.5 m. Grip låser övergångsstycke i bestämt läge. Fyra borrar avlägsnar skruvskallar som fäster höljerör till övergångsstycke. Borrdiametern kan vara så stor att skruvdiametern säkert träffar. När höljeröret är loss sammanpressas övergångsstycket och lägges därefter i avfallsbehållare för slutförvaring. Höljeröret flyttas till en utrustning där hoppresning av röret sker varefter klippning utföres så att bitar av lämplig längd erhålles. Dessa bitar faller direkt ner i behållare för slutförvaring. Utrustning för kompaktering av höljerör enligt ovan beskrivet förfarande har praktiserats i USA av GE ref 56 och i Västtyskland av Transnuklear GmbH ref 57.

10. SLUTSATSER OCH REKOMMENDATIONER

Ingen av de ovan nämnda och diskuterade degraderingsmekanis-
merna för högutbränt lättvattenreaktorbränsle bedöms kunna
leda till påbörjad degradering av bränslestavar vid lagring
under 50-100 år i vattenbassänger. Detta gäller dock endast
under förutsättning av lagring sker i rent vatten med bl a
låg kloridhalt samt att ej andra olämpliga konstruktions-
material såsom Aluminium tillåtes vara i direkt kontakt
med bränslet.

Det bör speciellt också noteras att allmänskorrosionen för-
väntas ske synnerligen långsamt. Det är troligt att någon
form av lokalkorrosion eller fördröjt vätebrott sätter en
övre gräns för hur lång tid lagringen kan ske. Denna gräns
är dock sannolikt i själva verket flera hundra år. Även
lagring av vid inlagring defekt bränsle bedöms kunna pågå i
minst 50 år. Utlakning av fissionsprodukter sker långsamt.

De internationella erfarenheterna av lagring är synnerligen
goda. Ingen mekanism för snabb (< 20 år) degradering har
kunnat identifieras. Det bör noteras att erfarenheter av
vattenbassänglagring är stor. Bränsle har lagrats mer än
18 år på detta sätt och även om en hittills okänd degrade-
ringsmekanism skulle börja uppträda inom 50 års lagrings-
tid, vilket enligt ovan förefaller uteslutet, finns gott
om tid för åtgärder (t ex vattenbehållare i vattenbassäng).
Framförhållningen är därför genom internationellt er-
farenhetsutbyte god.

Hanterbarheten av bestrålat bränsle är hög. Väl etablerade
rutiner för hantering har etablerats. Omfattande erfarenhet
finns i Sverige av bl a omfattande ombyggnad av bestrålat
bränsle. Olycksrisken är liten men även vid olyckor där

bränsleknippen tappas är de radiologiska konsekvenserna erfarenhetsmässigt små. Dosbelastningen på personal sysselsatt med bränslehantering är erfarenhetsmässigt låg. Erfarenheter bygger dessutom på hantering av bränsle i nära anslutning till avslutad reaktordrift och bör därför vara konservativ.

10. REFERENSER

- (1) A B Johnson, Jr. "Behaviour of Spent Nuclear Fuel in Water Pool Storage"
BNWL-2256 Sept 1977
- (2) A Lindskog AB Atomenergi Studsvik
Muntlig uppgift
- (3) D H Locke "Review of experience with water reactor fuels 1968-1973"
Nuc Engin Design Sept 75 Vol 33(2)
- (4) E Hillner "Corrosion and Hydriding Performance of Zircaloy Tubing After Extended Exposure in the Shippingport Pressurized Water Reactor."
ASTM-STP-551
- (5) H Cederqvist "Preliminära resultat från punkteringsförsök i Oskarshamn-1" ASEA-ATOM TQB 76-274
- (6) C Orelund Statens Vattenfallsverk
Muntlig uppgift
- (7) S Junkrans: "Fissionsgasavgivning i kraftreaktorbränsle för LOCA-beräkningar
ASEA-ATOM RB -74-57
- (8) F Garzarolli, R Manzel
"Korrosionsbestätigheit von Zircaloy"
Reaktor tagung 1977
- (9) Megert, F H: "Zircaloy-Clad UO₂ Fuel Rod Evaluation Program-Quarterly Progress Reports Nos 1, 2, 3, 4, 5, 6 and 7, 8"
GEAP-3398, GEAP-3624, GEAP-5667, GEAP-5702, GEAP-3746, GEAP-10079 and GEAP-1021

- (10) G F Slattery
 "The Mechanical properties of Zircaloy-2 tubing
 contains circumferentially aligned hydrid"
 ASTM-STP-458 (1969), pp 95-110

- (11) T T Claudsson "Materials considerations for water-
 cooled nuclear reactor system"
 Paper No 5 CONF-67100

- (12) Lustman R et al:
 "Zircaloy Cladding Performs well in PWR"
 Nucleonics, Vol 19 Jan 1961

- (13) D G Hardy, "The effect of neutron irradiation on the
 mechanical properties of zirkonium alloy fuel cladding
 in unitial and biaxial tests"
 ASTM-STP-484 (1970)

- (14) Walker, T J and Kass, J N: "Variation of Zircaloy
 Fracture Toughness with Irradiation,"
 Zirconium in Nuclear Applications, ASTM STP 551,
 American Society for Testing and Materials, 1974,
 pp 328-354

- (15) K Pettersson: Mekaniska kapslings-skador vid långtids-
 förvaring och hantering av utbrända bränslestavar.
 AB Atomenergi TPM-MF-565 Nov 1975

- (16) P Fejes "Wasserchemie in schwedischen Siedewasser-
 reaktoren-Betriebserforungen"
 VGB-CHEMIE IN KRAFTWERK 1976

- (17) B Cox "Low Temperature (300 C) Oxidation of Zircaloy-2
 in Water"
 J Nucl Mat, 25, 310 (1969)

- (18) S Kass "Aqueous Corrosion of the Zircalloys at Low Temperatures"
J Nucl Mat, 28, 315 (1969)
- (19) B Cox "Zirconium alloys in high temperature water"
NACE-4
- (20) L L Shreir: Corrosion Vol 1 2nd ed sid 5:34-5:58
Newnes-Butterworths, London 1976.
- (21) Corrosion of Metals in Marine Environments
MKIC-73-245R, Metals and Ceramics Information Center,
BCL, May, 1975, pp 73
- (22) W H Smyrl: "Behaviour of Candidate Canister
Materials In Deep Ocean Environments"
Paper No 85 in Corrosion/77 March 14-18, 1977
San Francisco California
- (23) K Videm "Properties of Zirconium bore cladding
materials corrosion and hydrogen pickup"
Advanced Course on Limiting Aspects of Fuel Element
Performance in Water Cooled Power Reactors
IFA Norge 24-28 Augusti 1970
- (24) R C Asher "The effects of radiation on the corrosion
of some Zirkonium alloys"
Corrosion Science, 1970 Vol 10 pp 695-707
- (25) Hurst P and Tyzack C, Effects of Environment on
Material Properties in Nuclear Systems.
The British Nuclear Energy Society, London 1971

- (26) B Cox "Effects of irradiation in the oxidation of zirconium alloys in high temperature aqueous environments (a review)"
J Nuc Mat 28(1968)1

- (27) W W Morgan, "The Management of Spent CANDU Fuel",
Nucl Tech Vol 24, pp 409-417, 1974

- (28) M F ARD RABBOH et al
"The Breakdown of Passivity on Ti, Zr and Ta
In Halide Media"
U R Evans Conference on Localized Corrosion
Dec 6-10 1971, NACE-3, pp 653-660

- (29) F H Haynie et al
"An Electrochemical Study of the Corrosion of High-
Strength alloys in Contact with Water",
BMIX 10260 May 1973

- (30) B Cox, "Stress Corrosion Cracking of Zircaloy-2
in Neutral Aqueous Chloride Solutions at 25°C.
Corrosion NACE Vol 29, No 4, April 1973 pp 157-166

- (31) D O Pickman et al
"SGHWR fuel element performance"
Preprints from BNES-Conferens 15-19 October 1973

- (32) A R Causy et al
"In-reactor oxidation of crevices and cracks in
cold-worked Zr-2,5 Nb"
J Nucl Mat 71(1) Dec 1977

- (33) W K Winegardner et al
"Zirconium hydrid Formation in Hanford Production
Reactor Process Tubes"
BNWL-588, 1967

- (34) A H Jackman et al
 "Delayed hydrogen cracking of zirkonium alloy
 pressure tubes"
 AECL-5691, October 1976
- (35) R Dutton and M P Puls, contribution to the conference
 on the "Effect of hydrogen on the behaviour of
 materials" at Jackson Lake Lodge, Wyoming, Sept 7-11
 (1975) entitled "A theoretical model for hydrogen
 induced sub-critical crack growth".
- (36) R Manzel, H Sthele
 "KWU -reactor experience with LWR fuel"
 Nuc Eng Mat Vol 3
 Proceeding Paris 21-25 April 1975
- (37) S Junkrans, O Värnild
 "ASEA-ATOM research on PCI"
 Paper presented at the ANS Topical Meeting on Water
 Reactor Fuel, May 9-11, 1977 St Charles Illinois
- (38) Wood J C et al
 J Nucl Mat Vol 57, 1975 p 155
- (39) B Cox and J C Wood
 "The mechanism of SCC of Zirconium alloys in halogens"
 Skall publiceras
- (40) K Videm and L Lunde, "Stress corrosion Cracking under
 power ramps and in laboratory tests"
 Paper presented to the ANS
 Topical meeting on Water Reactor Fuel Performance,
 May 9-11, 1977, St Charles Illinois

- (41) Derek G
 "The Canadian spent fuel storage consisters:
 Some materials aspects"
 Nuc Tech Vol 32 Jan 1977
- (42) Y B Katayama
 "Leaching of irradiated fuel pellets in deionized
 water, sea brine and typical ground water"
 Paper presented at the ANS Meeting Nov 22-Dec 2, 1977
 San Francisco California
- (43) M R Lyons et al,
 Nucl Eng Dec (1972) 167
- (44) E U KUZ'MICHEVA et al
 "Oxidation of Uranium Dioxide at temperatures below
 270°C"
 Sov. Radiochem (Eng Transl) 13, 877 (1961)
- (45) D H Loche
 "The behaviour of defective reactor fuel"
 Avanced Course on Limiting Aspects of fuel element
 Performance in Water Cooled Power Reactors
 IFA Norge Augusti 24-28 1970,
- (46) G E Zima "A Review of the Zr-2 Hydriding problem"
 HW-66537 (1960)
- (47) L Lunde "Localized or Uniform Hydriding of Zircaloy:
 Sone Observations on the effect of surface conditions"
 J Nuc Mat 44, p 241 (1972)
- (48) K L Hubbert
 Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrenns-
 loften MBH
 Personlig kommunikation

- (49) H Sterner
Eurochemic Mol Belgien
Personlig kommunikation
- (50) R H Flowers, Harwell
Personlig kommunikation
- (51) Ivars R
Radiologiska konsekvenser vid bränslekapslingsbrott
i bränslehanteringsbassängen
ASEA-ATOM PM RF 76-74 (1976)
- (52) Cederqvist, H
Radiologiska omgivningskonsekvenser vid missöde under
punkteringsförsök i Oskarshamn I.
ASEA-ATOM PM TQB 76-203 (1976)
- (53) Varzaly, L, General Electric
Personligt memorandum
- (54) Lundgren, K
"Beräkning av neutroninducerad aktivitet i konstruk-
tionsmaterial i bränslestavsknippe"
ASEA-ATOM RF-78-48
- (55) Lundgren, K
Beräkning av neutroninducerad aktivitet i interna
delar i en BWR av Asea-Atom-typ.
ASEA-ATOM TR RF 76-43
- (56) Morgan J H
General Description of General Electric
Solid Radioactive Waste Disposal Operation
General Electric, San Jose, California (1974)
- (57) Thegenström Claes
Besök vid Transnuklear GmbH, Västtyskland
AB Atomenergi, AE-SA 146 (1977)

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 franskt 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 Long term mineralogical properties of bentonite/quartz
buffer substance
Preliminär rapport november 1977
Slutrapport februari 1978
Roland Pusch
Arvid Jacobsson
Högskolan i Luleå
- 33 Required physical and mechanical properties of buffer masses
Roland Pusch
Högskolan 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
Arne Finné, KBS
Alf Engelbrektson, VBB
Stockholm december 1977
- 39 Konstruktionsstudier, direktdeponering
ASEA-ATOM
VBB
Västerås
- 40 Ekologisk transport och stråldoser från grundvattenburna
radioaktiva ämnen
Ronny Bergman
Ulla Bergström
Sverker Evans
AB Atomenergi
- 41 Säkerhet och strålskydd inom kärnkraftområdet.
Lagar, normer och bedömningsgrunder
Christina Gyllander
Siegfried F Johnson
Stig Rolandson
AB Atomenergi och ASEA-ATOM

- 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 använt bränsle
Taivo Tarandi
VBB
- 47 Teoretiska studier av grundvattenrörelser
Preliminär rapport oktober 1977
Slutrapport februari 1978
Lars Y Nilsson
John Stokes
Roger Thunvik
Inst för kulturteknik KTH
- 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 Lagningsförsök 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 Hysebye
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 diffusionshastighet för silver i lera-sand-blandning
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 Bestämning av fördelningskoefficienter
Del 2 Litteraturgenomgång
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 Finnsjöområdets 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 γ - bestrålning.
3 st tekniska PM.
Sture Henrikson
Stefan Poturaj
Maths Åsberg
Derek Lewis
AB Atomenergi januari-februari 1978
- 68 Degraderingsmekanismer vid bassänklagring 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
Ronald 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