
KBS TEKNISK RAPPORT

65

Säkerhetsanalys av inkapslings- processer

Göran Carleson

AB Atomenergi 1978-01-27

SÄKERHETSANALYS AV INKAPSLINGSPROCESSER

Göran Carleson

AB Atomenergi 1978-01-27

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 INKAPSLINGSPROCESSER

Sammanfattning

Den radiologiska säkerheten vid inkapsling av utbränt bränsle av ASEA-ATOM eller Westinghouse typ i en fabriksanläggning med en kapacitet om 2 ton bränsle per dag har underkastats en ingående analys med hänsyn till såväl inre som yttre miljö. Analysen genomförs för två av ASEA-ATOM och ASEA utvecklade inkapslingsförfarande, dels i en kopparkapsel och dels i en isostatiskt förtillverkad aluminiumkapsel. Analysen genomförs stegvis för hela behandlingsgången, som omfattar mottagningsstation med lagringsutrymmen, bränsledemontering i vattenbassäng, inkapsling i torrceller av betong, lagring av färdigprodukten och avsändningsstation.

Såväl aktivitetsutsläppet till ventilationssystemet som dosbelastningen på anläggningens personal och yttre miljön beräknas vid årliga normalutsläpp och vid tänkbara olyckstillbud. Kalkylerna baseras på sannolikhetsuppskattningar och de säkerhetsåtgärder som torde vara erforderliga för att uppnå acceptabla stråldoser.

Den globala dosinteckningen från aktivitetsutsläpp till yttre miljön uppgår till 10^{-3} manrem/år. Extremt sällsynta utsläpp kan leda till stråldoser för närboende på 40 μ rem per individ. Dosbelastningen på driftspersonalen beräknas i genomsnitt uppgå till 200 mrem per individ och år. Skillnaden i dosinteckningar mellan de två inkapslingsförfarandena kan i stort sett betraktas som försumbar.

A SAFETY EVALUATION OF PROCESSES FOR THE ENCAPSULATION OF IRRADIATED FUEL ELEMENT

Summary

The radiological safety in an industrial factory with a capacity of 2 tons of uranium per day was thoroughly investigated and analysed in regard to interior as well as exterior environmental effects. Two recently developed Swedish proposals were studied. The fuel elements are either directly encapsulated in a copper container, or by isostatic high pressure in a sintered aluminium oxide container. The analysis was performed for all the process steps, which include reception station with submerged storage racks, dismantling of the fuel elements in a water pool, encapsulation in dry concrete cells, storage of the product, and delivery station.

The activity discharge to the ventilation system as well as the dose loads to the plant staff and to the external environment was calculated for yearly normal discharges and conceivable accidents. The calculations were based on probability estimates and those safety precautions which were judged as necessary to obtain acceptable radiation doses.

The global dose commitment to the external environment amounts to 10^{-3} manrem/year. Extremely rare activity discharges can cause individual radiation doses of 40 μ rem for people living close by. The individual dose load to the working staff is on average 200 mrem per year. The difference in dose commitments between the two encapsulation processes can be regarded as negligible.

INNEHÅLLSFÖRTECKNING		sid
	Inledande kommentarer	1
1.	Underlag och förutsättningar för beräkningar och analys	2
2.	Teknisk beskrivning av behandlingsgången	8
2.1	Demontering av bränsleknippen	8
2.2	Kopparinkapsling	11
2.3	Keramisk inkapsling	13
3.	Analys av processäkerhet och miljö	17
3.1	Demontering av bränsleknippen	19
3.2	Kopparinkapsling	22
3.3	Keramisk inkapsling	26
3.4	Extremt sällsynta incidenser med stora aktivitetsutsläpp	32
3.5	Sammanfattning	36
4.	Säkerhetsåtgärder och dosbelastning på personal	37
4.1	Systemuppbyggnad med radiologiska skyddsåtgärder	37
4.2	Ventilationssystem	43
4.3	Ventilationsreningssystem	45
4.4	Vattenrening	46
4.5	Luftaktivitetsövervakning	47
4.6	Dosbelastning på anläggningens personal	47
5.	Dosbelastning på yttre miljön vid normaldrift och haverier	51
5.1	Förutsättningar	52
5.2	Dosberäkning	54
5.3	Resultat	56
6.	Sammanfattande säkerhetsbedömning	57
7.	Referenser	62

Inledande kommentarer

Säkerhetsanalysen har genomförts för samtliga steg i de alternativa processer för direkt inkapsling av dels ASEA-ATOM (AA)-bränsle och dels Westinghouse (W)-bränsle som på uppdrag av KBS framtas och utprövas av ASEA-ATOM. Processtegen har under analysarbetet kontinuerligt modifierats med ledning av erfarenheter från konstruktionsarbete och experimentella utvärderingar. En skriftlig detaljbeskrivning av de olika processtegens tekniska utformning har därför endast delvis kunnat erhållas. Analysen har i stället huvudsakligen genomförts i nära kontakt med AA:s projektledning och med ledning av successivt erhållna informationer om projektarbetets fortgång. I avsaknad vid analysens påbörjande av ett flertal för denna viktiga faktainformationer har med godkännande av programledningen och ASEA-ATOM vissa antaganden gjorts, vilka närmare definieras eller utreds under punkt 1.

Två alternativa inkapslingsprocesser studeras av AA. Efter en för de två processerna i stort sett likartad demontering av bränsleknippena till individuella stavar i en vattenbassäng av tillräckligt djup för att erbjuda ett fullgott strålskydd transporteras stavarna i hela stavlängder till en betongcellinje för att i torrt tillstånd inkapslas enligt följande två förfaranden:

a) Inkapsling i kopparkapsel:

Stavarna (för W-element eventuellt 1 - 4 hela stavknippen) i hela stavlängder tätpackas i en kopparcylinder med en vägg-tjocklek på 200 mm. Ett lock med samma vägg-tjocklek påsvetsas.

b) Inkapsling i aluminiumoxidkapsel:

Bränslestavarna inkapslas parvis i hela stavlängder i en

tunnväggig plåtbehållare, som därefter rullas spiraliskt till en diameter på 300 mm för att i nästa steg tätpackas i en stålcylander med en höjd på ca 2 000 mm. Stålcylandern med påsvetsat lock placeras i en isostatiskt förtillverkad keramisk kapsel av aluminiumoxid (ASEA:s Quintusprocess), och ett lock påsintras medelst samma isostatiska pressningsmetod.

Processgången för de två alternativen redovisas mera i detalj under punkt 2. Säkerhetsanalysen för processerna genomförs i tre steg, nämligen dels för bränsleknippenas demontering och dels för de två inkapslingsförfarandena varvid AA- respektive W-bränslet diskuteras parallellt.

Den här redovisade säkerhetsanalysen omfattar icke inkapslingsförfarande för förglasat högaktivt avfall, eftersom detta behandlas i en separat utredning.

1. Underlag och förutsättningar för beräkningar och analys

Inkapslingsanläggningen förutses vara uppförd i direkt anslutning till en lagringsanläggning för utbrända bränsleelement (centralt bränslelager eller mottagningsstation med mellanlager), där elementen som stavknippen förvaras i rackar i vattenbassänger av betryggande strålningssäkert djup. Bränslestavknippena förs under vatten direkt in i inkapslingsanläggningens vattenbassäng, som är försedd med kritiskt säkra rackar för förvaring av element motsvarande 1 - 2 dagars kapacitetsbehov (2 - 4 ton uran) samt mekaniska fjärrmanövrerade manipulatorer och andra hjälpmedel (eventuellt kapningssåg) för att sönderdela knippena i individuella bränslestavar. Bassängdjupet är > 10,5 m, så att ett vattenstrålskydd på minst 2,5 m erhålls vid upplyftning av de 4 m långa stavarna ur sina infattningsplattor och spridare.

Inkapslingsprocessen genomförs i kontinuerliga steg i en serie direkt till varandra angränsande betongceller med sådan vägg tjocklek att strålningsdosen i cellernas yttre manöverutrymmen är mindre än 0,25 mrad/h. Efter dekontaminering och täthetskontroll överförs det metalliska eller keramiska kapslingskärlet till transportbehållare med enligt internationella normer acceptabla strålskyddstjocklekar för transport till slutdeponeringsplats eller mellanlager för ytterligare aktivitetsavklingning. Genomloppstiden per bränslesats i fabriken är således av storleksordningen dagar.

Fabrikskapaciteten är 400 ton uran per år, d v s med en genomsnittlig driftstid om 200 dagar per år är bearbetningskapaciteten 2 ton uran per driftsdag.

Bränsleelementen är av två typer, dels AA-bränsle för Oskarshamn 3 och dels W-bränsle för Ringhals 3. Följande genomsnittliga specifikationer gäller:

AA-bränsle (1): Bränsleknippet består av 64 stavar, varav 63 bränslestavar med urandioxidkutsar och 1 spridarhållarstav. Bränslestavarna är av tre olika typer med inom små gränser varierande dimensioner och uranmängder. Stavlängden är ca 4 000 mm, ytterdiametern 12,25 mm, kapslingen av zircaloy 0,8 mm tjock, uranmängden 2,82 kg. Fria gasvolymen är 30 ml och fyllnadstrycket 1 bar helium. Totalmängden uran per knippe är 178,1 kg. Stavarna kan med enkla mekaniska hjälpmedel lyftas ur sina infattningsplattor och spridare.

W-bränsle (2): Bränslestavknippet innehåller 289 stavar, varav 264 bränslestavar med urandioxid. Stavarnas ytterdimension är 3 860 x 9,65 mm, kapslingstjocklek (zircaloy) 0,8 mm och uraninnehållet 1,75 kg. Frigasvolymen är 8,1 ml med ett fyllnadstryck på 41 bar helium och ett totaltryck efter bestrålning på

83 bar (50°C). Totalmängden uran per knippe är 462 kg. Stavarerna kan först frigöras sedan styrstavsledrören sågats av under topplattan.

Utbränning och aktivitetssinnehåll: Radioaktivitetssinnehållet och termiska effekten enligt beräkningar med Origen-programmet (3) för de för säkerhetskalkylen betydelsefulla radionukliderna har sammanfattats i tabell 1. Bränslet har härvid utan plutonium återcyklning förutsatts vara bestrålat till 33 000 MWd/ton vid en spec effect på 30 MW/ton och ha en avklingningstid på 10 år.

Eftersom såväl Sr-90 - Y-90 som Cs-137 sönderfallet är av ren β -typ, dominerar ur strålskyddssynpunkt γ -strålningen från Ba-137m på 0,66 MeV. Aktiviteten uppgår till 79 000 Ci per ton uran.

Fissionsprodukts (FP)-läckage:

Fissionsprodukter tillgängliga för läckage vid en eventuell skada på bränsleelementens zircaloykapsling består dels av FP-gaser (ur aktivitetssynpunkt betydelsefulla är Kr-85, tritium, I-129 och C-14), som ackumulerats i spelet mellan bränsle och kapsling samt i expansionsutrymmet, och dels av övriga FP, vilka under vissa betingelser kan läcka ut som finfördelat stoft eller aerosoler. Nuklidfördelningen i aerosolerna kan antas vara samma som i det bestrålade bränslet.

Fissionsgasfrigörelsen från bränsle är i flera avseenden bränsle- och reaktortypspecifik. Frigörelsen beror bl a på i vilken grad kanaler öppnas till de vid korngränserna bundna gasbubblorna, t ex genom sprickbildning. Vid temperaturer över 1400°C är frigörelsen hög, vid $> 1700^{\circ}\text{C}$ närmast total och vid $< 1000^{\circ}\text{C}$ försumbar. Vid lågtemperaturbestrålning (gäller t ex AA-bränsle) ökar frigörelseandelen från ett lågt värde med tilltagande utbränning men är för högtemperaturbestrålat bränsle (temp $> 1400^{\circ}\text{C}$; gäller ungefär hälften av W-bränslet) är andelen i stort sett oberoende av utbränningen.

Tabell 1 Bränslets aktivitetssinnehåll och termiska effekt

Radionuklider		Per ton uran	Per AA- bränsleknippe	Per W-bränsle- knippe
Σ aktinider (utom Pu)	Ci	3 500	625	1 620
Pu (α -sönderfall)	"	3 600	640	1 660
Pu-241	"	65 000	11 500	30 000
Σ fissionsprodukter	"	312 000	55 500	144 000
Kr-85	"	5 830	1 040	2 690
tritium	"	394	70	182
I-129	"	0,0375	0,0067	0,0175
Sr-90 - Y-90	"	120 000	21 400	55 400
Cs-137 - Ba-137	"	164 000	29 200	75 800
Σ aktinider	Watt	240	40	110
Σ fissionsprodukter	"	1 020	180	470

Krossning av kutsar sker sannolikt huvudsakligen längs korngränser. Härvid kommer vid dessa adsorberad fissionsgas att friläggas och i betydande grad öka mängden frigjord gas.

Ädelgaser och jod: Finns upplösta i gasblåsor dels i bränslekornen och dels utmed korngränser. Frilagda ädelgaser frigörs direkt i gasform. Joden deponeras däremot delvis löst bundet till kapslingen och frigörs alltså lätt vid begränsad uppvärmning eller vattenlakning (4).

Tritium: Retentionen i bränslet är moderat. Enligt uppgifter från ERDA frigörs 10 - 50 % från bränslematrisen under reaktordrift men binds till övervägande del vid kapslingen (5). Vid bränsleupplösning har den andel av totala tritiuminnehållet som avgår som tritiumgas uppmätts till ca 1 %. Samma andel kan alltså beräknas förekomma som tritiumgas i spelrummet mellan kapsling och bränsle.

Kol 14: Produktion per ton uran beräknas under angivna förutsättningar uppgå till ca 0,4 Ci i bränslet och ca 0,6 Ci i kapslingen (6). Sannolikt är huvuddelen fast bundet i någon slags karbidform och frigörs först vid syraupplösning. Eftersom aktiviteten är begränsad och farligheten låg, har ingen hänsyn tagits till C-14 i säkerhetsanalysen.

Aerosoler: Frigörelsen är försumbar för intakta kutsar och kan först ske sedan dessa helt eller delvis krossats. Aerosoler deponeras delvis i närheten av kapslingsskadan och delvis på cellväggar.

Ett flertal såväl teoretiska beräkningar som experimentella uppmätningar av fissionsproduktsläckaget har utförts för både AA- och W-bränsle. Resultaten har stor spridning men överensstämmer i fråga om storleksordning. I tabell 2 har en samman-

ställning gjorts av den procentuella frigörelse som tillämpats i här föreliggande säkerhetsanalys (7, 8). Angivna värden har valts i överensstämmelse med övre gränser för tillförlitliga uppmätningar eller beräkningar. Temperaturen under inkapslingsprocessen har förutsatts vara $< 1\ 000^{\circ}\text{C}$.

Tabell 2 Procentuellt aktivitetsläckage till atmosfären

	Kapslings-skada i vatten (a)	Skada i torr miljö. Okrossad kuts (b)	Skada i torr miljö. Fragmenterad kuts (c)
<u>AA-bränsle</u>			
Kr-85	1	1	4
I-129	0,01	1	4
T	-	1	4
Aerosol	-	-	0,003
<u>W-bränsle</u>			
Kr-85	30	30	40
I-129	0,01	30	40
T	-	1	5
Aerosol	-	-	0,003

Tillåtna och potentiellt möjliga gränskoncentrationer av luftburen aktivitet

Den tillåtna gränskoncentrationen för i anläggningen arbetande personal är den för en viss isotop enligt ICRP-normer angivna koncentrationen i luft som vid kontinuerlig exponering ger en årsdos på högst 5 rem.

Det antagliga aktivitetsläckaget per kapslingsskadad bränslestav av resp AA- och W-typ har beräknats enligt de tre i tabell 2 angivna kapslingsskadefallen a - c och anges i måttet spädningskvot. Spädningskvoten är förhållandet mellan erhållet ut-

släpp i Ci och tillåten gränskoncentration i Ci/m³ och får enligt denna definition dimensionen m³. Resultaten har sammanställts i tabell 3.

Ur hälsorisksynpunkt är Am-241 och Cm-244 dominanta bland Am- och Cm-isotoperna för under 10 år avklingat bränsle, och därför har endast dessa medtagits i tabellen.

Som framgår av tabellen bestämmer Kr-85 hälsorisken vid kapslingsskador i vatten (fall a) samt för ofragmenterade kutsar i torr miljö (fall b). För kapslingsskador i torr miljö med fragmenterade kutsar (fall c) är däremot aerosolutläckningen av dominant betydelse. Som kommer att framgå av fortsatta texten genomförs alla operationer i torr miljö i väl ventilerade och från omgivningen helt avskilda celler, och ventilationsluften filtreras. Filtrering kan beräknas avlägsna minst 90 % av joden och ca 99,9 % av aerosolerna. Hälsorisken vid aeroslutsläpp reduceras därmed till ungefär samma storleksordning som riskfaktorn för Kr-85.

2. Teknisk beskrivning av behandlingsgången

Redogörelsen har uppdelats på följande tre olika rubriceringar; under var och en behandlas såväl AA- som W-bränsle:

Demontering av bränsleknippen till frilagda bränslestavar

Kopparinkapsling av bränslestavar

Keramisk inkapsling av bränslestavar

2.1 Demontering av bränsleknippen

Bränsleknippen för ett par dagars produktionsbehov förvaras i lodrätt ställning i kritiskt säkra rackar i en bassäng med ett djup på minst 10,5 m. Hanteringsdjupet över de ca 4 m långa bränsleknippena och stavarna är alltså alltid minst 2,5 m.

Tabell 3 Hälsoriskpotential per bränslestav för olika kapslingsskadefall

Isotop	Aktivitet per stav		Tillåten gränskonc i luft enl ICRP Ci/m^3	Spädningskvot i luft per bränslestav och skadefall					
	AA	W		AA-bränsle			W-bränsle		
	Ci	Ci		a	b	c	a	b	c
T	1,1	0,7	$5 \cdot 10^{-6}$	-	$2 \cdot 10^3$	$9 \cdot 10^3$	-	$1,4 \cdot 10^3$	$7 \cdot 10^3$
Kr-85	16,5	10,2	10^{-5}	$1,7 \cdot 10^4$	$1,7 \cdot 10^4$	$6,6 \cdot 10^4$	$3 \cdot 10^5$	$3 \cdot 10^5$	$4 \cdot 10^5$
I-129	10^{-4}	$6 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-9}$	5	500	$2 \cdot 10^3$	3	$9 \cdot 10^3$	$1,2 \cdot 10^4$
Pu-238	7,6	4,7	$2 \cdot 10^{-12}$	-	-	$1,1 \cdot 10^8$	-	-	$7 \cdot 10^7$
Pu-239	0,9	0,6	$2 \cdot 10^{-12}$	-	-	$1,4 \cdot 10^7$	-	-	$9 \cdot 10^6$
Pu-240	1,3	0,8	$2 \cdot 10^{-12}$	-	-	$2 \cdot 10^7$	-	-	$1,3 \cdot 10^7$
Pu-241	180	110	$9 \cdot 10^{-11}$	-	-	$6 \cdot 10^7$	-	-	$3,7 \cdot 10^7$
Am-241	4,1	2,5	$6 \cdot 10^{-12}$	-	-	$2 \cdot 10^7$	-	-	$1,3 \cdot 10^7$
Cm-244	5,4	3,4	$1 \cdot 10^{-11}$	-	-	$1,6 \cdot 10^7$	-	-	$1 \cdot 10^7$
Sr-90	170	105	$1 \cdot 10^{-9}$	-	-	$5 \cdot 10^6$	-	-	$3,2 \cdot 10^6$
Cs-137	240	150	$1,5 \cdot 10^{-8}$	-	-	$5 \cdot 10^5$	-	-	$3 \cdot 10^5$

Bassängvattnet cirkuleras kontinuerligt för monitering och rening från partiklar och lösta substanser genom ett renings-system av samma typ som används för förvaring av utbränt AA-bränsle vid reaktorstationerna.

Bassängen är inbyggd i en hall med en total luftvolym på ca 10 000 m³. Luften byts 3 - 4 ggr per timme och passerar eventuellt ett filtersystem före utsläpp till skorstenen. Alla redskap som erfordras för att transportera och sönderdela bränsleknippena är uppställda i fasta positioner på bassängbotten. Arbetande personal är således alltid skyddad mot direktstrålning av vattendjupet.

Bränsleknippena förs styckevis från förvaringsracken till demonteringspositionen. AA-knippena är konstruerade så att stavarna kan direkt upplyftas ur sina infattningsplattor och spridare. W-stavarna är däremot fastsvetsade i topplattan och kan först lösgöras sedan styrstavsledrören sågats av under topplattan.

Stavarna frigörs ur knippet med chuckverktyg (9) som griper om stavtappen och fixerar staven, medan den vagn som knippet är uppställt på körs nedåt tills staven är fri. Chuckverktyget är med säkerhetslina fastgjort i utrustningens svängkran för att förhindra att verktyg och stav tappas. Risken för att fissionsgaser inandas vid kapslingskada förminskas genom ett speciellt luftavsug omedelbart över vattenytan framför operatörens arbetsplats samt en fläkt i höjd med operatörens huvud.

De frigjorda stavarna i chuckverktygsgreppen förs en och en eller i grupper till ett på bassängbotten uppställt transportkärl och nedsätts i detta. Kärlet vid kopparinkapsling är ett cylindriskt stålrör försett med fyra slitsar i botten för drä-

nering. Diametern är ca 350 mm och höjden ca 4 000 mm. Stavarna tätpackas i upprätt ställning med 6 knippen, d v s 378 bränslestavar (1 066 kg uran), för AA-bränsle, och med 600 bränslestavar (1 050 kg uran) för W-bränsle. En direkt isättning i transportkärlet av ett helt odemonterat bränsleknippe är en alternativ lösning som hålls öppen för W-bränsle; kärlet får i så fall form och dimension som svarar mot knippet.

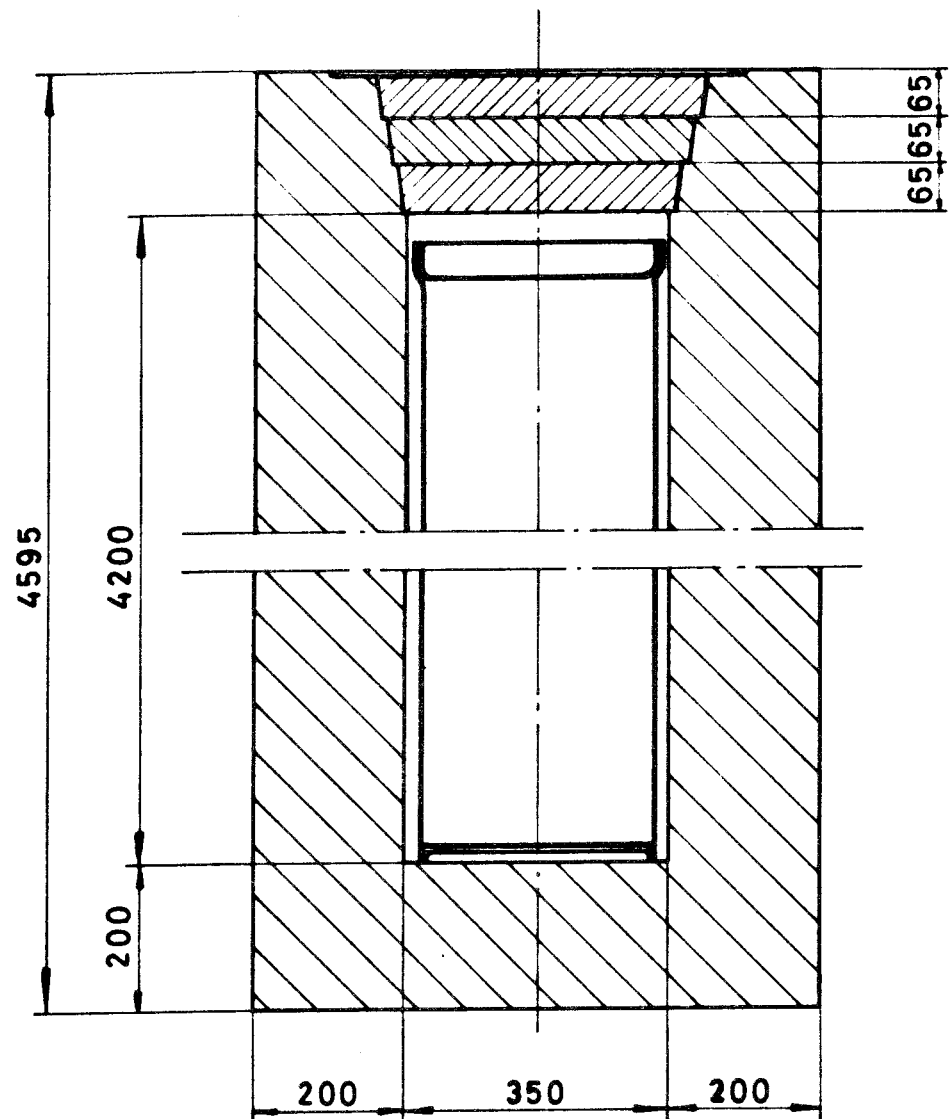
Vid keramisk inkapsling nedsätts 2 stavar vid sidan av varandra i lodrätt ställning i en tunnväggig plåtbehållare som är öppen upptill och delvis öppen i botten för dränering (konstruktion och dimensioner beskrivs under 2.3). Totalmängden uran per erhållet plåtpaket blir alltså 5,64 kg för AA-bränsle och 3,5 kg för W-bränsle.

Transportkärlet - stålcylander eller plåtbehållare - förs medelst en på bassängbotten gående transportör in i den första betongcellen, dit bassängen är förlängd.

2.2 Kopparinkapsling

Stålcylandern upplyfts till en position något över vattenytan, vattnet får rinna av och stavarna torkas till fullständig torrhet genom varmluftsblåsning. Bottenslitsarna insvetsas och öppningen försluts med ett lock som tätsvetsas.

Stålcylandern nedsänks försiktigt i en vid sidan av bassängen uppställd cylindrisk kopparkapsel med dimensioner enligt figur på nästa sida och en totalvikt på ca 14 ton. Kapseln fylls med helium till ett svagt övertryck. Tre stycken 65 mm tjocka lock, försedda med heliumdosor för läcksökning, fastsvetsas successivt (se figur) med elektronsvets, som har en räckvidd i koppar på 65 - 100 mm. Svetsarnas täthet läckprovas successivt.



Dosen på kapselns yta kommer att uppgå till ca 100 mrem/h γ och 230 mrem/h neutroner (10). Yttemperaturen är ca 80°C vid naturlig luftkonvektion (11).

Om W-bränslets transportkärl är utformat för ett odemonterat knippe, får kopparkapseln samma kvadratiska form med en genomgående väggjocklek på 200 mm.

Efter igensvetsning förs kopparkapseln på en för dess vikt avpassad transportör (som kapseln hela tiden stått på) till ett luftkylt, strålskyddat förvaringsutrymme för aktivitetsavklingning under ytterligare 30 - 50 år. Förvaret kan vara beläget i anslutning till anläggningen eller invid slutdeponeringsplatsen. I senare fallet erfordras ytterligare transportskydd av betong.

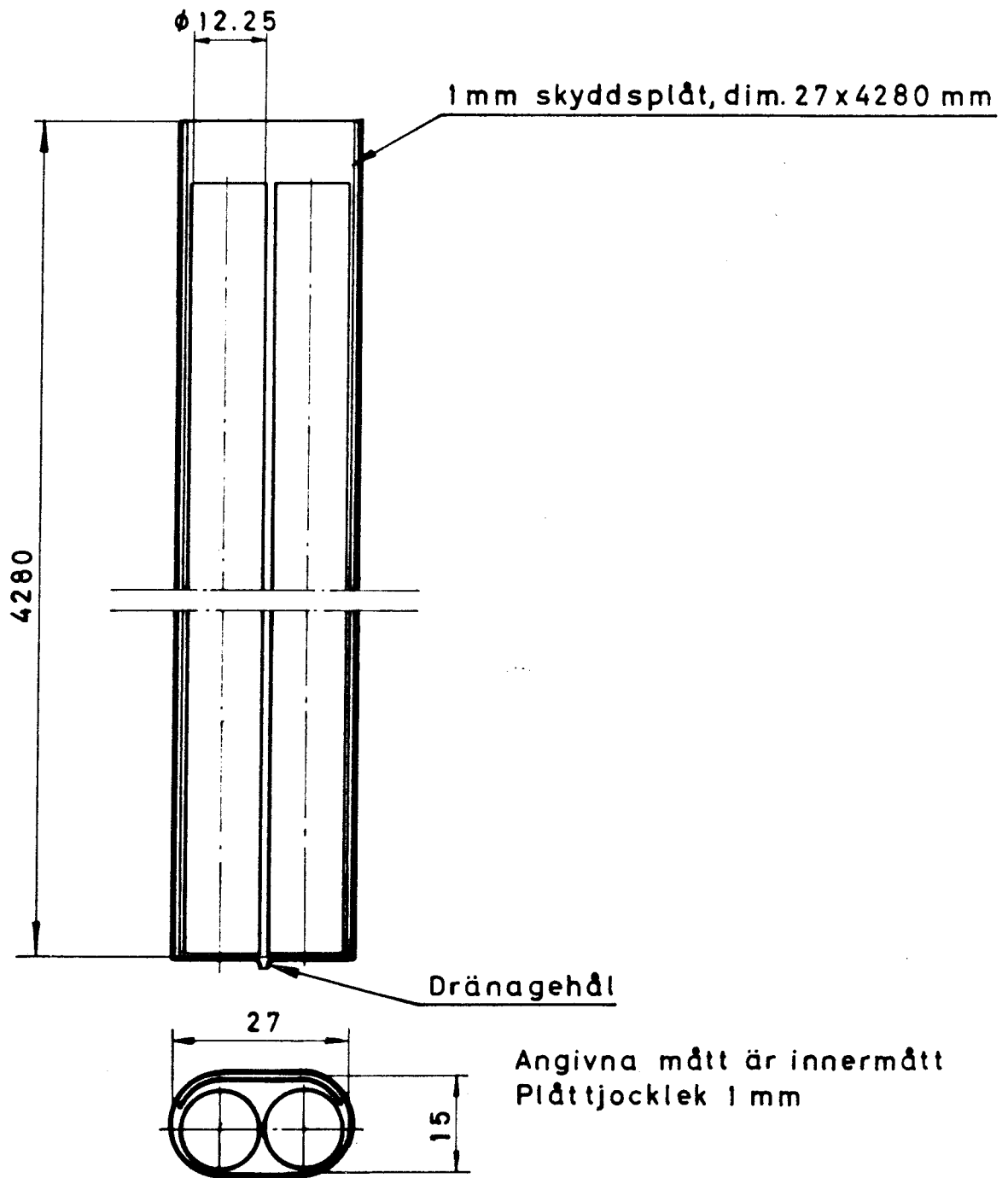
Efter avslutad avklingning överförs kopparkapseln till ett yttre strålskydd av sådan tjocklek att ytdosen reduceras till < 10 mrad/h och transporteras till slutdeponeringsplatsen.

2.3 Keramisk inkapsling

Plåtpaketet upplyfts ur bassängen med lämpligt utformat gripverktyg. Varje behållare innehåller förutom 2 bränslestavar även en stålskena av fjäderstål med tjockleken 1 mm (27 x 4 280 mm), som är svetshäftad till behållarens ena vägg. Vattnet i behållaren får avrinna via bottendräneringen samtidigt som behållaren spolras ren med rent vatten. Plåtpaketet torkas till fullständig torrhet i värmeskåp vid 60°C under luftgenomblåsning. Övre öppningen försluts med klämverktyg och igensvetsas. Bottendränaget ansluts till evakueringsystem och tätsvetsas sedan vacuum uppnåtts. Tätheten heliumläckprovas.

Plåtbehållaren är gjord av 1 mm stålplåt med en utformning och innerdimensioner enligt principskiss på nästa sida.

Plåtbehållaren med stålskenan som skydd utåt rullas på ett centrumrör till en plan spiral med en ytterdiameter på ca 300 mm och en höjd på 27 - 28 mm (12). Härvid kan man förutsätta, framför allt under den initiala hårda rullningen, att bränslestavarnas zircaloykapsling går sönder och att urankutsarna splittras i större och mindre fragment. Den frigjorda fissionsgasen kommer alltså att fylla plåtbehållaren. Däremot anses

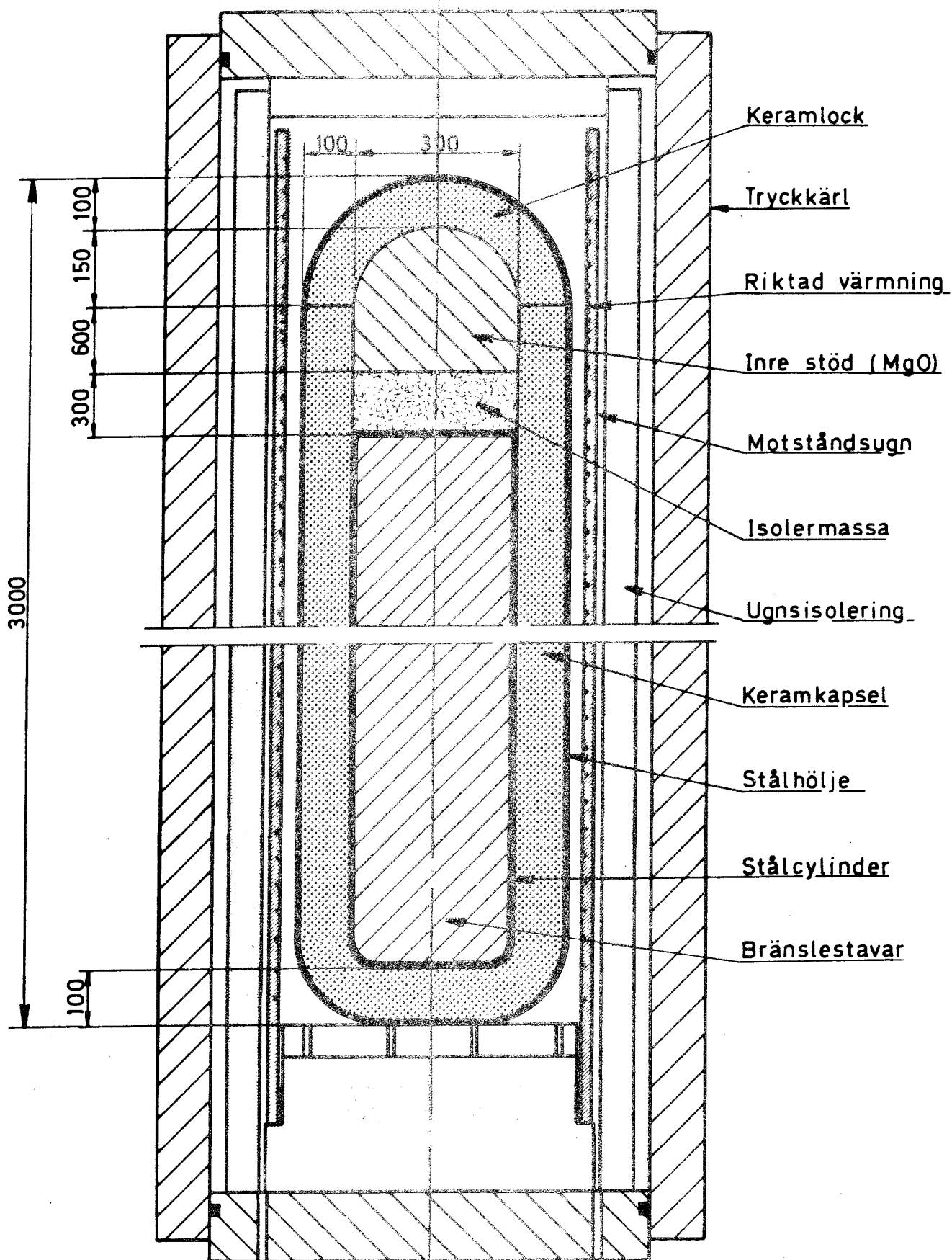


rullningen kunna genomföras på ett så mjukt sätt att plåthöljet förblir intakt, bl a på grund av skyddsverkan av stålskenan som förhindrar att skarpa bitar av zircaloykapslingen penetrerar plåthöljet.

De rullade plåtpaketerna packas successivt ned i ett i övre änden öppet rostfritt cylindriskt stålrör med 5 mm:s vägg-tjocklek och dimensionen 300 x 2 000 mm; totalt ryms 72 plåtkärl innehållande 144 stavar. Uranmängden uppgår alltså till respektive 406 och 252 kg för AA- och W-bränsle. Efter evakuering till vacuum påsvetsas ett rostfritt lock av samma vägg-tjocklek som stålcylinderns, och svetsens täthet ultraljudkontrolleras.

Stålcylindern nedförs i en enligt ASEA:s Quintus-process isostatiskt förpressad och cylindriskt utformad keramisk Al_2O_3 -kapsel med vägg-tjocklek på 100 mm och innerdimensionen 300 x 2 800 mm (se figur på nästa sida). Kapseln fylls med en ca 300 mm tjock värmeisolerande massa av fiberformigt aluminiumsilikat och över denna ett 500 mm tjockt stödblock av magnesiumoxid. Ett sfäriskt 100 mm tjockt lock av enligt Quintus-processen förbehandlad Al_2O_3 påläggs. Kapsel med lock innesluts i ett tätslutande och närmast elastiskt fodral av 3 mm tjock plåt, på vilken även lyftanordningar för kapseln är fastsvetsade. Plåtfodralet evakueras till vacuum och tillsvetsas. Vacuum råder alltså i kapselns hålrum. Dosraten på kapselns yta är ca 360 rad/h.

En cylindriskt utformad Quintus isostatpress av lämplig dimension laddas från botten enligt standardförfarande med den ca 2 ton tunga keramkapseln. Tryckkärlens dimension är avpassad efter keramkapseln så att den fria tryckbärande gasvolymen blir så ringa som möjligt. Tryckkärlat är i sitt inre utrustat med en elektriskt upphettad motståndsgn, som är utformad så att högsta uppvärmningen kan riktas mot skarven mellan lock och kapsel (temp 1 350°C) medan resten av kapseln uppvärms till ca 900°C, det senare för att motverka spänningar i kapseln, som kan leda till sprickbildning vid avsvälningen. Utrustningen



illustreras översiktligt i figuren.

Keramlocket fastsintras vid keramkapseln vid 1 350°C genom ett inne i tryckkärlet isostatiskt anbringat argontryck på 700 bar. Efter genomgången isostatisk pressningscykel och avsvalningsprocess uttas den kompakt hopsintrade keramkapseln ur tryckkärlet, och tätheten kontrolleras med ultraljud.

Keramkapseln, vars stöthållfasthet är begränsad, inplaceras med tillhjälp av lämpliga mekaniska hjälpmedel i ett strålskydd av sådan materialtyp och tjocklek, att ytdosen reduceras till < 10 mrad/h, och transporteras till slutdeponeringsplatsen. Eventuellt kan även keramkapseln mellanlagras för ytterligare aktivitetsavklingning på samma sätt som kopparkapseln.

3. Analys av processsäkerhet och miljö

All normal hantering av bränsle och aktivt material förutses ske enligt givna rutiner och på ett sådant sätt att dosbelastningen på personalen blir så låg som möjligt och ej får överstiga en årsdos på 5 rem. Aktivitetsutsläppet till yttre miljön begränsas genom filtrering och andra reningsåtgärder så att den årsdos som permanent eller tillfälligt uppehållande allmänhet högst kan erhålla uppgår till 10 mrem. All hantering av bränsle sker med fjärrmanövrerade manipulatorer och automatik, antingen i vattenbassängen eller i fråga om torrt bränsle i en sluten betongcellinje med direkta förbindelser och fjärrmanövrerade transportörer emellan individuella celler. Cellerna har en väggtjocklek som begränsar dosen från direkt gamma- eller neutronstrålning till 0,25 mrem/h.

Alla fläktar och filter för ventilationssystemet i såväl betongcellerna som i bassänghallen är dubblerade, så att reserven

automatiskt inkopplas om fel uppstår på den i drift. Vid bortfall av yttre nätspänning startar automatiskt ett inom anläggningen beläget oberoende elaggregat med en kapacitet som svarar mot den erforderliga nödförsörjningen.

All cirkulerande luft filtreras i filterbankar med en avskiljning av > 90 % jod och > 99,9 % aerosoler samt moniteras före utsläpp till skorstenen. Filterbyte sker enligt fastlagda rutiner.

Alla inom anläggningen cirkulerande eller utgående vattenströmmar moniteras och/eller renas till fastställda föroreningsgränser i ett kontinuerligt arbetande reningssystem.

En del av ovan nämnda säkerhetsåtgärder vid normaldrift beskrivs mera utförligt i kapitel 4. Säkerhetsanalysen i detta kapitel har i stället inriktats på aktivitetsutsläpp i samband med oregelbundet men relativt ofta uppkomna kapslingskador på bränslestavarna förenade med brott på yttre kapslingen (kan betraktas som del av normaldriftsförhållanden), sällsynt förekommande olycksincidenter och extrema olyckstillbud. Analysen genomförs stegvis enligt den behandlingsgång för processtyperna som skildrats i föregående kapitel.

För att ge en överskådlig bild av frekvensen för olika operationssteg och därmed även för frekvensen för möjliga eller troliga incidenser, såvida sannolikheten för dessa är kända, har med AA- eller W-bränsle som alternativ en sammanställning gjorts i tabell 4 för antalet objekt av olika karaktär som per dag behandlas i aktuella processteg; anläggningens kapacitet är enligt förutsättningarna ca 2 ton uran per dag.

Tabell 4 Daglig produktionskapacitet (stykkeantal)

Processteg	AA-bränsle	W-bränsle
Demontering:		
bränsleknippe	11 - 12	4 - 5
bränslestav	710	1 143
Kopparkapsling:		
kopparkapslar	ca 2	ca 2
Keramkapsling:		
plåtbehållare	355	571
stålcylander	5	8
keramkapsel	5	8

3.1 Demontering av bränsleknippen

Enligt förutsättningarna är anläggningens förvaringsrackar för bränsleknippen kritiskt säkra och innehåller max 24 AA-knippen eller 10 W-knippen. Även om ett bränsleknippe tappas i en för kriticitet oförmånlig position (max incidenstillbud eftersom endast ett knippe i taget transporteras) kan ej kriticitet uppnås. Konsekvenserna av en kriticitetsolycka är dessutom helt försumbara på grund av bassängdjupet (13).

All hantering av bränslet sker på ett ur dosbelastnings-synpunkt helt betryggande djup. Om ett knippe eller en stav tappas med kapslingsskador som följd kan som framgår av tabell 2 maximalt 0,01 % jod och 1 % (AA) eller 30 % (W) krypton frigöras som luftburen aktivitet. Övrig eventuellt utläckt aktivitet löses i vattnet och tas om hand i reningsanläggningen. Luft-avsugningsanläggningar och fläktar i anslutning till arbetsplatserna förminskar starkt riskerna för att operatören inandas mer än en ringa del (< 1 %) av utläckt ädelgas och jod.

3.1.1. Bränsleknippet tappas under transport:

Eftersom fallet dämpas av vattnet beräknas max antalet kapslingskadade stavar högst uppgå till 10 %, vilket motsvarar en frigjord luftaktivitetsmängd för

AA-bränsle: 1 Ci Kr-85 och 0,06 μ Ci I-129

W-bränsle: 80 Ci Kr-85 och 0,16 μ Ci I-129

3.1.2 Bränslestav tappas under transport och går sönder:

Frigjord luftaktivitet

AA-bränsle: 0,16 Ci Kr-85 och 0,01 μ Ci I-129

W-bränsle: 3 Ci Kr-85 och 0,006 μ Ci I-129

3.1.3 Vid friläggning av W-stavar från knippet genom-sågas max 4 stavar

W-bränsle: 12 Ci Kr-85 och 0,02 μ Ci I-129

3.1.4 Vid packning i plåtpaket skadas en bränslestav. Frigjord aktivitet samma som i 3.1.2.

3.1.5 Vid tätpackning av stavar i transportkärl kan kapslingskador uppkomma på 2 - 10 stavar; genomsnittet beräknas uppgå till 5. Frigjord aktivitet

AA-bränsle: 0,8 Ci Kr-85 och 0,05 μ Ci I-129

W-bränsle: 15 Ci Kr-85 och 0,03 μ Ci I-129

3.1.6 Transport under vatten till torr cell:

Eftersom denna sker helt under vatten i bassängförlängningen med stavarna tätpackade i plåtpaket eller stålrör kan incidenter som leder till kapslingskador helt försummas.

Sannolikheten för att en stav tappas och går sönder har av AA uppskattats till 10^{-4} (9). Motsvarande sannolikhet för ett

knippe torde vara något högre $2 \cdot 10^{-4}$. Sannolikheter för skada på grund av genomsågning av knippe samt tätpackning i plåtpaket eller stålrör uppskattas till respektive 10^{-3} , $2 \cdot 10^{-4}$ och $5 \cdot 10^{-3}$.

Den per år frigjorda luftburna Kr-85 aktiviteten för de fem incidensfallen ovan (I-129 aktiviteten $< 1/10^6$ därav) framgår av tabell 5.

Tabell 5 Kryptonavgivning vid demontering

Incidens	Årsaktivitet Kr-85 i Ci		Antal incidenser/år	
	AA-bränsle	W-bränsle	AA	W
3.1.1	0,5	16	0,5	0,2
3.1.2	2,3	70	14	23
3.1.3		10		0,8
3.1.4 ^x	2,3	70	14	23
3.1.5 ^x	1,5	28	1,9	1,9
Σ	~ 5	~150		

^x antingen - eller

Utsläpp av jod från en enstaka incidens kan vid jämn fördelning över bassänghallens volym (10^4 m^3) aldrig överskrida den enligt ICRP tillåtna gränskoncentrationen på $2 \cdot 10^{-9} \text{ Ci/m}^3$ (en säkerhetsfaktor på ca 100). För AA-bränslet kan kryptonkoncentrationen överskrida den tillåtna gränsen på 10^{-5} Ci/m^3 med en faktor på ungefär 10, medan incidenser med W-bränslet kan leda till överskridande med en faktor på 100 - 800. Eftersom hallens luftvolym byts 3 - 4 ggr per timme, kommer redan efter ett par timmar luftaktiviteten att ha sänkts till tillåten nivå. För att helt eliminera risker för för höga luftaktiviteter

bör hallen kontinuerligt monitoreras och larm för utrymning automatiskt ges, om tillåtna gränser överskrids.

Kapselskador upptäcks normalt omedelbart genom visuell observation av de mot ytan uppstigande gasbubblorna. Lämpliga motåtgärder kan därför snabbt vidtagas. Sannolikheten för att så ej sker har av AA uppskattats till 10^{-2} (9). Man kan vidare antaga att högst 1/10 av direktutsläppen av FP-gaser sker i direkt anslutning till operatörernas arbetsplatser och under året fördelas på ca 10 personer. Eftersom, som tidigare nämnts, den mängd av från bassängen uppstigande ångor som kan nå operatörernas arbetsplatser begränsats till 1 % genom avsug och fläktning, uppgår den möjliga direktinandade medelaktiviteten per operatör och år enligt tabell 5 till $< 5 \mu\text{Ci}$ för W-bränsle, vilket ger en medelårsdos som med en faktor på $10^2 - 10^4$ underskrider enligt ICRP tillåtna årsdoser.

3.2 Kopparinkapsling

Inkapslingsprocessen genomförs i en eller två till bassängen angränsande torrceller. Kopparkapseln med avtaget lock är vid processens början placerad på en transportör i anslutning till bassängkanten. Kapslingen genomförs satsvis med en stålcylander per gång, varför cellstrålskyddets tjocklek dimensioneras för 100 000 Ci Cs-137.

Följande incidenser är tänkbara:

3.2.1 Lyft av stålcylander ur vattnet och vattenavrinning:

En del ej tidigare utdiffunderad aktivitet från kapslingsskada vid tätpackning i stålröret kan frigöras under operationen. Incidensen kan enligt tabell 5 beräknas inträffa ca 2 gånger per år. Den frigjorda aktiviteten beräknas uppgå till ca 10 % av den möjliga, d v s med årsmängder på för

AA-bränsle: 0,2 Ci Kr-85 och $\leq 0,01$ μ Ci I-129

W-bränsle: 3 Ci Kr-85 och $< 0,01$ μ Ci I-129

3.2.2 Torkning av stavar med varmluft:

Samma gäller som i föregående moment. Genom torkningsprocessen höjs enligt tabell 2 jodavgivningen och tritiumaktivitet tillkommer. Årsmängder uppgår till

AA-bränsle: 0,2 Ci Kr-85; 1 μ Ci I-129; 10 mCi T

W-bränsle: 3 " " ; 20 " " ; 7 " "

3.2.3 Inplacering av stålrör i kopparkapsel:

En ringa risk finns för att stålröret tappas under detta moment liksom under föregående upphängning över bassängen. Den senare möjligheten kan anses vara inräknad i tidigare två moment. Överföringssträckan till kapseln är mycket kort, och överföringen kan genomföras på ringa höjd. Konsekvenser av ett fall till cellgolvet blir därför små i det tätpackade röret och sannolikheten låg. Skadan uppskattas till 5 kapslingsskadade stavar och incidensen till högst 1 gång per år. Års- och incidensmängder uppgår således till

AA-bränsle: 0,8 Ci Kr-85; 5 μ Ci I-129; 55 mCi T

W-bränsle: 15 " " ; 100 " " ; 35 " "

3.2.4 Påsvetsning av kapsellock:

Svetsning genomförs i tre steg och helt fjärrmanövrerat. Som framgår av kapsellockets utformning (se figur sid 12) är det mycket osannolikt att den elektroniska svetsstrålen felriktas och skadar bränslestavarna i hålrummet. Temperaturstegringen under svetsningen kan hållas låg i betraktande av kopparkärlets stora massa och goda värmeledningsegenskaper.

Sannolikheten för skada kan emellertid ej helt försummas och uppskattas till en incidens per år (troligen $< 1/10$ härav) med åtföljande 5 kapslingsskadade stavar. Utsläppsmängder blir

därför samma som enligt 3.2.3.

3.2.5 Transport till mellanförvar för avklingning och överföring till yttre transportskydd av betong.

Risken för att den mer än 15 ton tunga kopparkapseln stjälpes under transporten kan betraktas som försumbar. Lyft erfordras emellertid såväl vid in- och uttag ur förvar som vid inplacering i transportskydd. Ett fall under dessa operationer är fullt möjligt. Lyften måste därför genomföras så att eventuell fallhöjd blir så låg som möjligt och i varje fall understiger 3 meter. Eftersom koppar i viss mån är plastiskt, kan man räkna med att ett fall endast leder till yttre deformation. Man kan bortse från sprickbildning i det homogena materialet.

Om deformationen fortplantas till de i det inre hålrummet tätpackade bränslestavarna, kan man antaga att en stor andel av dessa med inneliggande urandioxidkutsar krossas med en hög fissionsgasfrigivning i kapseln som följd. Trycket inne i kapseln kan därvid för W-bränsle komma att uppgå till ca 50 bar, ett tryck som en intakt kapsel lätt motstår. Om fallet inträffar på ett så olyckligt sätt att deformationen drabbar locksvetsarna, är det ej uteslutet att mindre genomgående sprickor utbildas med frigivning av FP till yttre rummet som följd. Aerosolfrigivningen för W-bränsle med sitt höga tryck kan därvid uppgå till den i tabell 2 angivna halten men kan för AA-bränsle (normalt tryck) knappast överstiga 1/10 härav på grund av retention i de långa sprickorna.

All erfarenhet talar emot att så allvarliga konsekvenser, som anges ovan, kan uppkomma efter det att kopparkapseln förseglats i sitt yttre transportskydd, som har hög hållfasthet. Incidensen kan alltså endast inträffa inom från omgivningen isolerade och ventilerade cellutrymmen.

Sannolikheter för den sekvens av händelser som samtidigt måste inträffa för att FP skall frigöras i cellrummet uppskattas till 10^{-3} för fall, $2 \cdot 10^{-2}$ för mera omfattande deformation av inre kapselhållrummet samt $5 \cdot 10^{-2}$ för sprickbildning i svetsar, d v s totalt 10^{-6} . Incidensen kan därför betecknas som extrem och inträffar endast en gång per ca 2 500 år.

Med antaganden om att hälften av stavarna kapslingsskadas och om en kuts-krossning till 1/4 frigörs nedanstående FP-aktiviteter. Aerosolbildning anges endast för det ur hälsorisksynpunkt mest farliga α -sönderfallande plutoniet (Pu-238, 239 och 240); övriga aktiviteter kan beräknas med ledning av angivna aktivitetsfördelningar i tabell 3 (samma gäller i det följande)

AA-bränsle: Kr-85 55 Ci; I-129 350 μ Ci; T 3,7 Ci;
aerosol (α -Pu) 4 mCi

W-bränsle: Kr-85 1 800 Ci; I-129 12 mCi; T 10 Ci;
aerosol (α -Pu) 40 mCi

3.2.5 Sammanfattning:

Aktivitetsutsläpp sker endast till ventilerade cellutrymmen. I anläggningen arbetande personal erhåller således inga direkta dosbidrag med undantag för den accepterade gammados som cellerna konstruerats för.

Med bortseende från extremutsläppet enligt 3.2.4 uppgår det årliga luftburna aktivitetsutsläppet till det filtrerade ventilationssystemet till

AA-bränsle: Kr-85 2 Ci; I-129 11 μ Ci; T 120 mCi
W-bränsle: " 36 " ; " 220 " ; " 77 "

Utsläppet sker som ett fåtal incidenser per år med frigivna kryptonaktiviteter på max 15 Ci för W-bränsle och 0,8 Ci för

AA-bränsle. Celldekontaminering är normalt endast erforderlig 1 gång per år.

3.3 Keramisk inkapsling

Inkapslingen genomförs stegvis i 4 - 5 direkt angränsande torr-celler, varav den första har direkt kontakt med bassängen. Processen genomförs satsvis med uranmängder motsvarande behovet för en keramkapsel, vilket betyder att cellväggarna skall dimensioneras för en gammaaktivitet på 70 000 Ci (0,66 MeV).

Följande incidenser kan inträffa.

3.3.1 Lyft av plåtpaket ur vattnet och dränering:

Plåtpaketet kan med en sannolikhet på ca 10^{-4} tappas i bassängen under lyftperioden. Eftersom paketet är tätpackat och fallet dämpas i vattnet, är det föga sannolikt ($< 10^{-3}$) att någon ny kapslingsskada uppkommer på en stav. Händelsen är försumbar.

I likhet med vad som diskuterats för kopparkapslingen kan viss restaktivitet från kapslingsskador, erhållna under bränslestavarnas införande i plåtpaketet, avges i cellen. Andelen har uppskattats till 10 % av från början tillgänglig, vilket ger följande mängder per incidens (antalet per år 14 och 23 för AA- resp W-bränsle enligt tabell 5):

AA-bränsle: Kr-85 0,02 Ci; I-129 $< 10^{-3}$ μ Ci
 W-bränsle: " 0,3 " ; " $< 10^{-2}$ "

3.3.2 Vacuumtorkning av bränslestavar:

Ytterligare aktivitet kan frigöras från kapslingsskadade stavar. Andelen av tillgänglig aktivitet vid arbete i torr miljö uppskattas till 20 %. Incidensantalet är samma som i föregående moment. Frigivningen per incidens blir

AA-bränsle: Kr-85 0,03 Ci; I-129 0,2 μ Ci; T 2 mCi;
 årsincidenser 14
 W-bränsle: Kr-85 0,6 Ci; I-129 3,5 μ Ci; T 1,5 mCi;
 årsincidenser 23

3.3.3 Plåtpaketens förslutning och insvetsning

Plåtpaketet är konstruerade med så stort spelrum mellan bearbetningsstället och bränslestavarnas ytterkanter, att sannolikheten för att stavarna samtidigt skadas är mycket låg ($< 10^{-5}$). Den årligt frigjorda aktiviteten kan betraktas som helt försumbar, eftersom frigörelsen per incidens är av samma storleksordning som den i föregående moment angivna.

3.3.4 Spiralrullning av plåtpaketet

Arbetsmomentet beräknas kunna genomföras med konventionell plåtrullningsteknik och på ett sådant sätt att sannolikheten för genombrottsskador på det 1 mm tjocka plåthöljet kan begränsas till 10^{-4} .

Under främst den initiala starka böckningen, som genomförs med en radie på ca 5 cm, kan emellertid påfrestningarna på bränslestavkapslingen beräknas bli så stor att denna delvis splittras och själva urankutsarna till viss del fragmenteras. Frigjorda fissionsgaser kan alltså fylla paketet. Trycket vid 25°C kommer att uppgå till ca 1 bar för AA-bränsle och ca 2,2 bar för W-bränsle, d v s utan betydelse för den ovan uppskattade skadefrekvensen, som motsvarar en årlig incidenstäthet på respektive 7 och 12 för AA- och W-bränsle.

Frigjorda aktiviteten per incidens uppgår till

AA-bränsle:	Kr-85 1,3 Ci;	I-129 8 μ Ci;	T 80 mCi;
	aerosol (α -Pu) 0,6 mCi		
W-bränsle:	Kr-85 8 Ci;	I-129 50 μ Ci;	T 70 mCi;
	aerosol (α -Pu) 0,4 mCi		

Det är troligen ej lämpligt att normalt återföra ej läcktäta paket för omkapsling i nya plåtpaket, utan även dessa kommer att ingå i den fortsatta behandlingsproceduren.

3.3.5 Inpackning av 72 spiralrullar i stålcyllinder och påsvetsning av lock på denna:

Sannolikheten torde vara mycket låg för att ytterligare skador på plåtpaketet uppstår under dessa operationer och betraktas som försumbar. Ca 1 gång per månad kan en stålcyllinder beräknas innehålla en icke läcktät plåtrulle. Cellutrymmet blir därför kontaminerat av utläckande fissionsgas och eventuellt mindre mängder aerosoler.

Den igensvetsade och läcktäthetsprovade stålcyllindern kan till skillnad från plåtpaketet betraktas som ett 100-procentigt skydd mot läckage och har under normala förhållanden tillfredsställande stöthållfasthet. Ytan kan i en del fall förmodas vara aktivitetkontaminerad och skall dekontamineras före transport till nästa behandlingssteg.

3.3.6 Transporter mellan tidigare behandlingsmoment:

Torde kunna genomföras med försumbara risker för ytterligare skador på bränslets ytterhölje. Hela transportsystemet inklusive transportförbindelser kan i viss utsträckning kontamineras av utläckande gas.

3.3.7 Insättning av stålcyllinder i lockförsedd keramkapsel och igensvetsning av omgivande evakuerade plåthölje:

På grund av stålcyllinderns robusta karaktär kan momentet genomföras med helt försumbara risker för aktivitetsläckage.

Svetsningen av plåthöljet till läcktäthet med bibehållet hög-vacuum i kapselns inre är en tekniskt svårgenomförbar operation men ger ej upphov till säkerhetsrisker.

Keramkapseln kan skadas vid stålcyllinderns insättning (kan tappas) men utbyts om så är fallet.

3.3.8 Isostatisk högtemperatururpressning av keramkapseln:

Uraninnehållet i keramkapseln är respektive 406 och 252 kg för AA- och W-bränsle, d v s erforderligt antal kapslingsladdningar är som genomsnitt 5 resp 8 per driftsdag. En mindre volym fissionsgaser kan i vissa fall ha läckt från plåtrullarna ut i stålcyllindern. Om samtliga rullar på grund av den höga arbets-temperaturen på 900°C brister, kan gastrycket i cylindern komma att uppgå till 3 och 6,5 bar för respektive AA- och W-bränsle, d v s tryck som cylinderväggen med god marginal kan motstå.

Quintus-processen har hitintills endast utprovats med inaktivt material, men inga svårare tekniska komplikationer torde tillstötta vid dess tillämpning på aktivt material med en i betongskydd inbyggd och helt fjärrmanövrerad teknik (strålningsdosen på keramkapselns yta är ca 360 mrem/h för AA-bränsle). Följande incidenser av säkerhetstyp är logiskt tänkbara:

- a) Sintringen misslyckas så att locket ej sluter tätt, men plåthöljet förblir intakt. Påvisas vid ultraljudkontrollen. Operationen görs om efter erforderliga motåtgärder. Inga säkerhetskonsekvenser. Sannolikhet $3 \cdot 10^{-2}$.
- b) Plåthöljet brister på grund av ofullkomligheter i svetsen under inverkan av det höga arbetstrycket på 700 bar. Sintringen misslyckas härvid alltid men kan normalt upprepas utan säkerhetskonsekvenser efter förnyad plåthöljesinkapsling. En viss sannolikhet finns emellertid för att läckor uppstår på stålcyllindern under direkt inverkan av det höga argontrycket och en temperatur som vid topplocket kan överstiga 1 000°C. En del av de tunnväggiga plåtrullarna kan som en följd härav beräknas brista och frigöra all för frigivning tillgänglig FP-aktivitet i det hermetiskt slutna isostatiska tryckkärlet och för senare evakuering till ventilationssystemet. En omsorgsfull dekontaminering av tryckkärlets inre är nödvändig innan isostatpressen

på nytt tas i bruk; det kan ifrågasättas om den över huvud taget är möjlig att genomföra.

Sannolikheten för läckage på stålcyllindern har antagits vara samma som för brott på stålhljjet, d v s 10^{-2} . Sannolikheten för brott på plåtpaketen är svår att uppskatta, men enligt uppgift från ASEA kan man förvänta att som genomsnitt 1 plåtpaket kollapsar, vilket ger en årsfrekvens på 0,1 för AA-bränsle och 0,16 för W-bränsle. Det kan dock ej uteslutas att plåtpaketens resistens mot brott har kraftigt överskattats, varför hänsyn även tagits till extremfallet att samtliga plåtpaket brister. Sannolikheten för att händelsen inträffar är med säkerhet $< 10^{-10}$, d v s helt försumbar ur årsutsläppssynpunkt.

Aktivitetsutsläppet vid extremincidensen har sammanställt nedan. Det genomsnittligt förväntade utsläppet per incidens uppgår till 1/72 härav.

AA-bränsle: Kr-85 95 Ci; I-129 0,6 μ Ci; T 6,4 Ci;
aerosol (α -Pu) 44 mCi

W-bränsle: Kr-85 590 Ci; I-129 3,8 mCi; T 5 Ci;
aerosol (α -Pu) 27 mCi

c) Sintringen lyckas men temperaturen blir under processen så hög att sprickor uppstår i stålcyllinderns svets. Sannolikheten uppskattas till 10^{-3} . Säkerhetskonsekvenser kan först uppkomma om samtidigt en eller flera plåtrullar brister (antas vara 2 i kalkylen) så att FP kan tränga ut i keramkapseln. Sannolikheten för detta kan förmodas vara $< 10^{-2}$, d v s en kombinerad incidenssannolikhet $< 10^{-5}$. Så länge som keramkapseln förblir intakt, kan emellertid ingen aktivitet frigivas till yttre miljön.

d) Sintringen misslyckas enligt fall a samtidigt som stålcyllinder och några plåtrullar spricker enligt fall c. Den frigjorda aktiviteten är fortfarande innesluten i ett intakt stålhljje, men systemet är ur säkerhetssynpunkt ytterst instabilt. Sannolikheten för att fallet inträffar är $< 3 \cdot 10^{-7}$. Aktivitetsfrigörelse kan förutsättas ske vid den erforderliga förnyade sintringsprocessen (se nästa moment).

3.3.9 Kapselavsvalning och överföring till yttre strålskydd:

Den ca 2 ton tunga keramkapseln har begränsad stöthållfasthet. Om kapseln utsätts för ovarsam behandling vid överföringen till det yttre strålskyddet, är sannolikheten stor för att den går sönder. Kerammaterialet kan, om störningar inträffar under processgenomförandet, även utan yttre inverkan spricka under avvalningsprocessen. Sannolikheten för att någon av dessa händelser inträffar uppskattas till 10^{-2} . Med intakt stålcyliner får dylika incidenser inga omedelbara säkerhetskONSEKVENSER utan leder endast till att keraminkapslingen får göras om.

Har däremot den i moment 3.3.8 c nämnda störningen inträffat, frigörs omedelbart FP-aktivitet i cellrummet. Den kombinerade sannolikheten för att detta eller incidensen enligt 3.3.8 d inträffar uppgår emellertid till högst $4 \cdot 10^{-7}$, vilket ger en årsfrekvens så låg som $4 \cdot 10^{-4}$ för AA-bränsle och $6 \cdot 10^{-4}$ för W-bränsle. Incidensförloppen kan alltså betraktas som extrema och helt försumbara ur årsutsläppssynpunkt.

Aktivitetsfrigivningen är som framgår dessutom av begränsad storlek, varför incidensen kan betraktas som helt försumbar.

AA-bränsle: Kr-85 2,6 Ci; I-129 16 μ Ci; T 0,2 Ci;
aerosol (α -Pu) 1,2 mCi
W-bränsle: Kr-85 16 Ci; I-129 100 μ Ci; T 0,15 Ci;
aerosol (α -Pu) 0,8 mCi

3.3.10 Mellanlagring och slutinpackning

Tor de kunna genomföras utan ytterligare säkerhetsrisker. Det är dock ej uteslutet att ett misslyckat lyft av yttre strålskyddskärlet skulle kunna medföra att keramkapseln går sönder eller får sprickor. En sådan incidens får inga konsekvenser, eftersom det är helt otroligt att stålcyлиндern samtidigt kan skadas (se även 3.3.9).

3.3.11 Sammanfattning:

Alla aktivitetsutsläpp vid haveri kommer i likhet med vad som gäller för kopparinkapsling att endast ske till ventilerade cellutrymmen och ej medföra extra dosbelastning på personalen.

Processen måste genomföras i en serie intill varandra liggande celler. Ett stort antal helt fjärrmanövrerade transporter och överföringar är behövliga mellan de olika behandlingsstationerna. Cellutrymmen och transportförbindelser kommer till viss del att fortlöpande kontamineras.

Det förväntade årliga luftburna aktivitetsutsläppet till det filtrerade ventilationssystemet har sammanfattats i tabell 6.

Aktivitetsutsläppet vid en enstaka incidens är högst under den isostatiska sintringen, då kryptonutsläppet i extremfall kan uppgå till 95 och 590 Ci för respektive AA- och W-bränsle.

3.4 Extremt sällsynta incidenser med stora aktivitetsutsläpp

3.4.1 Transportolycka med kopparkapsel som leder till deformation av inre bränsleförvaringsutrymmet (se 3.2.4):

Årsfrekvensen har uppskattats till ca $3 \cdot 10^{-3}$. Aktivitetsfrigörelsen kan uppgå till

AA-bränsle: Kr-85 55 Ci; I-129 350 μ Ci; T 3,7 Ci;
aerosol (α -Pu) 4 mCi

W-bränsle: Kr-85 1 800 Ci; I-129 12 mCi; T 10 Ci;
aerosol (α -Pu) 40 mCi

Tabell 6 Årligt aktivitetsutsläpp till ventilationen

Incidens- moment	Aktivitetstyp								Incidensantal	
	Kr-85 Ci		I-129 µCi		T mCi		Aerosol (α-Pu) mCi			
	AA	W	AA	W	AA	W	AA	W	AA	W
3.3.1	0,3	7	< 0,2	< 2					14	23
3.3.2	0,4	14	3	80	30	35			14	23
3.3.4	10	100	60	600	560	850	4	5	7	12
3.3.8	0,1	11	0,8	8	10	10	0,1	0,1	0,1	0,16
Σ	11	130	65	690	600	900	4	5		

3.4.2 Övertrycksexplosion vid isostatisk pressning:

Incidensen är helt otrolig (sannolikhet $\ll 10^{-10}$) eftersom tryckkärlet är försett med snabbt verkande säkerhetsventiler som förhindrar att det normala arbetstrycket på 700 bar överskrids med mer än 10 - 20 %. Om incidensen trots allt inträffar, skulle den kunna leda till att antingen tryckkärlet räm-
nar på grund av konstruktionssvagheter eller att keramkapseln imploderar och även trycker sönder stålcyllindern. I förra fallet erhålls inga radiologiska konsekvenser utan endast materiell förstörelse i cellen, vars väggar bör kunna ta upp tryckvågen; den utåtriktade tryckvågen kan ej påverka keramkärlet med innehåll. I senare fallet frigörs i tryckkärlet all för frigöring tillgänglig aktivitet, d v s samma som i extremfallet enligt 3.3.8. Aerosolbildning torde dock kunna ökas med en faktor 10 - 100.

3.4.3 Sabotage och krigshandling:

Med bortseende från materiella och personella skador på grund av konventionell sprängverkan, som i likhet med vad som nedan diskuteras för radiologiska skadeverkningar kan förmodas bli av begränsad natur på grund av anläggningens solida konstruktion med uppbyggnad som en serie tjockväggiga celler samt fåtalig personal på varje stationsenhet, kan allvarliga radiologiska risker endast uppkomma genom direkt närinverkan av antingen en mycket stor sabotageladdning eller en fullträff av en tyngre flygbomb (från atombomber bortses eftersom bombens radiologiska skadeverkan är av en helt annan storleksordning än den radioaktivitet som kan frigöras från målet) på de fåtal platser i anläggningen, där större mängder av radioaktivt material finns. Skadeverkningarna kan dessutom betraktas som helt

isolerade till den plats (cell) där sprängningen inträffar och ungefär likvärdiga vid sabotage eller krigshandling.

De enda platser där större aktivitetsfrigivning kan inträffa under demonteringen är dels det djupt under vatten belägna förvaringsutrymmet för obehandlade bränsleknippen innehållande ca 2 dagars driftsbehov, d v s ca 4 ton uran, samt dels ett likaså djupt ner i bassängen beläget fyllt transportkärl med bränslestavar (ca 1 ton uran). Allvarliga konsekvenser av sabotagehandlingar är så gott som otänkbara. En flygbomb torde kunna mer eller mindre sönderbryta samtliga bränslestavar i en stålkorg eller ge upphov till ungefär samma skadegörelse i det med hänsyn till kriticitetssäkerhet spridda bränsleförrådet. Ej flyktigt aktivitetsmaterial uppslammas härvid till övervägande del i bassängvattnet. Den luftburna frigivna aktiviteten blir således i stort sett ekvivalent med aktivitetsfrigörelsen enligt moment 3.4.1 (3.2.5).

Eftersom såväl koppar- som keraminkapsling i sin torra del genomförs stegvis med bränslesatser högst motsvarande behovet för respektive slutkapsel, kan ett enstaka sabotage eller en flygbomb maximalt leda till aktivitetsfrigivning ekvivalent med vad som för respektive kapslingsmetod angetts i moment 3.4.1 och 3.4.2. Så snart bränslestavarna förseglats i koppar-kapseln eller i keramkapselns yttre strålskydd, är sannolikheten låg för att även en direkt fullträff kan leda till aktivitetsfrigörelse. Mellanförvaringen i ett under jord beläget och av tjock betong skyddat kapselförråd kan därför betraktas som säker ur sabotage- och krigshandlingssynpunkt.

Eftersom maximala aktivitetsutsläppet är begränsat och snabbt dispergeras i luftutrymmet och man kan förmoda att anläggningen snabbt utrymms efter lyckade sabotage- eller krigshandlingar, kan uppkomna radiologiska skadeverkningar betraktas som helt

försumbara i jämförelse med direkta explosionsskador. En övervakning och omhändertagande med lämpliga medel av i bassängvattnet frigivna aktiviteter måste dock ske.

3.5 Sammanfattning

I tabell 7 har en sammanställning gjorts av det genomsnittliga årliga aktivitetsutsläppet till skorstenssystemet vid demontering och inkapsling liksom av motsvarande engångsutsläpp vid enstaka, flera gånger årligen upprepade eller större, extremt sällsynta incidenter. Härvid har antagits att 90 % av jod och 99,9 % av aerosoler sorberas i filter-systemen (gäller ej demontering, där luften normalt ej filtreras).

Tabell 7 Anläggningens skorstensutsläpp

Behandlingssteg	Aktivitetstyp							
	Kr-85 Ci		I-129 μ Ci		T Ci		Aerosol(α -Pu) μ Ci	
	AA	W	AA	W	AA	W	AA	W
	Årligt genomsnitt							
Demontering	5	150	0,4	0,4	-	-	-	-
Kopparinkapsling	2	36	1	22	0,12	0,08		
Keraminkapsling	11	130	6,5	70	0,6	0,9	4	5
	Flera gånger årligt förekommande incidens							
Demontering	1	80	0,06	0,16	-	-	-	-
Kopparinkapsling	0,8	15	0,5	10	0,06	0,04	-	-
Keraminkapsling	1,3	8	1	5	0,08	0,07	0,6	0,4
	Sällsynt extremincidens							
Kopparinkapsling	55	1800	40	1 200	3,7	10	4	40
Keraminkapsling	95	590	60	380	6,4	5	44	27

Det årliga skorstensutsläppet såväl vid koppar- som vid keraminkapsling är ungefär likvärdigt och av en storleksordning som är helt betydelselös med hänsyn till dosbelastningen på yttre miljön. Krypton- och aerosolutsläppen är av ungefär samma farlighetsgrad och erfordrar en årlig utspädning till ca 10^8 m^3 för att uppnå av ICRP angivna toleransgränser för allmänheten, vilket är en obetydlighet ur årlig luftomsättningssynpunkt. Farlighetsgraden för respektive tritium- och jodutsläppen är en faktor 100 och 1 000 gånger mindre.

Även för utsläpp vid enstaka, flera gånger årligen förekommande incidenser är enligt tabell 7 krypton och aerosoler av ungefär samma farlighetsgrad och bestämmer erforderliga utspädningar, som uppgår till ca 10^7 m^3 . Enbart ventilationssystemet med en luftkapacitet av storleksordningen $10^5 \text{ m}^3/\text{h}$ ger en snabb utspädningseffekt.

Dosbelastningen på yttre miljön och de därmed förenade riskerna såväl vid utsläpp av normalkaraktär enligt ovan som vid extrema händelser analyseras närmare i kapitel 5.

4 Säkerhetsåtgärder och dosbelastning på driftspersonal

I kapitlet skisseras anläggningens allmänna lay-out och systemuppbyggnad. Förslag ges till de åtgärder i anläggningens hanteringsdelar för aktivt material som bör vidtagas för att minimera dosbelastningen på driftspersonalen såväl under normala driftsförhållanden som vid extrema incidenser. En del av åtgärderna har redan diskuterats i tidigare kapitel men upprepas här för att ge en sammanfattande bild av säkerhetssystemets uppbyggnad.

4.1 Systemuppbyggnad med radiologiska skyddsåtgärder

Anläggningens aktiva hanteringszoner består i princip av 4 delar, nämligen

demonteringsbassäng och -hall med tillhörande bränslelagringsutrymmen för två dagars kapacitetsbehov (4 ton uran); bassängen har förutsatts stå i direktförbindelse (undervattenstransport) med en större lagringsanläggning för utbrända bränslelement;

betongceller för torr inkapsling av bränslestavar i koppar eller keramkapsel, inklusive celler för grodmans- och servicearbeten;

lagringsutrymmen för färdiginkapslade stavar med en kapacitet svarande mot 30 - 50 års förvaringstid;

avsändningsstation (transportinkapsling) till slutförvaringsanläggning.

Transporter från demonteringshallens vattenbassäng till första betongcellen sker på ett betryggande vattendjup via ett sluss-system. Övriga transporter inom anläggningens aktiva zoner sker antingen helt fjärrmanövrerat i av betongväggar skyddade passager eller efter överföring av transportföremålet till ett transportskydd som reducerar ytdosen till < 10 mrad/h.

Alla aktiva utrymmen står i ett kontinuerligt undertryck i förhållande till manöverutrymmen, övriga anläggningslokaler och omgivande miljö. Undertrycket ökar successivt med erfarenhetsmässigt ökande aktivitetsnivå i hanteringsutrymmen och celler. Ventilationen är i princip uppbyggd som ett direkt kommunicerande system, där luften strömmar från utrymmen med lägre aktivitet till sådana med högre.

4.1.1 Demonteringsbassäng och -hall

Bassängen är inbyggd i en hall med en total luftvolym på ca 10 000 m³. Luften byts 3 - 4 gånger per timme. Demonterings-

arbetet utförs från öppet belägna arbetspositioner i anslutning till bassängkanten med hjälp av fjärrmanövrerade manipulatorer och andra redskap.

All hantering i bassängen sker på ett djup av minst 2,5 m. Även om man har ett helt bränsleknippe i högsta position, vilket endast kan förekomma under korta perioder, är skyddet mot såväl gamma som neutroner helt betryggande (< 20 mrem/h enligt ref 13).

För att förhindra direkt inandning av läckande fissionsgas från kapslingsskadade stavar är varje arbetsplats försedd med ett luftavsug omedelbart över vattenytan framför operatörens arbetsplats samt en fläkt i höjd med operatörens huvud. Högst 1 % av den ur bassängen uppstigande fissionsgasen kan härigenom nå operatörernas arbetsplatser.

Gasutsläpp vid tänkbara skador på kapslingen under demonteringsarbetet leder, som tidigare diskuterats i kapitel 3.1 och kommer att ytterligare redovisas i 4.4, ej till hälsofarliga nivåer av luftburen aktivitet i bassänghallen. För att ytterligare förstärka det radiologiska skyddet, bl a för det osannolika fallet av ett större antal samtidigt inträffade kapslingsskador, monteras kontinuerligt halluften i ett flertal fast uppställda instrument, som ger larm då en fastställd aktivitetsnivå överskrids. Man kan härigenom utrymma hallen under den tid på någon eller några timmar som behövs för att ventileras ned Kr-85-halten till acceptabel nivå och därigenom undvika en visserligen ringa men dock onödig exponering.

I bassängens lagringsutrymme av uranbränsle för ca 2 dagars produktionsbehov är bränsleknippena uppställda i kritiskt säkra rackar. Även om ett bränsleknippe skulle tappas vid överföring till demonteringshanteringen i en ur kriticitetssynpunkt oförmånlig position i förvaringsracken, är säkerheten mot kriticitet

fullt betryggande (13). Enligt ett ASEA-ATOM PM (14) är reaktiviteten $k_{\text{eff}} = 0,78$ för ett i en stålcylander med innerdiameter på 30 cm tätpackat gitter av AA-bränslestavar (ca 400 st, dvs 1 130 kg uran) med utbränning 0, där mellanrummet mellan stavarerna är fyllt med vatten. Om innerdiametern i stället är 42,5 cm (800 stavar) är $k_{\text{eff}} = 0,93$. Kriterium för kriticitetssäkerhet anses ligga vid gränsvärdet $k_{\text{eff}} = 0,95$. Det förstnämnda exemplet (30 cm innerdiameter) motsvarar nära den under hela inkapslingsprocessen ur kriticitetssynpunkt mest oförmånliga konfigurationen, nämligen en i bassängen fylld transportbehållare vid kopparinkapslingsalternativet (uranmängd ca 1 000 kg). Samma gäller om kopparkapseln av någon ytterst osannolik händelse skulle komma att fyllas med vatten.

4.1.2 Betongcellinje

Cellerna är direkt anpassade till den i var och en av dem förekommande hanteringen med däremot svarande minsta möjliga golvyta och cellvolym. Cellerna är under all hantering helt slutna, och arbetsoperationerna genomförs med fjärrmanövrerade manipulatorer. Cellväggarna är av sådan tjocklek att vid godtycklig placering av 1,5 ton oskärmad bränsle i cellen dosraten utanför ingenstades skall kunna överskrida 0,25 mrem/h. Ingen luftström får lämna cellerna på annat sätt än genom normala ventilationskanaler med slutligt utsläpp efter filtrering till skorstenen. Inuti cellerna kan man förutse en oregelbundet återkommande kontaminering av väggar, golv, transportutrustning, maskiner, verktyg och instrument med vid läckage frigjord aktivitet, främst aerosoler. Detta gäller i första hand keraminkapslingsförfarandet, som vid läckage leder till viss partikelfrigivning och aerosolbildning från krossade kutsar. Kontamineringen vid kopparinkapsling består däremot huvudsakligen av smärre mängder I-129.

Som framgår av kapitel 3.3 kan man vid keraminkapsling räkna med ett genomsnittligt utsläpp till cellerna (företrädesvis vid

spiralrullning av plåtpaket) av ca 2 g uran/år som UO_2 -stoff. Huvuddelen bortgår som luftburet stoff med ventilationen och sorberas i filter, men antagligt är att ca 10 % deponeras i celler. Härtill kommer troligen en del grövre partiklar.

Behovet av service och underhåll på den fjärrmanövrerade och delvis komplicerade utrustningen i cellerna kan förutsättas vara stort. En förberedande dekontaminering är oftast ett oefter-sättningskrav. Vid keraminkapsling är det troligen lämpligt att 1 - 2 gånger per år grundligt dekontaminera celler med utrustning medan kopparinkapslingen normalt knappast fordrar mer än en regelbundet återkommande kontroll av kontamineringsnivån och eventuellt en smärre dekontaminering av den utrustning på vilken service skall göras.

Dekontaminering och service utförs om möjligt i ett separat utrymme och med minsta möjliga antal enheter i taget för att begränsa strålningsnivån. Icke flyttbar utrustning kan kräva fjärrstyrd förberedande dekontaminering, t ex av sprinklertyp, före tillträde till cellen av personal i skyddsdräkt. Dekontamineringen kan genomföras med dammsugning, mekanisk avtorkning, tvättning med lösningsmedel, besprutning med ytaktiva lösningar m m. Dekontaminering av vissa utrustningsdetaljer torde emellertid vara så gott som ogenomförbar. Dessa måste i stället utbytas helt eller delvis. Detta gäller troligen bl a delar av den isotatiska pressapparaturen, för vilken tillgång till reserver måste finnas.

En rad åtgärder kan vidtagas för att minska eller underlätta dekontamineringsarbetet. Kontamineringen begränsas i största möjliga utsträckning genom att cellerna förses med en effektiv och för alla celldelar allmängiltig ventilation och genom kraftig punktavsugning på ställen där aerosoler kan bildas och tränga ut. Cellväggarnas ytbeklädnad liksom all i cellerna införd utrustning bör vara utförd och konstruerad på ett sådant sätt att dekontamineringen underlättas.

Den av dekontamineringsarbetet föranledda dosbelastningen behandlas under 4.6.

4.1.3 Lagringsutrymmen för slutinkapslade behållare

All hantering och transport inom utrymmena av transportkärl eller behållare med högre ytdos än 10 mrem/h sker med fjärrmanövrerade robotar. Förvaringen av kapslarna sker i under betonggolvet nedsänkta och kritiskt säkra uppställningar. Kylningen ombesörjs av forcerad luftcirkulation så att kapslarnas ytemperatur ej överstiger 70°C.

Som redan nämnts i kapitel 3 kan alla kapslar, som införs i förvaringszonen, förutsättas vara hermetiskt täta mot läckage och väl ytdekontaminerade. Ingen rimlig tänkbar incidens kan beräknas leda till aktivitetsfrigörelse. Säkerhetsåtgärderna kan därför begränsas till en noggrann kontroll och övervakning av ytdoser vid in- och utpassage ur zonen samt en ständig övervakning av att den fjärrmanövrerade utrustningen fungerar perfekt enligt fastställda hanteringsscheman. Service och underhåll kan genomföras i direkt kontakt med utrustningen och med konventionella metoder, eftersom strålningsnivån i lokaliteterna är försumbar med undantag för de tillfällen då bränslekapslarna in- och utslussas i förvaringskassaskåpen.

4.1.4 Avsändningsstation

Hanteringen kan i princip betraktas som inaktiv och genomförs med konventionell metodik, eftersom bränslekapslarna före utpassage från lagringsanläggningen försetts med yttre strålskydd, som reducerar ytdosen till < 10 mrad/h. Inpackningen i en eventuell yttre transportbehållare liksom lastningen på transportfordonet bör emellertid genomföras på ett sådant sätt att risker för skador på i första hand en inre keramkapsel (kopparkapseln är betydligt robustare) på grund av ovarsam behandling helt elimineras. Höga lyft får ej förekomma, och säkerhetsåtgärder för att förhindra fall eller stjälpning skall vara minst dubblerade.

I övrigt gäller i stort sett samma allmänna observationer som gjorts i föregående moment.

4.2 Ventilationssystem

Systemens huvuduppgifter är att upprätthålla värmebalansen samt att från arbetslokalerna bortföra kontaminerad luft och rena denna med avseende på substanser som förekommer i så höga koncentrationer att de kan anses som skadliga för yttre miljön.

Enligt sidan 33, tabell 6, är den årliga genomsnittliga aktivitetensfrigörelsen till ventilationssystemet vid keraminkapsling följande, såvida antingen enbart AA- eller W-bränsle behandlas i anläggningen:

	AA-bränsle	W-bränsle
Kr-85	11 Ci	130 Ci
I-129	65 μ Ci	690 μ Ci
Tritium	0,6 Ci	0,9 Ci
Aerosoler (α -Pu)	4 mCi	5 mCi

En modern bränsleupparbetningsanläggning med en årskapacitet på 400 ton uran och med långt driven avgasrening med avseende såväl på jod och partikelbunden aktivitet som på krypton beräknas ge upphov till nedanstående ungefärliga årliga skorstensutsläpp

Kr-85	$5 \cdot 10^3$ Ci
I-129	10^{-3} Ci
Tritium	$2 \cdot 10^5$ Ci
Pu	$< 10^{-6}$ Ci

Det är önskvärt att skorstensutsläppen från en inkapslingsanläggning hålls på ungefär samma låga nivå som de normer som satts för utsläppen från en bränsleupparbetningsanläggning av motsvarande kapacitet. Avgasreningen vid keraminkapsling bör därför främst inriktas på den partikelbundna aktiviteten för vilken

dock något högre toleranser kan accepteras än de så gott som försumbara utsläppen vid bränsleupparbetning. Vid kopparinkapsling ligger med bortseende från extremincidenser utsläppen även utan avgasrening inom toleransgränserna.

4.2.1 Demonteringshall

Hallen är på grund av sina höga luftomsättningsvolymmer (30 000 - 40 000 m³/h) ventilationsmässigt isolerad från övriga aktiva lokaler.

Vid ett eventuellt aktivitetsutsläpp till följd av skador på bränslestavkapslingar blir bortsett från Kr-85 försvinnande små mängder aktivitet luftburen, eftersom bassängvattnet har en hög dekontamineringsförmåga. Det finns därför inget fog för att kontinuerligt rena evakueringsluften från hallen. Anordningar bör dock finnas för att i nödfall låta evakueringsluften passera partikelfilter av hög kvalitet (HEPA-filter). Nödsystemet styrs lämpligen av hallens aktivitetsmonitorer.

4.2.2 Betongceller

Kopparinkapsling kan genomföras i en enda cell av begränsad storlek. Incidenser som kan leda till aktivitetsutsläpp är sällan förekommande. Den årliga frigjorda aktiviteten är med bortseende från extremincidenser av storleksordningen några tiotal Ci för Kr-85, något hundratal mCi för tritium och några tiotal μ Ci för I-129 (se 3.2.5) och erfordrar i och för sig knappast filtrering av evakueringsluften. Ur säkerhetssynpunkt - framför allt med hänsyn till den mycket ringa men likväl fullt möjliga sannolikheten att en extremincidens som den under 3.2.4 nämnda kan inträffa - bör evakueringssystemet förses med filtersystem för jod och partikelrening.

Ventilationen ombesörjs genom överströmning av luft från lagringslokaliteterna eller eventuellt från bassänghallen. Luftintagen förses med backventiler.

Keraminkapslingsalternativet fordrar en cellinje på 5 - 6 enheter med separata celler för de ur luftaktivitets- och servicesynpunkt mest riskabla och komplicerade operationerna, d v s spiralrullning av plåtpaket och isostatisk pressning.

Cellinjen försörjs med överströmningsluft från lagringsutrymmena, som strömmar i riktning från celler med lägre aktivitet till sådana med högre. Ventilationsluften evakueras till skorstenen genom ett system av partikel- och jodfilter.

4.2.3 Lagringsutrymmen och avsändningsstation

Som redan diskuterats under avsnitten 4.1.3 och 4.1.4 kan hanteringen i lokalerna ur säkerhetssynpunkt i princip betraktas som inaktiv. Det är därför normalt tillräckligt, om ventilationssystemet är utformat enligt konventionella normer för kemiska laboratorier med evakuering till skorstenen. Detta är under alla förhållanden gällande för avsändningsstationen. Om koppar- eller keramkapseln för att förbättra kylningen under lagringen uttas ur sitt yttre transportskydd i lagringslokaliteterna, är det tänkbart - om än föga sannolikt - att under omlastningen kapseln skulle kunna tappas på ett så olyckligt sätt att stora aktivitetsmängder frigörs (jämför 3.2.5 och 3.3.10). Eftersom luftomsättningen i lokalerna, bl a på grund av erforderlig kylningsluft för de underjordiska lagringsutrymmena, är betydligt större än överströmningsluften till betongcellerna, bör ett kombinerat partikel- och jodfiltersystem finnas i reserv, som inkopplas om behov uppstår (t ex styrt av strålningsmonitorer).

4.3 Ventilationsreningssystem

Ventilationsflödet delas upp i ett flertal flödesstråk. Varje stråk är försett med partikel- och jodfilter. Ett parallellt reningssystem står i reserv. Filtersystemet för hallventilationen kan eventuellt tjäna i denna egenskap eller också fungera som ytterligare säkerhetsreserv.

4.3.1 Partikelfiltrering

Filtrering sker i två steg; luften passerar först ett förfilter och sedan ett HEPA-filter. Förfiltret kan beräknas filtrera bort ca 95 % av partiklarna. Kraven på tät montage är mindre strikta, varför fjärrmanövrerat filterbyte är tänkbart.

HEPA-filtren är monterade i standardkassetter och måste bytas manuellt, om det för tillfredsställande funktion erforderliga täta montage skall kunna uppnås. Filtreringseffektiviteten uppgår i så fall till 99,97 %.

Den årliga totalbelastningen på HEPA-filtren (keramisk inkapsling) uppgår efter förfiltrering till ca 100 mg uran och 1 mg plutonium. Aktivitetsinnehållet kan beräknas uppgå till 7 mCi i aktinider (varav $\alpha \sim 0,7$ mCi) och 30 - 40 mCi i fissionsprodukter. Dosbelastningen vid byte kan vid god arbetsplanering och lämplig avskärmning hållas låg.

4.3.2 Jodfilter

Jodfiltret kan kombineras med HEPA-filtret och sålunda monteras i samma filterkasett. Jodfiltret blir därigenom dimensionerade för gasflödet genom filtersystemet. Flödet genom ett konventionellt filter med ytan $0,36 \text{ m}^2$ bör ej överskrida $600 \text{ m}^3/\text{h}$.

Jodfiltret innehåller impregnerat kol, som oavsett jodbelastning förbrukas med tiden på grund av förgiftning och åldring. Som nytt skall avskiljningsgraden vara bättre än 99,5 %. Som genomsnitt kan man dock över en driftstid på 6 månader ej räkna med högre sorptionsförmåga än 90 %.

4.4 Vattenrening

Enligt i kapitel 1 givna förutsättningar kommunicerar demonteringshallens bassäng direkt med bränsleförvaringsbassängerna i den i anslutning till inkapslingsanläggningen uppförda lagringsanläggningen för utbränt bränsle. Bassängsystemet, där vattnet

kontinuerligt cirkulerar, torde därför lämpligast förses med ett gemensamt vattenreningssystem bestående av filter, jonbytare och övervakningsanordningar, de sistnämnda för mätningar av aktivitetsnivåer och vattenkvaliteter.

Bassängssystemet säkras mot oavsiktliga vattenavtappningar genom att alla rörledningar för till- och bortförsl av vatten är lagda över den fastställda miniminivån för vattenytan (vattendjup > 10,5 m). Eventuellt utgående vattenströmmar monitoreras före utsläpp till yttre omgivningen.

4.5 Luftaktivitetsövervakning

Förutom den rörliga aktivitetsövervakningen, som utövas av strålskyddspersonal, finns en serie fasta uppställningar av monitorer uppsatta i bassänghall, lagringsutrymmen för färdigkapslar, transportförbindelser och framför allt i skorstenen. En del av dessa är kombinerade med automatiska strållarm.

Halluften bör särskilt analyseras med avseende på partikelhalten av plutonium. Skorstensluften analyseras med avseende på Kr-85, I-129 och partikelbunden aktivitet.

4.6 Dosbelastning på anläggningens personal

Dosbelastningen på yttre miljön diskuteras i anslutning till riskanalyser i nästa kapitel.

Dosbelastning på anläggningens personal uppkommer dels i den dagliga driften på grund av förhöjd strålningsnivå utöver den naturliga bakgrunden i bassänghallen eller i till torrcellerna angränsande manöverutrymmen och transportförbindelser, dels vid regelbundna flera gånger årligt förekommande mera riskabla operationer som service och dekontaminering av cellutrustning eller filterbyte samt slutligen dels vid olyckstillbud som enligt kapitel 3 leder till aktivitetsutsläpp. Sistnämnda incidenser kan betraktas som helt koncentrerade till bassänghallen, eftersom incidenser i de

väl slutna och isolerade cellutrymmena ej skall ge upphov till någon direkt extra dosbelastning på personalen.

Dosbelastningen skall hållas så låg som möjligt och får ej överskrida en årsdos på 5 rem för någon enskild individ. Doseraten från aktiva strålkällor i bassänghall, torrceller och övriga hanteringsutrymmen får ej på något ställe, där personal i sitt dagliga rutinarbete kan beräknas uppehålla sig, överskrida en nivå om 0,25 mrem/h, d v s ett årligt dosbidrag som per individ maximalt kan uppgå till ca 0,4 rem men som med hänsyn till de fåtal tillfällen och tidsperioder då nämnda dos erhålls reduceras till en bråkdel därav.

Ytterligare dosbidrag erhålls dessutom från aktivitetsutsläpp i bassänghallen, vid dekontamineringsarbete och service i cellerna samt vid filterbyte.

4.6.1 Aktivitetsutsläpp i bassänghallen

Den vid bassängkanten arbetande personalen utsätts för risk att direkt inandas fissionsgas från läckande bränslestavar. Skyddsåtgärder har vidtagits för att begränsa den inandade aktiviteten. Som redan diskuterats under avsnitt 3.1.6 kan härigenom den sannolikt inandade medelaktiviteten per operatör och år högst uppgå till 5 respektive 150 μCi Kr-85 för AA-bränsle och W-bränsle, vilket motsvarar en medelårsdos på respektive 1 och 30 mrem.

Man kan knappast undgå att omedelbart observera gasutsläpp från samtidigt inträffande grova kapslingsskador på mer än en bränslestav på grund av den livliga bubbelbildningen. Det upptäckta maximalutsläppet uppgår alltså enligt 3.1.2 till ca 0,2 och 3 Ci Kr-85 för respektive AA- och W-bränsle. Med kännedom om inandningsfrekvensen och luftomsättningen i hallen samt de åtgärder som vidtagits för att begränsa den av operatörerna inandade aktiviteten kan det individuella dosbidraget per incidens beräknas uppgå till högst 6 respektive 90 mrem för AA- och W-bränsle.

Om man antar att ädelgasutsläppet momentant blandas med likformig koncentration i hela bassänghallens luftvolym och att en person vid samtliga utsläpp under året befinner sig någonstans i hallen, kan hans årliga dosbelastning uppskattas till ca 40 respektive 1 200 mrem/år för AA- och W-bränsle. Genom larm och omedelbar utrymning av hallen under minst en timme bör dosen kunna minskas med minst en faktor 10. Utsugningsanordningar i anslutning till bassänghallen och i verkligheten rådande icke ideala blandningsförhållande (huvudriktningen för det radioaktiva molnet mot ventilationsevakuering i taket) kan beräknas reducera det uppskattade dosvärdet med ytterligare en faktor på 2 - 5. Det årliga dosbidraget per individ torde därför med säkerhet understiga 2 respektive 60 mrem för AA- och W-bränsle.

Med den planerade fördelningen i Sverige på PWR- och BWR-reaktorer kommer mängden W-bränsle, som skall inkapslas i anläggningen, att uppgå till 20 - 30 % per år. Eftersom dosbidraget från W-bränsle helt dominerar i förhållande till AA-bränsle, reduceras det årliga dosbidraget till 20 - 30 % av i avsnittet angivna värden för W-bränsle.

4.6.2 Service och dekontaminering i celler

Vid kopparinkapsling inträffar normalt ej någon frigörning av partikelbunden aktivitet. Kontamineringen kan helt hänföras till ej utventilerad I-129 (något tiotal μCi per år). En årlig rengöring av cellerna är mer än adekvat för att hålla kontamineringen på en ur servicesynpunkt tillräckligt låg nivå. Dosbidraget kan betraktas som försumbart.

Vid keraminkapsling uppgår det genomsnittliga årliga partikelutsläppet till ca 2 g uran som UO_2 med däremot enligt tabell 1 svarande aktivitetsmängder av transuraner och fissionsprodukter (150 mCi aktinider och 625 mCi fissionsprodukter). Enligt tidigare antagande bortförs huvuddelen med ventilationen, men ca 10 % kan förväntas deponeras relativt jämnt över cellvolymen. Partikelaktiviteten förekommer huvudsakligen i de celler där

rullning av plåtpaket och isostatisk pressning sker med ungefär lika fördelning i dessa. Med hänsyn till tämligen ofta förekommande servicearbeten bör kontamineringen hållas på rimlig nivå. En regelbunden dekontaminering 2 gånger per år kan t ex vara lämplig. Partikeldeponeringen uppgår då till ca 50 mg uran per cell, vilket svarar mot en genomsnittlig dosrat för dekontamineringspersonal på ungefär 15 mrem/h.

Enligt erfarenheter från dekontamineringar i skyddsdräkt av Studsviks gammaceller för bränslestudier med en golvyta på ca 10 m^2 åtgår ca 2 mantimmar för att reducera dekontamineringen med en faktor 5 från en initial nivå som är ca 100 gånger högre än den här aktuella (15). Dosbelastningen blir ca 1,5 manrem. Keraminkapslingsalternativets celler används för samma typ av arbete och är av samma storleksordning. Ungefär samma teknik och tidsåtgång kan därför beräknas komma till användning vid dekontamineringar av dem. Speciella svårigheter kan eventuellt förmodas uppträda vid de sällan förekommande incidenser, då Quintus-processens cellutrustning kontamineras (se 3.3.8). Dosbelastningen per dekontamineringstillfälle och cell kan enligt ovan beräknas uppgå till ca 30 mrem, d v s långt under den enligt ICRP för enstaka händelser tillåtna. Den totala årliga dosbelastningen vid dekontamineringsarbetet uppskattas bli av storleksordningen 0,15 - 0,3 manrem.

Service och underhåll på cellutrustningen genomförs normalt efter det att dosraten reducerats till 20 % av den maximala genom dekontaminering. Ofta motverkas detta av en längre tidsåtgång för arbetets utförande. Det är därför skäligt att antaga att den årliga dosbelastningen blir ungefär samma som vid dekontaminering, d v s i stort sett försumbar vid kopparinkapsling och 0,15 - 0,3 manrem vid keraminkapsling.

4.6.3 Filterbyte

Filterbyte äger rum när motståndet blir för stort eller den uppsamlade aktiviteten för hög.

Bassänghallens och lagringslokalernas filtersystem är endast i undantagsfall inkopplade. Deponerad aktivitet kan förväntas vara låg, varför dosbelastningen vid filterbyten kan betraktas som helt försumbar.

Deponeringen på torrcellernas filtersystem vid kopparinkapsling består till övervägande del av μCi -halter av I-129, som ej orsakar påvisbar dosbelastning vid filterbyte. Vid keraminkapsling uppgår den på partikelfiltren årligt uppfångade aktiviteten till ca 2 g UO_2 , 600 mCi fissionsprodukter och 140 mCi aktinider. Huvuddelen, ca 95 % sorberas i förfiltret, som bör vara anordnat för fjärrmanövrerat filterbyte. Dosbelastningen kan härigenom hållas låg. Den årliga aktivitetsdeponeringen i HEPA-filtren, som endast kan bytas manuellt, uppgår till ca 30 mCi fissionsprodukter och ca 7 mCi aktinider. Detta svarar mot en dosrat på ca 4 mrem/h på 1 meters avstånd från filtermontaget. Med lämpliga skyddsåtgärder och en väl utarbetad teknik blir den kollektiva personexponeringen vid filterbyten i stort sett försumbar (< 10 mrem/år).

5 Dosbelastning på yttre miljön vid normaldrift och haverier

För att bedöma riskerna för yttre miljön vid anläggningens drift har beräkningar utförts av den dosbelastning som man utsätts för, om man uppehåller sig på ett avstånd av 1 km från anläggningen (16). Beräkningarna har genomförts dels som årsdoser vid normaldrift med användande av de i tabell 7 angivna utsläppsmängderna och dels som akuta individdoser för de två i samma tabell angivna extrema olycksincidenserna, d v s det maximala utsläpp som en enstaka händelse kan leda till vid koppar- eller keraminkapsling.

Normaldriftsberäkningarna har utförts separat för såväl koppar- som keraminkapslingsalternativen och inkluderar dosbelastningen vid bränsledemonteringen. Av de två enstaka incidenserna gäller fall 1 en elakartad sprickbildning i och deformation av en koppar-kapsel under transport genom anläggningen (3.4.1; årsfrekvens $3 \cdot 10^{-3}$) och den andra brott på en keramkapsel vid isostatisk pressning (3.3.8b; årsfrekvens $< 10^{-7}$). I samtliga fall är angivna utsläppsmängder i huvudsak att hänföra till de i jämförelse med AA-bränsle betydligt större utsläppen från W-bränsle. Korrigeringar har vidtagits för de fall då utsläppen av viss aktivitetstyp är högre för AA-bränsle.

5.1 Förutsättningar

5.1.1 Utsläppsmängder

I tabell 8 anges nuklidfördelning och utsläppsmängder för de två normaldriftsfallen. Med utsläppsmängd avses här utsläppet under ett helt år.

I tabell 9 anges nuklidfördelning och utsläppsmängder för de två incidensfallen. Här antas utsläppet ske under en timme.

Tabell 8 Nuklidfördelning och utsläppsmängder vid normaldrift

Nuklid	Utsläppsmängd (Ci/år)	
	Keraminkapsling	Kopparinkapsling
H-3	0,9	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Kr-85	$2,8 \cdot 10^2$	$1,85 \cdot 10^2$
Sr-90	$1,7 \cdot 10^{-4}$	-
I-129	$7,0 \cdot 10^{-5}$	$2,2 \cdot 10^{-5}$
Cs-137	$2,2 \cdot 10^{-4}$	-
Pu-238	$3,7 \cdot 10^{-6}$	-
Pu-239	$4,5 \cdot 10^{-7}$	-
Pu-240	$6,6 \cdot 10^{-7}$	-
Pu-241	$9,0 \cdot 10^{-5}$	-
Am-241	$2,0 \cdot 10^{-6}$	-
Cm-244	$2,6 \cdot 10^{-6}$	-

Tabell 9 Nuklidfördelning och utsläppsmängder vid incidenser

Nuklid	Utsläppsmängd (Ci/år)	
	Fall 1	Fall 2
H-3	$1,0 \cdot 10^1$	6,0
Kr-85	$1,8 \cdot 10^3$	$5,9 \cdot 10^2$
Sr-90	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$
I-129	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$3,8 \cdot 10^{-4}$
Cs-137	$1,8 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-3}$
Pu-238	$3,0 \cdot 10^{-5}$	$3,4 \cdot 10^{-5}$
Pu-239	$3,7 \cdot 10^{-6}$	$4,1 \cdot 10^{-6}$
Pu-240	$5,5 \cdot 10^{-6}$	$5,9 \cdot 10^{-6}$
Pu-241	$7,2 \cdot 10^{-4}$	$8,1 \cdot 10^{-4}$
Am-241	$1,6 \cdot 10^{-5}$	$1,8 \cdot 10^{-5}$
Cm-244	$2,1 \cdot 10^{-5}$	$2,4 \cdot 10^{-5}$

5.1.2 Utsläppshöjder

Vid samtliga fall antas utsläppet ske från en skorsten som är 20 m hög.

5.1.3 Meteorologiska data och spridningsmodell

Vid normaldriftsberäkningarna har meteorologiska grunddata - vindhastighet, temperatur och vindriktning, registrerade i Studsvik 1960 - 1962, totalt 20 000 timmar - använts. Vid beräkning av den meteorologiska spridningsbilden har en modell som förutsätter gaussisk fördelning använts. Koncentrationsvärdena har superpositionerats enligt varje enskild timmes vindriktning. Modellen tar hänsyn till avklingning under transport, utarmning av plymen vid torrdeposition m m.

För incidensfallen har antagits att under den timme som utsläppet sker, råder väderkategorin Pasquill F (moderately

stable). Pasquill F inträffar med ungefär 5 % sannolikhet och ger upphov till något högre doser än ett normalväder. Följande meteorologiska data används tillsammans med Paquill F:

stabilitetsindex	400	(-)
temperaturgradient	2,75	(°C/100 m)
vindhastighet	2	(m/s)

5.2 Dosberäkning

I samtliga fall har en av AB Atomenergi utvecklad beräkningsmodell (17) använts. Vid normaldriftsberäkningarna har två exponeringsvägar betraktats, dos via inhalation samt extern helkroppsos från ett moln. Vid incidensfallen tillkommer dessutom extern helkroppsos från deponerad aktivitet.

Nukliddata är hämtade från (18). För normaldriftsberäkningarna ges svar i rem/år, och för incidensfallen ger resultattabellen akuta individdoser uttryckta i rem (tabell 11 och 12).

Molndosen beräknas med numerisk integration över koncentrationsfördelningen i atmosfären. Modellen tar hänsyn till build-up och attenuering av strålen. En dosreduktionsfaktor på 0,7 har använts, eftersom vissa individer kan befinna sig inomhus eller vara skärmade på annat sätt. Vid normaldriftsberäkningarna har denna faktor satts till 0,35, vilket innebär att individen vistas 17 timmar inomhus och 7 timmar utomhus av dygnets 24 timmar.

Vid markdosberäkningarna (endast incidens) antas individen befinna sig 6 timmar på mark där aktivitet har deponerats.

Inhalationsdosen, som med undantag för Kr-85 är den dominerande exponeringsvägen, beräknas som

koncentration · tid · dosomvandlingsfaktor · andningstakt.

Koncentrationen är den vid intaget rådande aktivitetshalten

och beräknas ur kännedom om utsläppskoncentrationer och genomsnittliga atmosfäriska spridningsförhållanden.

Vid normaldriftsfallen används andningstakten $2,31 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ och vid incidensfallen $2,55 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$. Dosomvandlingsfaktorerna listas i tabell 10.

När den akuta individdosen vid incidensfallen beräknats, så har dosomvandlingsfaktorerna från benmärg använts (19). Integrations-tiden har satts till (0 - 7) dagar + 0,5 (7 - 30) dagar. De härigenom erhållna värdena är även användbara som dosomvandlingsfaktor för hela kroppen.

Vid normaldriftsberäkningarna har dosomvandlingsfaktorerna beräknats för olika kroppsorgan och viktats till en dosfaktor för hela kroppen. Data har erhållits ur ref 20 - 21. Följande viktningsfaktorerna har använts:

Könskörtlar	0,25
Bröst	0,15
Röd benmärg	0,12
Lunga	0,12
Sköldkörtel	0,03
Ben	0,03
Lever	0,06
Magsäck, tunntarm, övre o nedre grovtarm	0,06 vardera

Tabell 10 Dosomvandlingsfaktorer vid inhalation i rem/Ci

Nuklid	Normaldrift	Incidens
H-3	$4,4 \cdot 10$	$4,9 \cdot 10$
Kr-85	0	0
Sr-90	$3,7 \cdot 10^5$	$6,1 \cdot 10^3$
Y-90	$5,9 \cdot 10^2$	$4,7 \cdot 10^2$
I-129	$1,7 \cdot 10^5$	$1,5 \cdot 10^2$
Cs-137	$9,2 \cdot 10^3$	$3,2 \cdot 10^3$
Pu-238	$2,0 \cdot 10^8$	$1,7 \cdot 10^2$
Pu-239	$2,0 \cdot 10^8$	$1,6 \cdot 10^2$
Pu-240	$2,0 \cdot 10^8$	$1,6 \cdot 10^2$
Pu-241	$2,6 \cdot 10^6$	$4,2 \cdot 10^{-2}$
Am-241	$1,0 \cdot 10^8$	$2,6 \cdot 10^2$
Cm-244	$7,5 \cdot 10^7$	$2,0 \cdot 10^2$

5.3 Resultat

5.3.1 Normaldrift

Tabell 11 Dosinteckning, individdoser (rem/år) vid normaldrift

Nuklid	Keraminkapsling	Kopparinkapsling
H-3	$0,9 \cdot 10^{-8}$	$1,0 \cdot 10^{-9}$
Kr-85	$1,9 \cdot 10^{-8}$	$1,3 \cdot 10^{-8}$
Sr-90	$1,3 \cdot 10^{-8}$	-
I-129	$2,5 \cdot 10^{-10}$	$7,7 \cdot 10^{-10}$
Cs-137	$4,4 \cdot 10^{-10}$	-
Pu-238	$1,6 \cdot 10^{-7}$	-
Pu-239	$1,9 \cdot 10^{-8}$	-
Pu-240	$2,7 \cdot 10^{-8}$	-
Pu-241	$4,9 \cdot 10^{-8}$	-
Am-241	$4,3 \cdot 10^{-8}$	-
Cm-244	$4,3 \cdot 10^{-8}$	-
Totalt	$3,8 \cdot 10^{-7}$	$1,4 \cdot 10^{-8}$

5.3.2 Incidenser

Tabell 12 Akuta individdoser i rem

Nuklid	Fall 1	Fall 2
H-3	$1,4 \cdot 10^{-5}$	$8,3 \cdot 10^{-6}$
Kr-85	$2,7 \cdot 10^{-5}$	$8,8 \cdot 10^{-6}$
Sr-90	$2,3 \cdot 10^{-7}$	$2,6 \cdot 10^{-7}$
I-29	$5,7 \cdot 10^{-9}$	$1,8 \cdot 10^{-9}$
Cs-137	$2,0 \cdot 10^{-7}$	$2,2 \cdot 10^{-7}$
Pu-238	$1,4 \cdot 10^{-10}$	$1,6 \cdot 10^{-10}$
Pu-239	$1,7 \cdot 10^{-11}$	$1,8 \cdot 10^{-11}$
Pu-240	$2,5 \cdot 10^{-11}$	$2,7 \cdot 10^{-11}$
Pu-241	$1,0 \cdot 10^{-12}$	$1,1 \cdot 10^{-14}$
Am-241	$1,3 \cdot 10^{-10}$	$1,5 \cdot 10^{-10}$
Cm-244	$1,2 \cdot 10^{-10}$	$1,4 \cdot 10^{-10}$
Totalt	$4,1 \cdot 10^{-5}$	$1,8 \cdot 10^{-5}$

6 Sammanfattande säkerhetsbedömning

Bedömningen är gällande under förutsättning att den i texten beskrivna tekniska processgången och systemuppbyggnaden följs med vidtagande av de säkerhetsåtgärder som efter hand nämns och mer ingående sammanfattas i kapitel 4. Den för ventilations-systemet föreslagna stora reservkapaciteten och redundansen är ur dessa synpunkter speciellt viktig.

Bedömningen gäller i första hand den radiologiska säkerheten, medan övriga säkerhetsaspekter endast har kunnat underkastas en översiktlig granskning i avsaknad av tillräckligt noggranna detaljinformationer om processtegens utformning. En granskning av processernas tekniska genomförbarhet ingår däremot ej i projektuppdraget.

6.1 Aktivitetsutsläpp

Skorstensutsläpp till atmosfären har sammanfattats i tabell 7 (sid 36). Angivna aktivitetsmängder för ASEA-ATOM och Westinghouse bränsle är beräknade under förutsättning att endera bränsletypen enbart behandlas i anläggningen. I verkligheten kan man förmoda att 20 - 30 % av årskapaciteten upptas av W-bränsle och resten av AA-bränsle. Aerosolutsläppet anges som det totala α -sönderfallet för plutoniumisotoperna (Pu-238, 239 och 240) och kan transformeras till individuella fissionsprodukter med hjälp av aktiviteter per bränslestav angivna i tabell 3.

De i tabell 7 angivna årliga genomsnitten är en summering över de enligt analysen sannolika utsläppen per år för alla olycksincidenter som kan tänkas inträffa. Utsläppen är av samma storleksordning för de två kapslingsmetoderna och domineras ur aktivitetssynpunkt i båda fallen av Kr-85 (200 - 300 Ci/år).

Största utsläppet vid en incidens, som kan inträffa flera gånger per år och därför kan hänföras till normalutsläppet, erhålls vid demonteringen och uppgår till ca 80 Ci Kr-85. En sekvens av samtidigt inträffande olyckshändelser kan vid såväl koppar- som keraminkapsling leda till utsläpp, som är en faktor 10 gånger större, men enligt gjorda sannolikhetsantaganden är händelserna så sällsynta att de inträffar mindre än en gång vart tionde år.

De sannolikhetsantaganden som analysen och årsmedelvärdena baseras på är genomgående mycket osäkra och kan vara behäftade med fel på flera tiopotenser. En konservativ attityd har emellertid genomgående anlagts, varför tillämpade värden snarare torde vara för höga än för låga. Detta gäller i synnerhet för ofta inträffande incidenter, vilka har ett dominant inflytande på årsgenomsnitten. Om enligt senare gjorda erfarenheter ett eller flera sannolikhetsantaganden visar sig vara kraftigt

underskattat och av dominant betydelse för aktivitetsutsläppet, måste den tekniska processen i dessa delar förändras så att utsläppet reduceras till acceptabel nivå.

Anläggningen har vissa inherent säkerhetsegenskaper, t ex stegvis och styckevis hantering av begränsade bränslekvantiteter i väl isolerade och små cellutrymmen skyddade av tjocka betongväggar, som gör att krigs- och sabotagehandlingar ur radiologisk synpunkt endast kan leda till närmast försumbara konsekvenser i jämförelse med samtidigt inträffande direkta skadeverkningar av själva explosionsvågen. Maximalutsläppen blir i stort sett ekvivalenta med de i tabell 7 angivna värdena för extremincidenser. Antagligt är dock att filtersystemen allvarligt skadas, varför aerosolutsläppet ökas med en faktor på 1 000 (jod en faktor på 10) och därmed blir bestämmande för farlighetsgraden.

Aktivitetsutsläppet till en vattenrecipient under driftsförhållanden sker så gott som enbart till demonteringshallens bassäng eller till med denna kommunicerande system. Det förväntade utsläppet är enligt analysen av begränsad storlek och uppfångas nästan hundra procentigt i det till bassängvattnet koplade vattenreningssystemet. Dosbelastningen på yttre och inre miljön blir därmed försumbar.

6.2 Dosbelastningen på yttre miljön

Dosinteckningen per individ på ett avstånd av 1 km från fabriken uppgår enligt tabell 11 till $\leq 0,4$ $\mu\text{rem}/\text{år}$ vid normaldrift. Akutdosen per individ vid de i tabell 7 upptagna extremincidenserna kan enligt tabell 12 maximalt uppgå till 40 μrem . Koppar- och keraminkapsling kan ur dosbelastningssynpunkt i stort sett betraktas som likvärdiga.

Anläggningens bränslebehandlingskapacitet motsvarar en installerad reaktoreffekt på ca 13 000 MW_{e1}. Normala restriktioner för kärnkraftanläggningar med avseende på närboende populationstäthet kan förmodas gälla. Den globala dosintekningen per år kan därför beräknas vara ca 2 000 ggr större än den per individ vid normaldrift angivna, d v s ca 10⁻³ manrem/år. Enligt referensvärden bör den globala dosintekningen per MW_{e1} installerad effekt underskrida 0,5 manrem/år. Anläggningen tar alltså endast i anspråk 1/6500 av den tillåtna. Även om samtliga sannolikheter för aktuella utsläpp underskattats med en faktor 10, kan det kollektiva (liksom individuella) dosbidraget betraktas som försumbart.

6.3 Dosbelastningen på inre miljön

Den torra bränslebehandlingen genomförs helt fjärrmanövrerat i en serie direkt kommunicerande betongceller, vars strålskydd har avpassats så att stråldosen i alla utrymmen och passager, där personal kan uppehålla sig, kan högst uppgå till 0,25 mrem/h. Eftersom cellsystemet är ventilationstekniskt isolerat från alla utrymmen, där driftspersonalen normalt uppehåller sig, ger aktivitetsutsläpp endast upphov till försumbara bidrag till personaldoserna.

Den arbetande personalen utsätts däremot för från utsläpp emanerande stråldoser vid bränsledemonteringen, service och reparationer i torrcellerna samt filterbyte. Enligt diskussion under moment 4.6.1 kan genom vidtagna säkerhetsåtgärder den stråldos som bassängoperatörerna utsätts för vid demontering av W-bränsle begränsas till i genomsnitt 90 mrem/år, medan akutdosen per incidens högst kan uppgå till samma dosbelopp. Den genomsnittliga årsdosen för övrig personal, som uppehåller sig i bassänghallen, uppgår till 60 mrem. Vid demontering av AA-bränsle reduceras doserna till ca 1/30 av angivna värden.

Den totala personaldosen vid service och dekontaminering av celler och cellutrustning vid keramisk inkapsling uppgår enligt 4.6.2 till 300 - 600 mrem per år och ca 30 mrem per enskild operation. Vid kopparinkapsling är doserna i stort sett försumbara.

Den kollektiva personexponeringen vid filterbyte kan med tillämpning av lämplig arbetsteknik begränsas till högst 10 mrem/år.

Med antagande om en arbetsstyrka på 50 man, varav 20 arbetar i bassänghallen (5 st invid bassängen) och 20 i anslutning till aktiva celler, uppgår den kollektiva dosinteckningen per år till ca 10 manrem, d v s en genomsnittlig årsdos per individ om ca 200 mrem. Doserna blir något lägre vid kopparinkapsling.

7 Referenser

1. ASEA-ATOM
 PM Oskarshamn 3/PSAR 261 (1976)
2. EDMAN, R.; Vattenfall
 Personlig information
3. SCHNEIDER, K.J.; PLATT, A.M. (editors)
 High Level Radioactive Waste Management Alternatives
 BNWL 1900, Vol 1 (1974)
4. BLACKADDER, B.; AB Atomenergi
 Privat meddelande
5. Airborne Waste Recovery and Immobilization
 ERDA 76/43, Vol 2 (1976)
6. OLSSON, G.; AB Atomenergi
 C-14 bildning i kraftreaktorer
 AE-S-541 (1976)
7. HESBÖL, R.; AB Atomenergi
 Personligt memorandum
8. JUNKRANS, S.
 Fissionsgasavgivning i kraftreaktorbränsle för LOCA-
 beräkningar
 ASEA-ATOM PM RB 74-57 (1974)
9. OLSSON, T.
 ASEA-ATOM PM RB 76-43 (1976)
10. ASEA-ATOM
 Dosratdiagram, framtaget 77-06-09
11. BLOMQVIST, R.; AB Atomenergi
 Personligt memorandum
12. OLSSON, T.
 Metod att bocka bestrålade bränslestavar
 ASEA-ATOM PM RB 77-226 (1977)
13. Safety Evaluation Report Related to the Operation
 of Barnwell Fuel Receiving and Storage Station
 Docket 70 - 1729 (1976)
14. Behrenz, P.
 Kritikalitetsberäkningar för en cylindrisk stål-
 behållare innehållande löspackade bränslestavar
 ASEA-ATOM PM RC 77-19 (1977)

15. ANDERSSON, K. G.; AB Atomenergi
Personlig information
16. APPELGREN, A.; AB Atomenergi
Doser i omgivning vid normaldrift och haveri för
en inkapslingsanläggning
AE-SM(TPM)-68 (1977)
17. KARLBERG, O.; SCHWARZ, H.; FORSSSEN, B-G.;
MARKLUND, J-E.
A Universal Program for Calculation of Individual
and Population Doses
AB Atomenergi (1977); ännu ej publicerad
18. ERDTMANN, G.; SOYKA, W.
Die γ -Linien der Radionuklide
Jülich 1003-AC, Band 1 (1973)
19. US NRC
Calculation of Reactor Accident Consequences
WASH 1400, Appendix 6 (1975)
20. SNYDER, W.S. et al
A Tabulation of Dose Equivalent per Microcurie-day
for Source and Target Organs of an Adult for Various
Radionuclides
ORNL 5000 (1974)
21. ICRP 2 (1959)
Report on Permissible Dose for Internal Radiation

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 tunnlår 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 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 Gjöstaldal
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 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