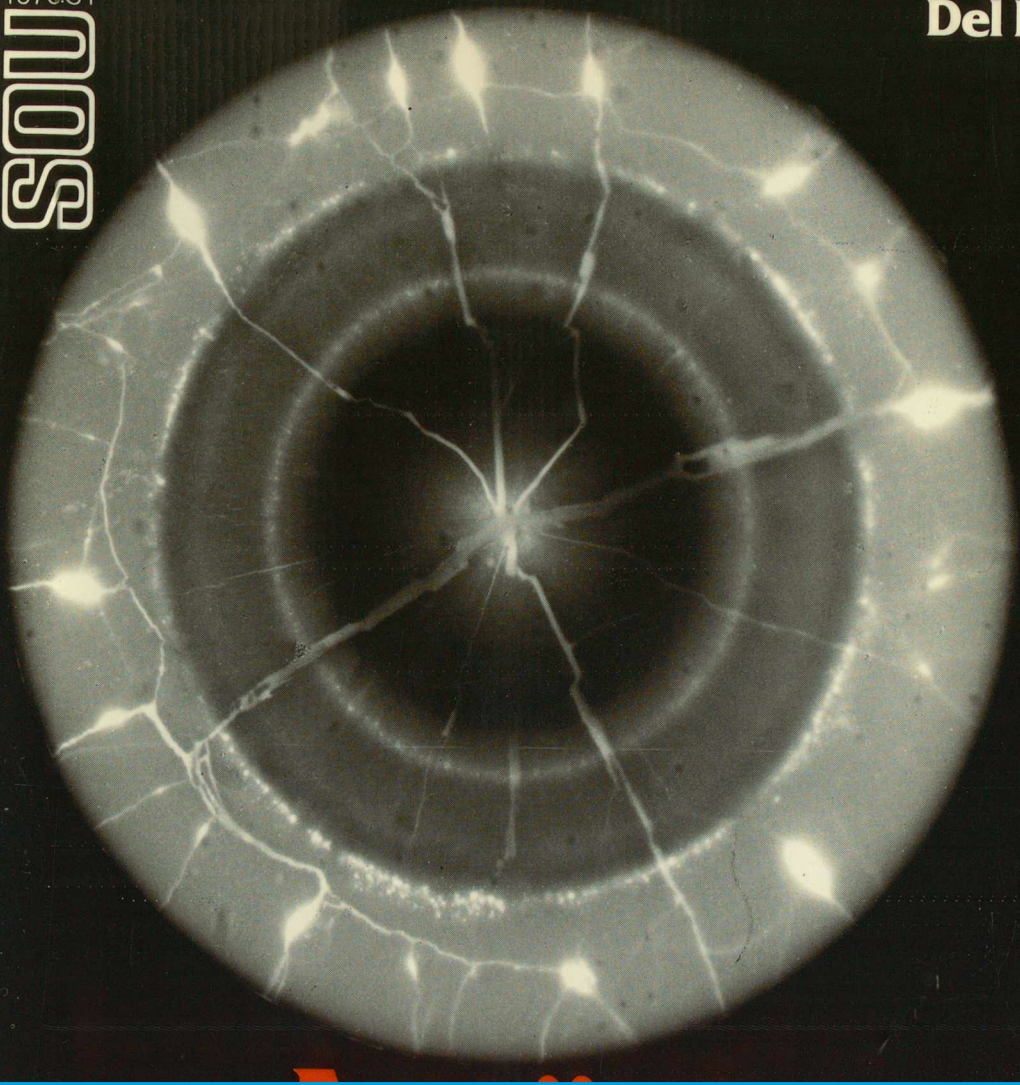
SOU 1976:31

Del II

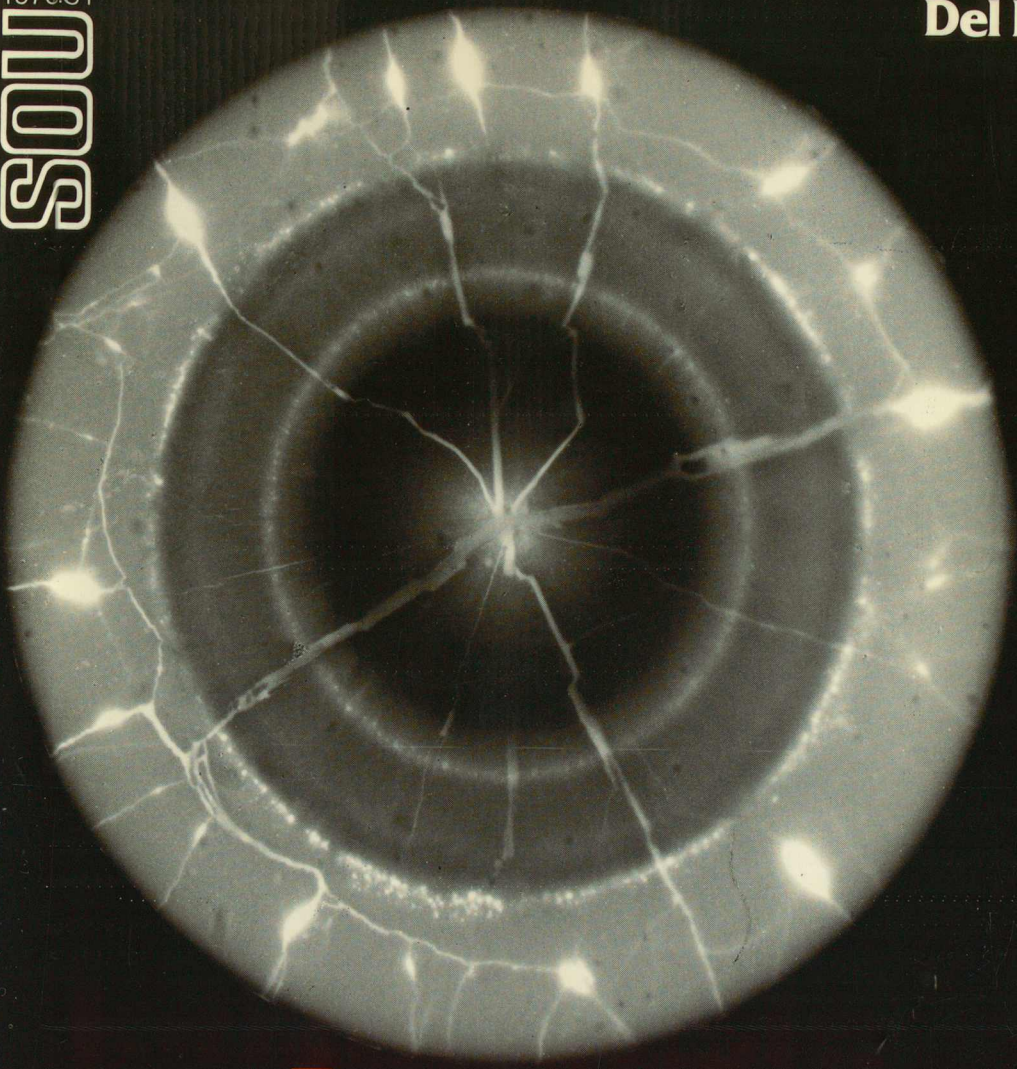


och radioaktivt avfall

Betänkande av Aka-utredningen

1976:31
SOU

Del II



Använt kärnbränsle och radioaktivt avfall

Betänkande av Aka-utredningen

Ref

Statens offentliga utredningar
1976:31
Industridepartementet

Använt kärnbränsle och radioaktivt avfall

Del II

Betänkande av Aka-utredningen
Stockholm 1976

ISBN 91-38-02972-3
ISSN 0375-250X
Göteborgs Offsettryckeri AB
Malmö 1976

Omslagsbilden visar $\beta\gamma$-autoradiografi av ett tvärsnitt av en UO_2-kuts, som bestrålats i R2-reaktorn. Tekniken består i att man trycker en lämplig fotografisk plåt mot provet. Utöver sprickor kan man lätt se fläckar av $\beta\gamma$-aktivt material och ett komplicerat bandmönster vid olika radiella positioner orsakat av klyvningsprodukternas omfördelning.
Fotot från AB Atomenergi

Förord

I juni 1974 presenterade Aka-utredningen en lägesrapport om kärnkraftens högaktiva avfall (Ds I 1974:6). Rapporten redovisade i starkt koncentrat resultatet av det arbete som kommittén dittills utfört. Därefter har utredningen bl a genomfört en rad olika specialundersökningar särskilt i fråga om använt kärnbränsle och högaktivt avfall.

Genom särskilda tilläggsdirektiv från maj 1974 utvidgade industriministern utredningsuppdraget till att också omfatta de frågor som rör hantering av låg- och medelaktivt avfall. Som resultat av kommitténs arbete med anledning av tilläggsdirektiven presenterade Aka-utredningen vid årskiftet 1975/76 en särskild lägesrapport om låg- och medelaktivt avfall (Ds I 1975:8).

Föreliggande del II av huvudbetänkandet innehåller det faktamaterial som bildar underlag för våra överväganden och förslag i del I. En särskild engelskpråkig sammanfattning kommer att utges som del III. Dessutom presenteras visst expertmaterial i bilagor. Utredningsmaterialet är uppdelat på följande sätt och utgör tillsammans huvudbetänkandet.

Del I Använt kärnbränsle och radioaktivt avfall, SOU 1976:30

Del II Använt kärnbränsle och radioaktivt avfall, SOU 1976:31 (denna del)

Del III Spent fuel and radioactive waste, SOU 1976:32 (utkommer i juni 1976)

Expertbilagor (utges i juni 1976)

Innehåll

1 Det radioaktiva avfallet i bränslegången för lättvattenreaktorer

Radioaktiva ämnen har framställts och hanterats för olika ändamål sedan sekelskiftet. Upptäckten av möjligheten att utvinna energi genom klyvning av atomkärnor och den därpå baserade utvecklingen av kärnkraft har avsevärt ökat omfattningen av denna hantering. Kärnkraften ger som biprodukt stora mängder radioaktivt material, som till övervägande del måste klassificeras och behandlas som avfall.

Den industriella verksamhet som krävs för att försörja kärnkraften med bränsle samt för att behandla och ta hand om använt kärnbränsle och radioaktivt avfall, benämnes kärnbränslets kretslopp eller bränslegången. Följande avsnitt innehåller en sammanfattande beskrivning av de kärnkraftverk som byggs i Sverige och deras bränslegång. I anslutning härtill lämnas en redogörelse för typer och mängder av avfall i bränslegångens olika led.

1.1 Produktion av kärnkraft

1.1.1 *Klyvningsprocessen*

Naturligt uran innehåller isotoperna uran-238 (99,28 %), uran-235 (0,72 %) och uran-234 (0,0057 %). Isotopen uran-235 är klyvbar med långsamma neutroner, vilket utgör grunden för konstruktion av bl. a. lättvattenreaktorer, den typ av reaktorer som nu är aktuell för den svenska kärnkraftutbyggnaden.

Vid klyvning av en atomkärna av uran-235 bildas vanligen två klyvningsfragment och två till tre neutroner. Den vid klyvningen frigjorda energin finns till 82 % som rörelseenergi hos klyvningsfragmenten, som efter klyvningen rör sig med stor hastighet. De bromsas snabbt upp och avger då sin rörelseenergi till omgivningen som värme. Även neutronerna är energirika och svarar tillsammans med den gammastrålning som avges vid klyvningen för 6 % av energin. Av resterande 12 % bortgår 5 % med neutrinopartiklar, medan 7 % finns upplagrade i klyvningsfragmenten. De senare avger sin upplagrade energi med varierande hastighet i form av joniserande strålning genom en serie radioaktiva sönderfall och uppnår över olika radioaktiva klyvningsprodukter sitt stabila sluttillstånd såsom inaktiva atomslag. De radioaktiva klyvningsprodukterna utgör huvud-

parten av kärnkraftens radioaktiva avfall. Vid klyvning av 1 g uran-235 uppkommer ca 1 g klyvningsprodukter.

Under neutronbestrålning bildas i uran förutom klyvningsprodukter även en serie radioaktiva nuklider med högre atomnummer än uran, de s. k. transuranerna. Detta sker genom en kombination av neutroninfångning och radioaktivt sönderfall. Den viktigaste transuranen är plutonium. Flera har lång livslängd och hög giftighet och påverkar därför hanteringen av kärnkraftens avfall.

1.1.2 *Reaktorn*

För att ett användbart system för energiproduktion, baserat på uranklyvning, skall erhållas fordras att klyvningsprocessen dels är självunderhållande, dels sker på ett kontrollerat sätt.

Det första villkoret kräver att åtminstone en av de vid klyvningen utsända neutronerna fångas in och klyver en ny kärna av uran-235. Detta innebär att de efter klyvningen snabba neutronerna måste bromsas till låg hastighet utan att fångas in i atomkärnor hos konstruktionsmaterial o. d. eller förloras till omgivningen utanför systemet. Nedbromsningen sker genom att neutronerna får passera en moderator, som är ett medium med lätta atomer, t. ex. vanligt vatten. Förlusten av neutroner kan begränsas genom användning av material som är mycket rena och har liten förmåga att själva fånga in neutroner och genom en utformning som begränsar neutronförlusterna ut från systemet.

Det andra villkoret, reglering och kontroll av effektnivån, uppfylls genom att i systemet införs en avpassad mängd material med stor förmåga att absorbera överskottsneutroner. Jämvikt uppnås därigenom mellan nybildade och förbrukade neutroner vid den valda effektnivån.

Kärnreaktorns centrala del är härden, som innehåller det klyvbara materialet, uranet. I lättvattenreaktorn har uranbränslet formen av relativt tunna stavar, som monterats samman till större enheter, bränsleelement. Stavarna värms genom den vid kärnklyvningen utvecklade energin. Cirkulerande kylmedel håller stavarna vid arbetstemperatur och transporterar bort den utvecklade värmeenergin för utnyttjande.

I lättvattenreaktorn är vanligt vatten såväl moderator som kylmedel. Kanada har infört den s. k. tungvattenreaktorn med tungt vatten som moderator och kylmedel. Även i Sverige har tidigare gjorts stora insatser på denna reaktortyp. I Storbritannien och Frankrike har man utvecklat och byggt gasgrafitreaktorer, som använder grafit som moderator och gasformig koldioxid som kylmedel. I bägge dessa länder har man dock under de senaste åren beslutat att gå över till vattenreaktorer för nya kärnkraftverk.

Vanligt vatten har, till skillnad från tungt vatten, en långt ifrån försumbar neutroninfångning. Därför fordrar drift av lättvattenreaktorer att det naturliga uranet anrikas på uran-235, vanligen till en halt av 2,5–3,5 %. Tungvatten- och grafitreaktorer kan däremot drivas med naturligt uran.

Bränslehärden är insatt i en reaktortank, som tar upp tryck och som

omges av ett tjockt strålskydd av betong för att neutron- och gammastrålningen skall nedbringas till för omgivningen godtagbar nivå.

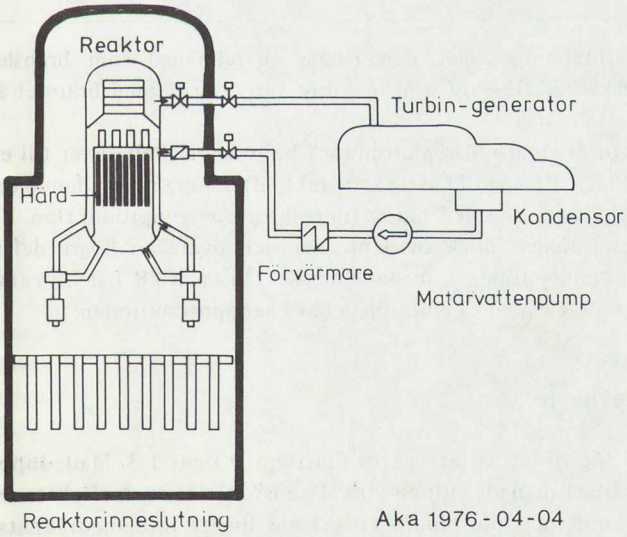
I reaktorn och dess kontrollrum finns anordningar för reglering, övervakning och registrering av olika förlopp, t. ex. effekt, neutronflöde och temperatur i reaktorns olika delar. Dessutom finns ett omfattande säkerhetssystem för bl. a. snabbstopp vid driftstörningar. För snabbstopp används vanligen stavar av material med hög absorptionsförmåga för långsamma neutroner. Stavarna kan mycket snabbt skjutas in i härden t. ex. med hjälp av ett hydrauliskt system.

Två typer av lättvattenreaktorer, kokarreaktorn (BWR) och tryckvattenreaktorn (PWR), har utvecklats. Bägge ingår i den svenska kärnkraftutbyggnaden. Principerna för de två reaktortyperna illustreras i figurerna 1.1 och 1.2.

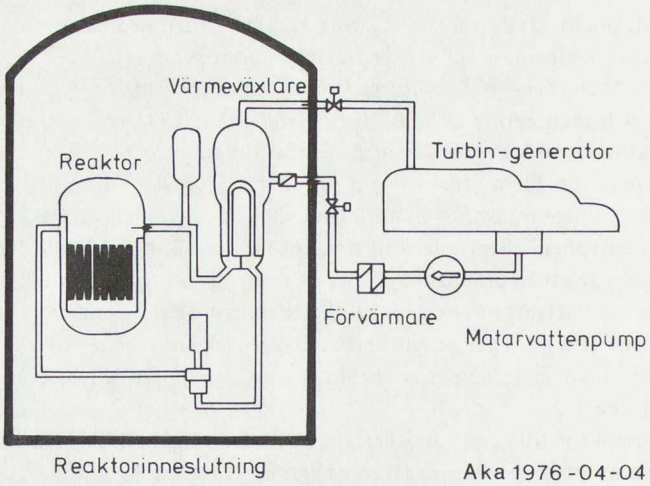
I en kokarreaktor förs den i reaktortanken bildade ångan direkt till en ångturbin, som driver en elgenerator. Ångtemperaturen är ca 280°C. Värmetransporten i en tryckvattenreaktor sker däremot med vatten under tryck vid ca 325°C till en sekundärkrets, där ånga bildas för drift av ångturbin och elgenerator. Normalt är endast primärkretsen här radioaktiv. Ångtrycket i en BWR är ca 70 bar (7 MPa) och i en PWR ca 150 bar (15 MPa).

Turbin- och generatordelen i ett kärnkraftverk är av samma typ som i ett ångkraftverk. Den termiska verkningsgraden är för både BWR och PWR ca 33 %.

Förutom klyvningsprodukter och transuraner, som bildas direkt i bränslet som en följd av kärnklyvningsprocessen, uppkommer i reaktorn ytterligare en typ av radioaktivt avfall. Det höga neutronflödet i härden ger en aktivering av i reaktorn ingående konstruktionsmaterial, av bränslets kapsling och konstruktionsdetaljer, av styrstavar m. m. Dessa aktiveringsprodukter ger upphov till radioaktivt avfall vid drift och vid nedläggning av kärnkraftverk.



Figur 1.1 Principschema för kokarreaktor



Figur 1.2 Principschema för tryckvattenreaktor

I tabell 1.1 har sammanställts vissa genomsnittsdata för ett kärnkraftaggregat med en eleffekt av 900 MW, vilket motsvarar de reaktorer som nu uppförs i Sverige.

Tabell 1.1 Data för ett kärnkraftaggregat på 900 MWe.

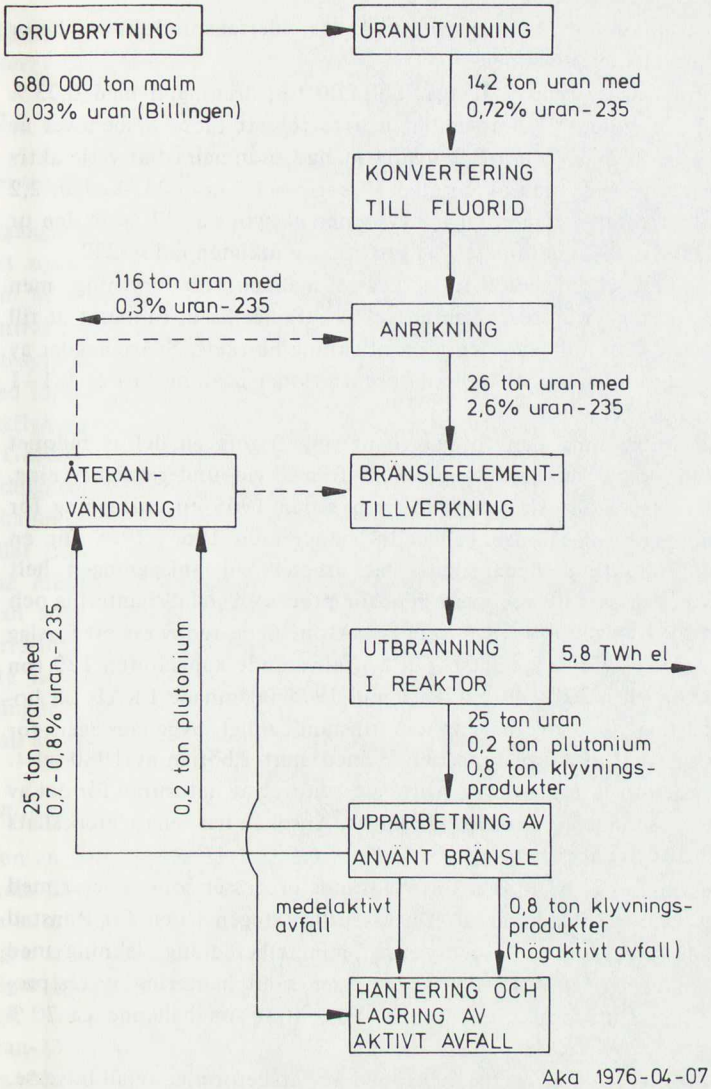
Data för	Sort	BWR	PWR
Utbränning	MWd per ton uran	28 500	33 000
Uranmängd	ton urandioxid	140	80
Bränslebestrålningstid	år	5	3
Halt uran-235 i färskt bränsle	%	2,6	3,2
Halt uran-235 i använt bränsle	%	0,7–0,8	0,8–0,9
Total halt plutonium i använt bränsle	%	0,8	0,9
Verkningsgrad	%	33	33

Bränslets utbränning anger den totala energimängd som bränslet utvecklat i reaktorn. Den tid som reaktorn varit i drift med bränslet är bränslets bestrålningstid.

Under reaktordriften bildas plutonium i bränslet. Halten växer till en början snabbt men efterhand i avtagande takt, eftersom en betydande del av plutoniet klyvs och därmed bidrar till reaktorns energiproduktion. En del av plutoniet fångar dock in neutroner och övergår i högre delvis klyvbara plutoniumisotoper. I använt bränsle från en BWR har klyvning av plutonium bidragit med ca en tredjedel av energiproduktionen.

1.2 Bränslegången

Bränslegången för en lättvattenreaktor illustreras i figur 1.3. Mängduppgifterna avser årliga mängder för en 900 MWe BWR, där dock effekten av återföring av uran och plutonium (streckade linjer) inte medräknats.



Figur 1.3 Bränslegång för en 900 MWe kokarreaktor.

1.2.1 *Framställning av uran*

Uran ingår i ett stort antal mineral och förekommer i olika geologiska bildningar. Den största kända uranfyndigheten i Sverige finns i Billingen–Falbygden i Västergötland. Uranhalten är dock låg, 0,03 %, i jämförelse med bearbetade fyndigheter i andra länder. I t. ex. Förenta Staterna och Kanada är uranhalten vanligtvis 0,1–0,2 % i utnyttjade malmer. I Sverige har även uranmineraliseringar med höga uranhalter påträffats bl. a. i Lappland. Dessa förekomster undersöks nu närmare.

Naturligt uran består huvudsakligen av uran-238 och uran-235 med halveringstiderna 4,500 milj. år resp. 710 milj. år. Vid sönderfall av dessa uranisotoper bildas en lång kedja av sönderfallsprodukter, bl. a. radium

radon och polonium. Radioaktiviteten från sönderfallsprodukterna beror bl. a. på uranhalten i malmen.

Som framgår av figur 1.3 åtgår 680 000 ton uranmalm med 0,03 % uran vid här antaget 70-procentigt utbyte för att täcka årsbehovet av bränsle i en 900 MWe BWR. I denna mängd uranmalm har varje aktiv nuklid i uran-238-kedjan aktiviteten 47 curie och i uran-235-kedjan 2,2 curie, vilket totalt ger 685 curie. Av denna aktivitet är 47 curie den ur strålskyddssynpunkt betydelsefulla gasformiga nukliden radon-222.

I stort sett all aktivitet finns kvar i malmen före brytning, men beroende på lokala faktorer kan en del av radonet ha diffunderat ut till luften och i vissa fall kan också en utlakning ha skett. Spårmängder av uran i berggrunden ger en radonkoncentration i utomhusluft av 0,1–1 picocurie per liter.

Vid malmbrytning och fortsatt hantering frigörs en del av radonet vilket kan skapa radiologiska problem främst vid underjordsbrytning.

Vid Ranstad i Skövde kommun finns sedan 1965 en anläggning för uranutvinning. Anläggningen användes under åren 1965–1968 för en viss uranproduktion. Sedan dess har arbetet vid anläggningen helt inriktats på fortsatt utvecklingsarbete för processer, avfallshantering och miljöskydd. I en rapport 1974 från AB Atomenergi redovisas ett förslag till utbyggnad av anläggningen från den nuvarande kapaciteten 120 ton uran per år till 1 275 ton per år. I juni 1975 inlämnade LKAB till bostadsdepartementet en ansökan om tillstånd enligt byggnadslagen för produktion av 1 300 ton uran per år med start i början av 1980-talet. Denna produktion motsvarar i stort sett behovet av natururan för det av riksdagen beslutade kärnkraftprogrammet. Ansökan har senare återkallats av LKAB för viss omarbetning.

För utvinning av uran ur malmer används processer som varierar med malmens kvalitet och karaktär. De väsentliga stegen i den för Ranstad utvecklade processen är gruvbrytning, mineralberedning, lakning med svavelsyra, vätskeextraktion av laklösningen samt hantering av restprodukter. Som slutprodukt erhålls ett koncentrat innehållande ca 70 % uran.

Ur strålskyddssynpunkt har utsläppen av vätskeformigt avfall intresse, om de innehåller större mängder uran, torium, radium eller polonium. Med den utvecklade processen kommer emellertid huvuddelen av aktiviteten att stanna kvar i lakresterna. Om avfallsvätskorna måste renas före utsläpp eller om aktivitet ansamlas i samband med rening av cirkulerande processvätskor, kommer aktivt avfall att erhållas i form av filter och jonbytarmassor.

Vid den hittills utvecklade lakningsmetoden kan ungefär 70 % av det uran som finns i skiffern utvinnas. Övriga 30 % finns kvar i lakresten, som dessutom innehåller svavelkis, vilken vittrar i närvaro av luft och vatten varvid järnsulfat och svavelsyra bildas. Total aktivitet i lakresten kan beräknas uppgå till ca 1 mikrocurie per kg.

Under den tid verket har varit i drift har lakresten lagts ut på ett därför avsett område och uppgår nu till sammanlagt ca 1 milj. ton. Slammet

från neutralisationsprocessen pumpas ut på lakresten, som fungerar som filterbädd och håller kvar de uppslammade beståndsdelarna.

1.2.2 *Omvandling till uranhexafluorid och urananrikning*

Omvandling till uranhexafluorid

Utgångsmaterialet för anrikningsanläggningarna är uranhexafluorid, en fast uranförening som lätt förflyktigas redan vid rumstemperatur och som är helt gasformig vid ca 70°C. Föreningen framställs ur urankoncentrat från gruvbrytningen genom behandling i flera steg med bl. a. fluorvätesyra och fluor. Uranhexafluorid reagerar häftigt med vatten och även med luftens innehåll av vattenånga. Av denna orsak och beroende på sin lättflyktighet måste den förvaras och transporteras i helt slutna kärl.

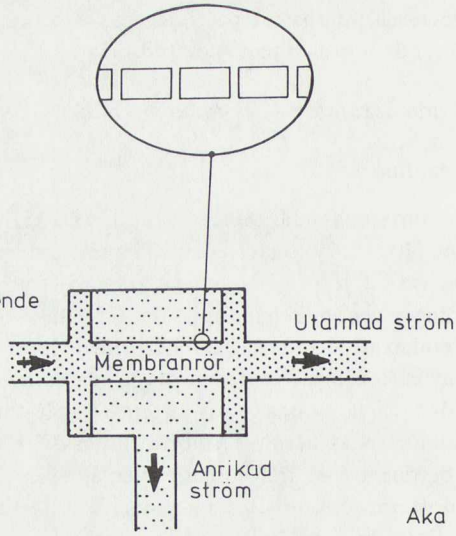
Genom att framställningen av uranhexafluorid till en del sker genom förångningsprocesser befrias uranet från huvudparten av eventuellt medföljande radioaktiva dotterprodukter. Dessa kommer att återfinnas i avfallet från processen. Detta är också fallet med radioaktiva ämnen t. ex små mängder klyvningsprodukter eller plutonium som följer med det uran som skall återanrikas efter upparbetning av använt bränsle. Konverteringsanläggningarna är i likhet med själva anrikningsanläggningarna inte utrustade för att hantera annat än mycket obetydliga aktivitetsmängder. Därför ställs mycket höga krav på renheten hos det uran som skall återanrikas.

Anrikning

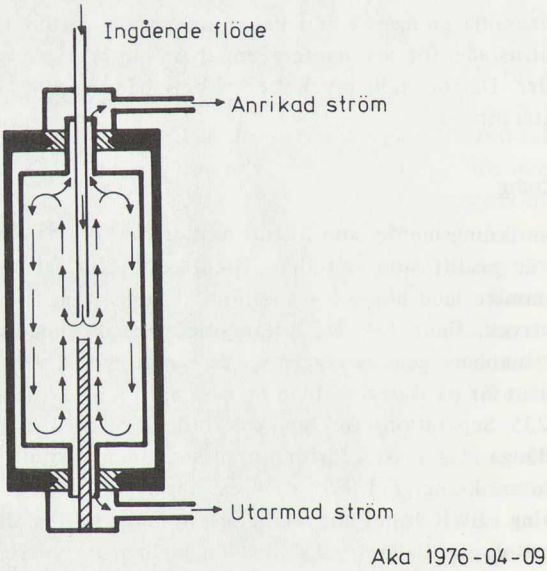
Den anrikningsmetod som hittills nästan uteslutande använts i industriell skala är gasdiffusionsmetoden. Uranhexafluorid får här strömma från en kammare med högre tryck genom en porös vägg till en kammare med lägre tryck, figur 1.4. De lättare molekylerna med uran-235 passerar något snabbare genom väggen än de tyngre molekylerna med uran-238, och man får på lågtryckssidan en svag anrikning av den lättare isotopen uran-235. Separationseffekten hos ett diffusionssteg är emellertid mycket låg. Många steg måste därför kopplas samman för att man skall uppnå önskad anrikningsgrad. För att t. ex. anrika natururan till 2–3 % för användning i BWR är det nödvändigt att upprepa processen ca tusen gånger. För att upprätthålla tryckskillnaden mellan de olika separationsstegen används kompressorer. En gasdiffusionsanläggning för urananrikning måste byggas för en mycket hög kapacitet för att få rimlig ekonomi. Den har en mycket stor energiförbrukning.

I Västeuropa utvecklas nu den s. k. gascentrifugmetoden. Flera mindre anläggningar enligt detta förfarande byggs i Nederländerna och Storbritannien. Här får den gasformiga uranhexafluoriden passera en snabbroterande gasfylld rotor, där de tyngre molekylerna i gasen på grund av centrifugalkraften tenderar att ansamlas vid periferin, medan den lättare isotopen anrikas närmare rotoraxeln, figur 1.5.

Gascentrifugering har en högre separationseffekt än gasdiffusion, och man behöver väsentligt färre steg för att nå anrikningen 2–3 %. Samtidigt



Figur 1.4 Principskiss av en diffusör



Figur 1.5 Schematisk bild av en gascentrifug

är dock kapaciteten låg för varje centrifug, och en anläggning byggs därför upp av ett stort antal parallella enheter. Detta gör det möjligt att anpassa kapaciteten på ett ekonomiskt sätt även för mindre kärnkraftprogram som t. ex. det svenska. För Sverige kan därför en centrifuganläggning bli av intresse, om en egen anrikningskapacitet etableras. Energiåtgången är väsentligt lägre i en centrifuganläggning än i en diffusionsanläggning av samma kapacitet.

Den utarmade fraktionen av uranet efter anrikningsprocessen utgör ca 80 % av totalmängden. Den lagras tills vidare för eventuell användning i

framtida snabba reaktorer. Metalliskt utarmat uran har en viss användning som material för skärmning mot joniserande strålning.

Kraven på renhet hos det ingående materialet är mycket höga. Särskilt stränga är villkoren för förorening med plutonium som kan medfölja från upparbetning av använt bränsle.

1.2.3 *Tillverkning av bränsleelement*

I bränsleelementen ingår uran i form av urandioxid. Uranhexafluoriden omvandlas (konverteras) först till urandioxid. Detta sker ofta i anslutning till bränsleelementtillverkningen. Anrikningsgraden av uran-235 i den urandioxid som används vid bränsletillverkning bestäms med hänsyn till den reaktor som bränslet skall levereras till. Uranbränsleelement tillverkas i Sverige av AB Asea-Atom.

Omvandling till urandioxid

En anläggning för omvandling av uranhexafluorid till urandioxid togs i bruk vid Asea-Atoms bränsleelementfabrik under 1975. Kapaciteten är 400 ton urandioxid per år. Den kan senare ökas till 600 ton per år.

Vid omvandlingen uppstår fast avfall i form av kalciumfluorid, som kommer att innehålla mycket små mängder uran. En årsproduktion av 400 ton urandioxid ger 400 ton kalciumfluorid som innehåller ungefär 4 kg uran. På grund av den låga uranhalten kan avfallet antingen lämnas till en kommunal avfallsanläggning eller säljas till stålverk som behöver kalciumfluorid i tillverkningen.

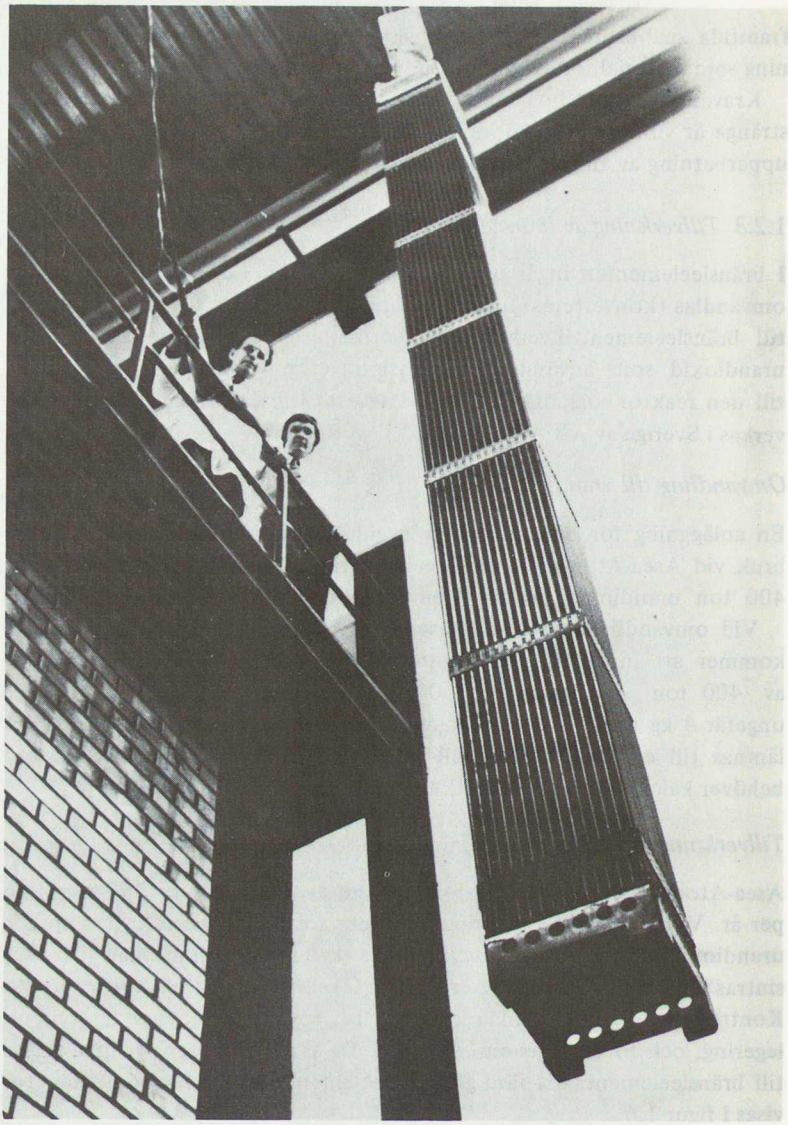
Tillverkning av uranbränsle

Asea-Atoms bränsleelementfabrik har nu en kapacitet av 400 ton uran per år. Vid tillverkning av bränsleelement för lättvattenreaktorer pressas urandioxidpulvret till små cylindriska kroppar, kutsar, som därefter sintras vid en temperatur av ca 1 600°C och slipas till exakt dimension. Kontrollerade och godkända kutsar fylls i rör av zircaloy, en zirkoniumlegering, och försluts genom svetsning. De färdiga stavarna sammanfogas till bränsleelement. Ett färdigt bränsleelement för en tryckvattenreaktor visas i figur 1.6.

Beroende på höga kvalitetskrav kasseras upp till 15 % av kutsarna vid avsyningen. Dessutom fås ca 2 % slipavfall. Avfallet från både kutskontrollen och slipningen kan dock efter behandling återanvändas. En produktion på 400 ton uran per år ger 25 m^3 avfall i form av aktivt skrot och ca 50 m^3 i form av papper, plast, filtermassor m. m.

Tillverkning av plutoniumberikat bränsle

Plutonium som erhålls vid upparbetning av använt kärnbränsle kan användas vid tillverkning av nytt bränsle. Vid tillverkning av plutoniumberikat bränsle för lättvattenreaktorer blandas urandioxidpulver av naturligt uran med 3–4 % plutoniumdioxidpulver. Närvaron av plutonium, som har avsevärt högre giftighet än uran, medför krav på mycket långtgående



Figur 1.6 Bränsleelement för tryckvattenreaktor

skyddsåtgärder. Plutoniumberikat bränsle tillverkas ännu inte i full industriell skala. Flera ton har dock tillverkats och med framgång provats i reaktorer. I stor försöksskala har plutoniumbränsle även framställts vid AB Atomenergi.

Volymmässigt torde mängden avfall bli större än vid tillverkning av uranbränsle. Denna ökning beror främst på ett ökat behov av reningsanordningar i form av filter för gas- och vätskeformiga utsläpp. Förlusten av oxidmaterial till avfall har uppskattats till 1–2 % men kan minskas avsevärt genom behandling av avfallet.

Avfall som innehåller plutonium ställer krav på långsiktig förvaring med isolering från biosfären. Sannolikt kommer därför avfallet från

tillverkning av plutoniumbränsle att behandlas tillsammans med avfall från upparbetning.

1.2.4 *Drift av kärnkraftverk*

Avfallets uppkomst

Ett antal olika radioaktiva nuklider erhålls dels i samband med kärnklyvningen i uranbränslet, dels genom neutroninfångning i konstruktionsmaterial och kylmedel i härdens omedelbara närhet. Om bränsleelement skadas under drift leder detta ofta till att främst lättflyktiga radioaktiva ämnen som ädelgaser, jod och cesium läcker ut till vattnet i reaktorn. Genom cirkulationen av kylmediet kan aktiviteten spridas i de system som står i direkt förbindelse med reaktorhärden (primärsystemen). Normalt finns flera reningssystem för att fånga upp föroreningarna i reaktorns kylvatten och även för rening av vatten i förvaringsbassängerna för använt bränsle. Dessa system är ofta försedda med jonbytarfilter, i vilka bl. a. de radioaktiva föroreningarna ansamlas. Kapaciteten hos jonbyterna minskar med tiden. De kan då regenereras och återfår därvid nära nog den ursprungliga kapaciteten. Samtidigt friförs huvudparten av föroreningarna. Dessa leds till en anläggning för indunstning av avfallslösningar som i allmänhet är direkt knuten till reaktorn. Med bestämda tidsintervall måste även själva jonbytarmassan bytas och ger då upphov till ett hanteringsmässigt besvärligt radioaktivt avfall. Erfarenheter från drift av kärnkraftverk har visat att även mycket små mängder alfaaktivt material vid bränsleskador kommer att ansamlas vid rening av primärkretsen.

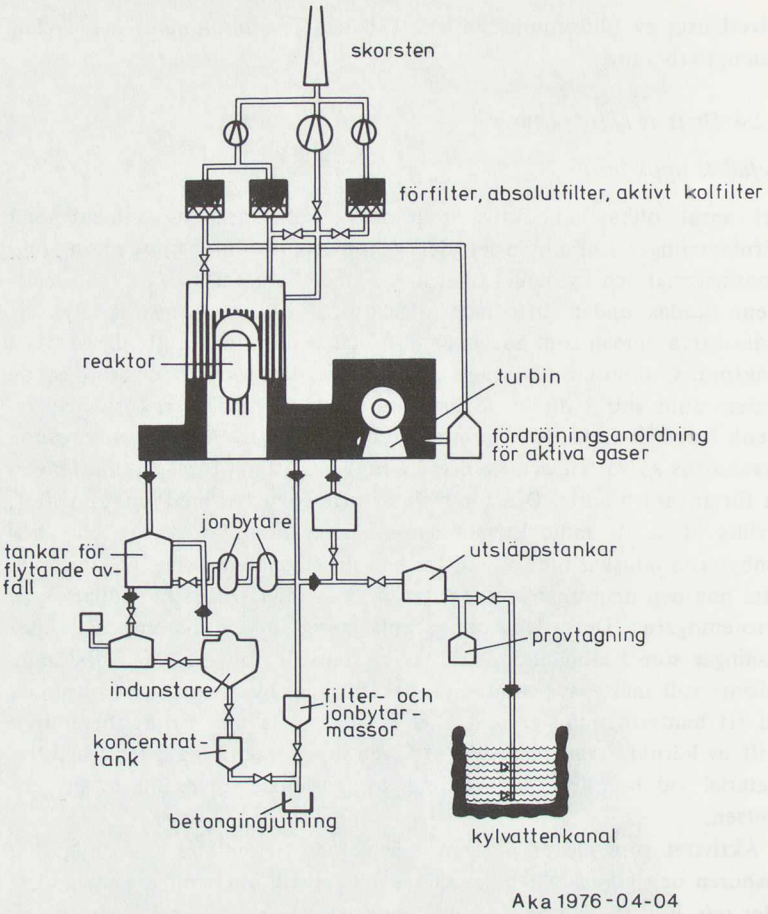
Aktivitet som läcker ut från bränslet är till en del gasformig eller gasburen och måste behandlas så att utsläpp till omgivningen förhindras eller minskas. Detta sker normalt genom att gaserna leds till fördröjningstankar och därefter filtreras. Avfallet erhålls då huvudsakligen som förbrukade filter. Reningsanordningarna koncentreras som regel till system genom vilka avgaserna leds. De stora ventilationsluftflödena erfordrar som regel inte rening under normal drift. Figur 1.7 redovisar hur radioaktivt avfall i vätske- och gasburen form behandlas vid ett kärnkraftverk.

För övervakning och styrning av kärnklyvningen finns inne i reaktorhärden bl. a. styrstavar, detektorer och neutronkällor. Dessa förbrukas och måste ersättas. De är då starkt radioaktiva.

Radioaktivt avfall uppkommer också vid underhåll och reparationer av kärnkraftverk. Avfallets mängd och innehåll av aktivitet beror i hög grad på vilka delar som bytts ut. Särskilt aktiva är delar som ingått i en reaktorhärd. Reparationsarbeten kan ibland även utföras utanför kärnkraftverken, t. ex. hos turbintillverkare.

Den blandning av olja och vatten som samlas upp vid turbinen och vissa pumpar kan innehålla mindre mängder radioaktiva ämnen och måste därför hanteras som radioaktivt avfall.

I arbetet vid ett kärnkraftverk uppkommer också avfall såsom plast, isoleringsmaterial, trasor, skyddskläder, papper, ställningsvirke och skrot.



Figur 1.7 Behandling av radioaktivt avfall i vätske- och gasburen form vid ett kärnkraftverk

Detta avfall är ofta helt inaktivt. Genom att det erhålls inom s. k. kontrollerat område, dvs. inom utrymmen där aktivitet förekommer eller kan förekomma, betraktas det dock som aktivt.

När en reaktor tjänat ut och bränsleelementen forslats bort uppkommer avfall från nedmontering. Under de år reaktorn varit i drift har en avsevärd aktivitet upplagrats i främst reaktortank och reaktorinneslutning. Erfarenheter av att lägga ner större kraftreaktorer saknas. Endast forsknings- och demonstrationsreaktorer har hittills lagts ner.

Avfallsmängder

Ungefärliga årliga mängder radioaktivt avfall från en lättvattenreaktor med effekten 900 MWe av kokar- resp. tryckvattentyp framgår av tabell 1.2. Sammanlagt uppgår dessa mängder i obehandlad form till omkring 400 m^3 per år. Ytterligare ca 400 m^3 avfall uppkommer vid upparbetning av bränslet, se sid 29. Uppgifterna för jonbrytarmassor samt indunstarkoncentrat bygger på antagandet att kylmediet innehåller klyvnings-

produkter från en bränslehärd med läckage motsvarande 0,1 % skadade stavar. Om radioaktivt material läcker ut från bränslet påverkar detta mera avfallets aktivitetsnivå än dess mängd.

Tabell 1.2 Årliga mängder låg- och medelaktivt avfall från en lättvattenreaktor med effekten 900 MWe.

Typ av avfall	Mängd obehandlat avfall per år			
	Kokarreaktor		Tryckvattenreaktor	
	m^3	ton	m^3	ton
Jonbytarmassor[1]	30	30	20–35	20–35
Indunstarkoncentrat[2]	15	15	15	15
Härdkomponenter		7		0,5
därav zirkoniumavfall		4		0[3]
övrigt		3		0,5
Oljeavfall	2	2	2	2
Avfall från reaktorns primära system		2–3		2–3
Övrigt avfall från kontrollerade områden	400	40	400	40

[1] 50 % torrsubstanshalt
[2] 20 % torrsubstanshalt
[3] Zirkonium finns i konstruktionsdelar, höljerör och ledrör till bränsleelement för kokar- och tryckvattenreaktorer. Vid kokarreaktorer tas höljerören av från det använda bränslet och lagras i bränslebassängerna.

Aktivitet i avfallet

Jonbytarmassan från en kokarreaktor är till större delen lågaktiv. Huvuddelen av aktiviteten återfinns i ca 30 % av massan. Tabell 1.3 redovisar årliga aktivitetsmängder i jonbytarmassan från en reaktor med storleken 900 MWe. Aktiviteten är uppdelad på viktigare nuklider med hänsyn till aktivitetsnivå och halveringstider och bygger på ett antaget läckage motsvarande 0,1 % skadade stavar i härden.

Tabell 1.3 Aktivitet i jonbytarmassor

Typ av reaktor	Årliga ungefärliga aktivitetsmängder i curie med uppdelning på viktigare nuklider		
	kobolt-60	cesium-137	strontium-90
Kokarreaktor	200–500	300	200
Tryckvattenreaktor	200–300	3000	<1

Cesium och strontium kommer att dominera aktivitetsmässigt i jonbytarmassorna efter 20–40 år. För mera aktiva massor krävs lagringstider på 500–600 år. Lågaktiva massor måste förvaras 200–300 år för att aktiviteten skall komma ner till 0,002 mikrocurie per gram motsvarande den gräns som anges i strålskyddslagen. Dessa lagringstider kan dock öka avsevärt vid förekomst av alfaaktiva ämnen i avfallet.

Tabell 1.4 anger aktivitetsmängder i indunstarkoncentrat med uppdelning på viktigare nuklider. Även här dominerar kobolt-60, cesium-137 och strontium-90.

Tabell 1.4 Aktivitet i indunstarkoncentrat från en tryckvattenreaktor

Nuklid	Årliga ungefärliga aktivitetsmängder i curie
Kobolt-60	5
Strantium-90	<1
Cesium-137	150–500

Dessa siffror grundar sig på amerikanska erfarenheter. Erfarenheter från indunstning av avfall från svenska kokarreaktorer saknas.

Tabell 1.5 redovisar vilken aktivitet som finns i vissa härdkomponenter.

Tabell 1.5 Aktivitet i härdkomponenter

Typ av komponent	Aktivitet av viktiga nuklider	Anmärkning
Zirkoniumavfall (kokarreaktorer)	250 Ci zirkonium-95 och 4,3 μCi zirkonium-93 per kg i höljerör till bränsleelement	
Styrstavar (kokarreaktorer)	250 Ci kobolt-60 per kg	Styrstavarna används i tryckvattenreaktorer inte till effektreglering utan är vid drift helt utdragna ur härden. Aktiviteten i stavarna blir därför relativt låg och stavarna förbrukas inte
Neutronkällor för start	3–10 Ci plutonium-238, ca 20 Ci americium-241 samt ca 465 Ci kobolt-60 per källa	8–10 källor per reaktor. Används enbart i samband med första start. Tas ut efter ca två år och ersätts således inte
Härddetektorer	1 Ci klyvningsprodukter, 0,006 Ci plutonium-238 samt 250 Ci kobolt-60 detektor	Angivna värden gäller för detektorer som används under normal drift och efter ett års avklingning
Övriga konstruktionsdetaljer	250 Ci kobolt-60 per kg	Beräknat maximalt värde. Normalt kan lägre aktivitet förväntas

Oljeavfall kan innehålla små aktivitetsmängder tritium, cesium eller korrosionsprodukter. Metallskrot från reaktorns primära system har som regel på vatten- eller ångsidan en beläggning som huvudsakligen innehåller korrosionsprodukter. Normalt är kobolt-60 avgörande ur lagringssynpunkt.

Vissa typer av icke brännbart avfall såsom isoleringsmaterial kan innehålla aktivitet om aktivt vatten eller aktiv ånga fått strömma igenom.

Brännbart avfall erhålls i samband med reparationsarbeten. Aktiviteten består normalt av korrosionsprodukter men klyvningsprodukter kan inte uteslutas. I det förra fallet dominerar kobolt-60 och i det senare cesium-137 och strontium-90. Reaktoravfall kommer att behandlas och lagras vid samtliga kärnkraftverk. För närvarande är det emellertid endast vid Oskarshamnsverket i Simpvarp som sådant radioaktivt avfall finns upplagrat i nämnvärda mängder.

En stor del av det radioaktiva avfall som uppkommer vid kärnkraftverk brukar förbehandlas i syfte att minska volymerna. Lågaktivt fast avfall packas i plastsäckar eller plåttunnor. Jonbytarmassor och indunstarkoncentrat gjuts däremot in antingen i betong eller asfalt. Efter denna behandling lagras avfallet. Förbrukade härdkomponenter från kärnkraftverk förvaras tills vidare under vatten i verkens bränslebassänger.

Aktivt avfall från nedläggning av kärntekniska anläggningar

I äldre anläggningar kommer kostnaderna för att hålla hög drifttillgänglighet så småningom att öka varför nedläggning av driften kan vara att föredra. Ett annat skäl kan vara att säkerheten vid kärnkraftverken inte motsvarar nya krav från myndigheterna. Större kärnkraftreaktorer har ännu inte lagts ned. Driftperioden brukar anges till 30–40 år och ingen större reaktor har ännu varit i drift så länge. Aktiviteten efter 40 års bestrålning kan uppgå till 25–40 curie kobolt-60 per kg stål i vissa interna delar av reaktortanken.

Nedläggning av kärnkraftverk och andra kärntekniska anläggningar kan komma att utföras på olika sätt beroende på anledningen till nedläggningen och för vilket ändamål platsen efteråt skall användas. Kraven på säkerhet under driftperioden innebär bl. a. att vissa byggnadskonstruktioner görs mycket starka och därför kommer att kräva stora insatser för att riva. Rivningen beräknas därför bli mycket dyr.

När driften vid forsknings- och demonstrationsreaktorer avslutats har bränsleelement transporterats bort. Vidare har vissa reaktorsystem monterats ned för att förhindra fortsatt drift. Därefter har åtgärder vidtagits för att förhindra okontrollerad spridning av kvarvarande radioaktiva ämnen inom byggnaderna och till omgivningen. Detta gäller exempelvis den snabba nolleffektsreaktorn FR-0 i Studsvik, forskningsreaktorn R1 i Stockholm samt Ågestareaktorn. Flera utländska anläggningar har monterats ned. Bl. a. har Elk River-anläggningen i Minnesota i USA rivits fullständigt.

Den totala mängden avfall vid rivning kan variera avsevärt. Detta beror bl. a. på konstruktion och utformning av reaktorn, hur rengöring lyckas och på förorening i betongkonstruktioner. Mängden material som utsatts för neutronbestrålning under drift kan uppskattas för enskilda reaktorer. En sådan uppskattning redovisas i tabell 1.6.

Övriga system och byggnader ger vid rivning betydligt större mängder avfall men det är osäkert om detta kommer att innehålla någon aktivitet.

Nedläggningen av Elk River-anläggningen visar att ett mindre kärnkraftverk kan rivas med tillgänglig teknik. Tekniken bör kunna utvecklas för rivning även av större anläggningar.

Tabell 1.6 Mängd medelaktivt avfall vid nedläggning av en lättvattenreaktor med effekten 900 MWe

	Kokarreaktor ton	Tryckvattenreaktor ton
Reaktortank med interna delar	800	600
Betongkonstruktioner kring reaktortanken	3500–5000	3500

1.2.5 *Upparbetning av använt bränsle*

Ändamålet med upparbetning av det använda bränslet är dels att bättre hushålla med tillgängliga bränsleresurser, dels att säkerställa en tillfredsställande behandling och slutlig förvaring av långlivade nuklider i kärnkraftens radioaktiva avfall. Återanvändning av vid upparbetningen avskilt uran minskar det totala behovet av natururan, medan återföring av plutonium minskar behovet av såväl natururan som anrikningsarbete. Upparbetning av bränslet ger samtidigt möjlighet att ge det högaktiva avfallet en form som är tillräckligt stabil för att det skall kunna förvaras avskilt från kretsloppet i naturen under de mycket långa tider som krävs för att det radioaktiva sönderfallet skall fortgå till en ofarlig nivå.

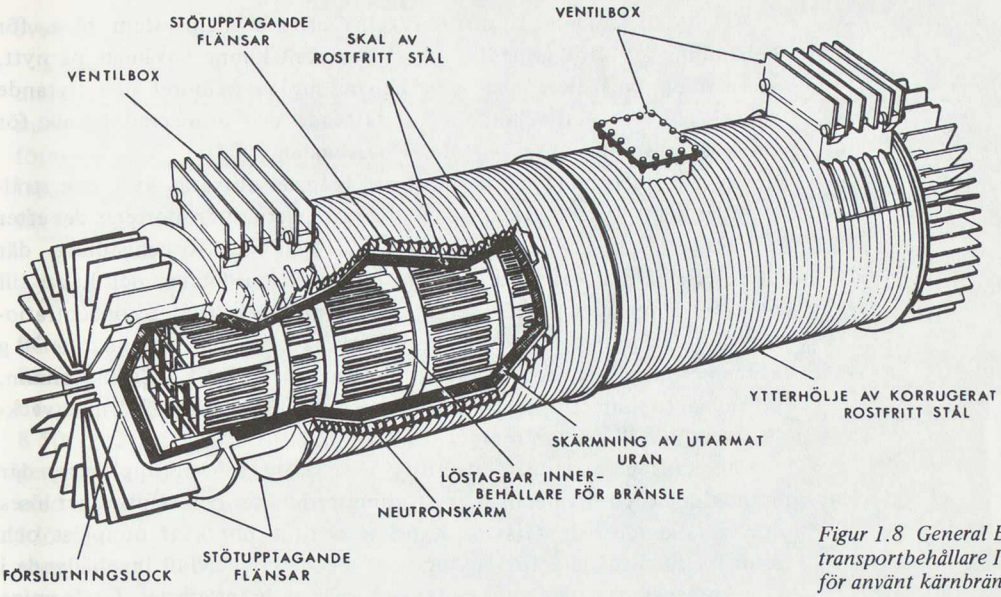
Transport av använt bränsle

En del av reaktorbränslet byts varje år, vanligen i samband med det årliga uppehållet för översyn. Det använda bränslet förs efter uttaget från reaktorn till en 11–14 m djup bränslebassäng, som tjänar som strålskydd och samtidigt kyler bränslet. I det uttagna bränslet utvecklas avsevärda mängder värme på grund av främst klyvningsprodukternas sönderfall. Omedelbart efter reaktorns avstängning är värmeutvecklingen 2 700 kW per ton uran, efter 1 dygn 210 kW per ton uran och efter 1 år 10 kW per ton uran. Bränsleutbytet påbörjas normalt ca en vecka efter avstängningen, då värmeutvecklingen är ca 100 kW per ton uran i bränslet.

Det använda bränslet får svalna i vattenbassängen åtminstone 3 månader före transport till upparbetningsanläggningen. I praktiken förvaras bränslet betydligt längre tid vid kärnkraftverket. Transporten sker sedan på landsväg, järnväg eller som sjötransport enligt internationellt antagna säkerhetsföreskrifter.

Nu använda emballage för landsvägstransport av använt bränsle från lättvattenreaktorer väger ca 30 ton och rymmer ca 1 ton uran som bränsle. De sista åren har dock utvecklats betydligt tyngre emballage som medger en bättre transportekonomi. Använt bränsle från de nuvarande svenska kärnkraftverken fraktas med båt till upparbetningsanläggningar i utlandet. En typ av transportbehållare visas i figur 1.8.

Radioaktivt avfall kan uppstå vid lossning av använt bränsle vid upparbetningsanläggningar samt vid rengöring av transportbehållare. Det behandlas tillsammans med annat avfall från ifrågavarande anläggning.



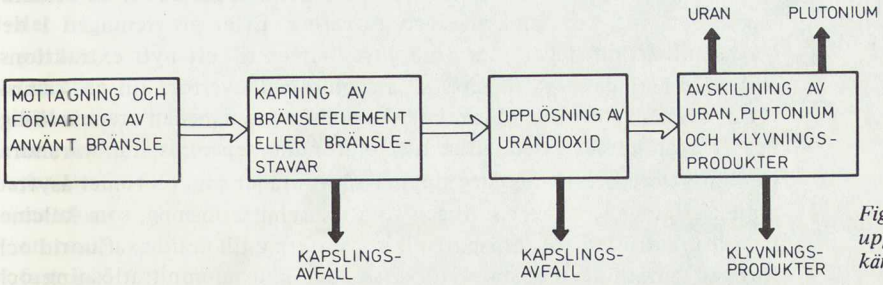
Figur 1.8 General Electrics transportbehållare IF-300 för använt kärnbränsle

Transportolyckor med markkontamination som följd kan ge avfall från sanering av olycksplatsen. Tillgänglig statistik över transporter av använt kärnbränsle visar att sådana olyckor förekommer mycket sällan.

Teknik för upparbetning

De anläggningar för upparbetning av använt kärnbränsle som nu är uppförda, under byggnad eller i planeringsskedet, bygger alla på varianter av den amerikanska Purexprocessen. I korthet omfattar huvudprocessen kapning av bränsleelementen, upplösning av bränslet i kokande salpetersyra, separation av uran och plutonium från klyvningsprodukter genom extraktion med ett organiskt lösningsmedel, separation av uran och plutonium från varandra samt slutrening av uran och plutonium.

Genom upparbetning av det använda bränslet uppdelas detta i fyra fraktioner innehållande uran, plutonium, kapslingsavfall och högaktivt avfall. Figur 1.9 visar ett schema över upparbetning av använt kärnbränsle från lättvattenreaktorer.



Figur 1.9 Schema över upparbetning av använt kärnbränsle

Vid sidan av huvudprocessen finns en rad hjälpsystem bl. a. för behandling av lösningsmedlet så att det skall kunna användas på nytt, återvinning av salpetersyra samt behandling av gasburet och flytande avfall. Till allt detta krävs en omfattande och avancerad teknik för processkontroll liksom för skydd av personalen.

Det till anläggningen inkommande bränslet förvaras kylt och strålskyddat i djupa vattenbassänger. Från bassängerna transporteras det efter en total svalningstid om minst 150 dygn till förbehandling, där bränsleelementen befrias från yttre konstruktionsdetaljer och kapas till 5–8 cm långa bitar. Efter 150 dygns svalning är aktivitetskoncentrationen i bränslet ungefär 4 000 curie per kg uran motsvarande ca 30 g klyvningsprodukter och ca 10 g transuraner, varav 8–9 g plutonium, 0,7 g neptunium, 0,15 g americium och 0,035 g cerium. Värmeutvecklingen är 20 kW per ton uran.

Det kapade materialet överförs i en korg till en upplösare, där uranoxiden med sitt innehåll av klyvningsprodukter och transuraner löses upp i kokande salpetersyra. Kapslingsskrotet blir kvar oupplöst och överförs till behållare för lagring som medelaktivt avfall innehållande i zircaloykapslingen bildad aktivitet och spår av bränslerester. Gasformiga klyvningsprodukter, i första hand jod, krypton och tritium, det senare som vattenånga, avgår till avgasen. I avgassystemet separeras joden från avgasen med alkalisk tvätt och med speciella filter. Metoder finns utvecklade för att separera krypton från avgasen genom extraktion med fluorkolväten, lågtemperaturadsorption på aktivt kol eller kondensation i flytande kväve åtföljd av fraktionerad destillation. Krav på begränsning av kryptonutsläpp har föreslagits av Environmental Protection Agency i USA, och man förväntar att detta kommer att påfordras under 1980-talet.

Lösningen med det i salpetersyra upplösta bränslet matas in i ett system, där två i varandra olösliga vätskor, den ena den salpetersura bränslelösningen, den andra ett organiskt lösningsmedel, tributylfosfat, strömmar i motsatta riktningar under växelvis omblandning och avskiljning av vätskefaserna (motströmsextraktion). Uran och plutonium har under rådande betingelser hög löslighet i det organiska lösningsmedlet, medan lösligheten är mycket låg för klyvningsprodukterna. Undantag är främst zirkonium och rutenium, som har en viss begränsad löslighet och därför bestämmer antalet extraktionssteg som behövs för att ernå önskad renhet i den organiska produktströmmen. Den från systemet utströmmande vattenfasen innehåller det högaktiva avfallet som går direkt till behandlingsstegen för koncentrering och förvaring. Efter grovreningen i det första extraktionssteget förs produktströmmen till ett nytt extraktionssteg, där betingelserna justeras så att plutoniet överförs till en kemisk form, som är i stort sett olöslig i den organiska fasen medan uranets löslighet är oförändrad, varför uran och plutonium separeras från varandra. Genom ytterligare reningssteg uppnår såväl uranet som plutoniet åsyftad renhet. Uranet föreligger slutligen som uranylnitratlösning, som kalcineras till urantrioxid för transport till konvertering till uranhexafluorid och förnyad anrikning. Plutoniet förvaras som plutoniumnitratlösning och

överförs till plutoniumdioxid innan det används för bränsletillverkning.

Den högaktiva avfallslösningen innehåller 0,1 % av den ursprungliga uranmängden och 0,5 % av ursprunglig plutoniummängd samt den totala mängden av klyvningsprodukter och transuraner. Lösningen indunstas och förvaras vanligen en tid som flytande koncentrat i kylda och övervakade tankar. Efter viss tids förvaring överförs det flytande högaktiva avfallet till fast form.

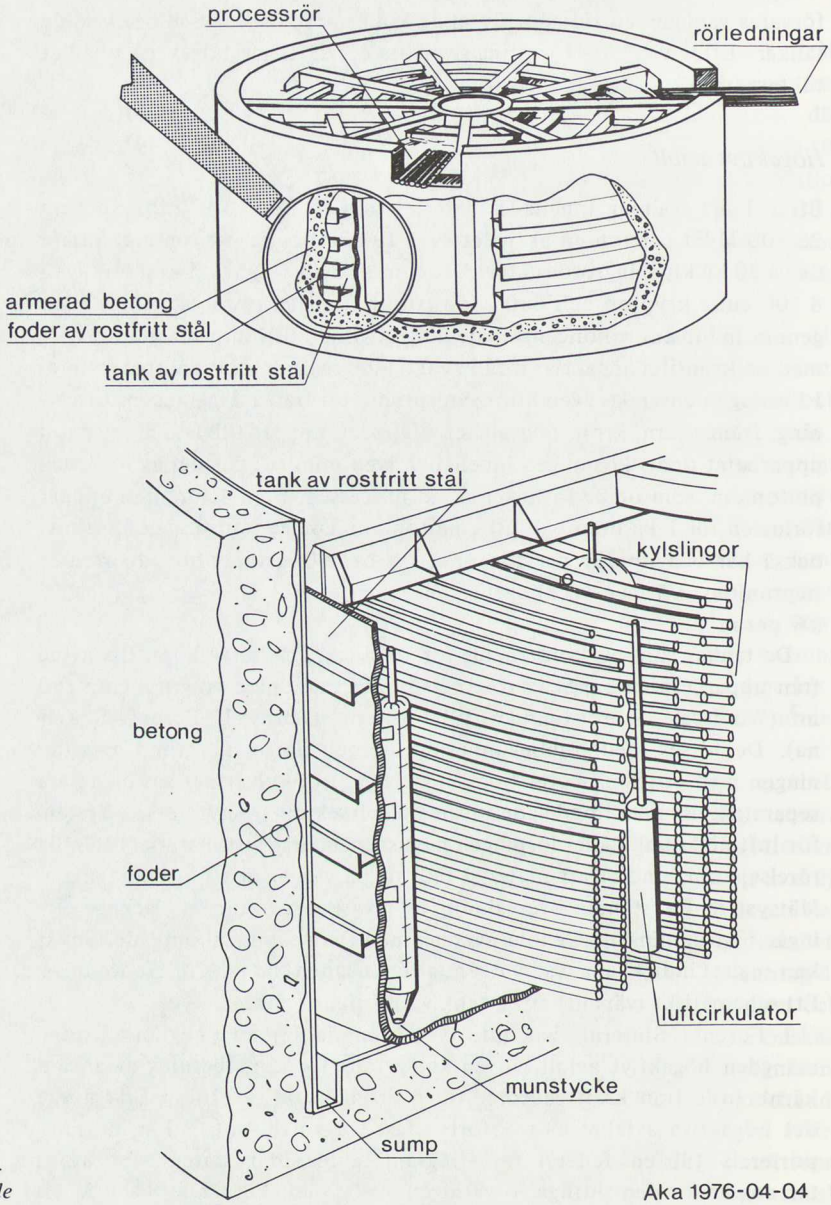
Högaktivt avfall

Efter 1 års svalning innehåller bränslet från en BWR med utbränningen 28 500 MWd per ton en aktivitet av 1 790 000 curie per ton motsvarande ca 30 kg klyvningsprodukter. Av denna aktivitet avgår vid upplösningen 8 500 curie krypton och 600 curie tritium, medan resten återfinns i den genom indunstning koncentrerade högaktiva avfallslösningen. Man räknar med en kvantitet högaktivt avfall av 0,6–0,8 m^3 per ton upparbetat uran. I lösningen ansamlas även korrosionsprodukter från anläggningens utrustning, främst järn, krom och nickel. Mängden uppgår till 1–2 kg per ton upparbetat uran. Lösningen innehåller även mindre mängder av uran och plutonium, som utgör förlusterna vid processen. Från 1 ton uran uppgår förlusten till 1 kg uran och 50 g plutonium. Övriga transuraner återfinns också här och uppgår per ton uran till ca 700 g, varav huvudparten är neptunium. Värmeutvecklingen i lösningen efter 1 års svalning är ca 15 kW per m^3.

De tankar som nu konstrueras för att förvara flytande högaktivt avfall från upparbetning byggs av rostfritt, syrafast stål med volymer från 150 m^3 (Windscale, Storbritannien) till 1 100 m^3 (Barnwell, Förenta Staterna). De förses med dubbel inneslutning och omges på grund av strålningen med ett flera meter tjockt jordlager. För kylvattnet används flera separata kylsystem uppdelade i primära och sekundära kylkretsar. System för luftinblåsning håller lösningen med suspenderat fast material i ständig rörelse, som hindrar att material fälls ut på väggar och botten i tanken. Mätsystem för ständig övervakning av nivå, temperatur, ev. läckage etc. ingår i utrustningen. Genom system med flera sammankopplade tankar kan man ständigt hålla reservutrymme om någon fylld tank måste tömmas. Ett schematiskt tvärsnitt av en tank visas i figur 1.10.

I Förenta Staterna har införts bestämmelser som begränsar totalmängden högaktivt avfall vid en anläggning för upparbetning av använt kärnbränsle från kraftreaktorer till 5 års produktion. Inom 5 år måste det högaktiva avfallet ha överförts i fast form och inom 10 år ha transporterats till en federal förvaringsanläggning, där staten mot avgift tar ansvar för den slutliga förvaringen av avfallet. Liknande regler är att förvänta i andra länder med upparbetningsanläggningar. Efter överföring i fast form beräknas det högaktiva avfallet uppta en volym av ca 100 liter per ton upparbetat uran. Erfarenhet finns från användning av några metoder att överföra det högaktiva avfallet i fast form. Ett års drift av en reaktor med en effekt på 1 000 MWe beräknas ge upphov till 2–3 m^3 fast högaktivt avfall. Detaljerade regler och specifikationer för avfalls-

hanteringen saknas ännu, men sådana förbereds nu i många länder och är även föremål för internationellt samarbete.



Figur 1.10 Tank för lagring av högaktivt flytande avfall

Övrigt aktivt avfall från upparbetning

Utom det högaktiva avfallet uppkommer vid en upparbetningsanläggning medel- och lågaktivt avfall i både fast och flytande form. Även vissa aktiva utsläpp till omgivningen förekommer.

Det kapslingsavfall som uppkommer vid förbehandlingen är kontaminerat med ca 0,1 % av bränslerester. Från 1 ton upparbetat uran fås 0,3–0,4 m^3 kapslingsavfall som 1 år efter bränsleuttag innehåller 10 000 curie aktiveringsprodukter, 17 000 curie klyvningsprodukter, 1 kg uran och 10 g transuraner. Det utvecklar genom sitt aktiva innehåll ca 0,5 kW per m^3 efter 1 års svalning. Volymen kan i viss mån minskas genom sammanpressning.

Mängden låg- och medelaktivt flytande avfall varierar inom vida gränser. Som riktvärde används emellertid 1 000 m^3 resp. 100 m^3 från upparbetning av en bränslesats om 30 ton uran. Den lågaktiva delen indunstas och det renade kondensatet släpps ut, medan koncentratet tillsammans med det medelaktiva avfallet gjuts in i asfalt eller betong, vilket ger 50 respektive 100 m^3.

Vidare uppkommer avfall bestående av t. ex. papper, kläder och kontaminerad utrustning. I obehandlad form torde det totalt handla om ca 400 m^3 från upparbetning av en bränslesats om 30 ton uran. En grov bedömning visar således att det vid upparbetning av bränsle från ett års reaktordrift uppstår lika mycket låg- och medelaktivt avfall som under samma tid uppkommit vid reaktorn.

2 Kärnkraftutbyggnad samt beräknade mängder plutonium och högaktivt avfall

Som grund för utredningens beräkningar av mängderna plutonium och högaktivt avfall i olika delar av världen ligger en inventering av tillgänglig information om kärnkraftutbyggnaden under de närmaste årtiondena. Resultatet av detta arbete framgår av tabell 2.1. De officiella prognoser som görs regelbundet inom ramen för internationella organisationers arbete, t. ex. ECE, OECD och IAEA har utnyttjats men även visst inofficiellt informationsmaterial.

För de närmaste fem åren kan prognoserna betraktas som tillförlitliga även om vissa anläggningar självfallet kan försenas. Tiden från ett beslut om att uppföra kärnkraftaggregat fram till att ta det i drift är i allmänhet mellan sju och tio år. Även 1985 års uppgifter i tabell 2.1 kan därför antas vara relativt tillförlitliga. För åren därefter blir bedömningarna däremot mera osäkra.

Prognoser för kärnkraftutbyggnaden såväl inom OECD som i olika länder har justerats nedåt sedan 1972. Bakgrunden är framför allt den minskade ökningstakten för efterfrågan på elenergi. Till en viss del har också höjda kostnader samt osäkerhet om konsekvenserna av höjda säkerhetskrav inverkat. En stor osäkerhetsfaktor i alla prognoser för tiden efter 1985 beror på svårigheterna att bedöma efterfrågan på elkraft på lång sikt.

Kärnkraftens andel av den totala elproduktionen kommer att öka snabbt i många länder. Många industriländer, däribland Sverige, har redovisat riktlinjer med 50 % kärnkraft av elproduktionen någon gång mellan 1985 och 1990. I vissa länder utan inhemska fossila bränslen har man t. o. m. förutsett högre andelar kärnkraft i elproduktionen.

USA, som svarar för nära hälften av världens civila kärnkraftutbyggnad, planerar för en fortsatt snabb utbyggnad och man räknar med att nå 50 %-gränsen på 1990-talet. Även i Sovjetunionen med dess rikliga tillgångar på fossila bränslen planeras en omfattande utbyggnad främst i landets europeiska delar. År 1976 offentliggjordes planer att kärnkraften skall svara för 20 % av den under tiden 1976–80 installerade effekten. Uppgifter om kärnkraftutbyggnaden i Kina saknas.

Beräkningarna av den mängd plutonium och högaktivt avfall som utbyggnaden av den civila kärnkraften medför grundar sig på följande förutsättningar.

- Den tid som ett bränsleelement befinner sig i reaktorn är fyra år. Svalningstiden fram till upparbetning uppgår till två år.
- Avfallsvolymerna anges i fast form såsom glas oavsett om överföringen till fast form sker långt senare.
- I beräkningarna har inte hänsyn kunnat tas till att återföring av plutonium kommer att minska mängderna lagrat plutonium eftersom tidpunkten då en mer omfattande återföring av plutonium i bränslets kretslopp ännu inte är känd.
- I beräkningarna har inte heller hänsyn tagits till att material förflyttas från ett land till ett annat, t. ex. för upparbetning. Alla angivna data hänför sig till kärnkraften inom respektive länder.

För tiden fram till 1976 har beräkningarna kunnat baseras på verkliga uppgifter om driften vid de olika kärnkraftverken. Mängderna högaktivt avfall och plutonium har därför beräknats utifrån följande antaganden.

- I lättvattenreaktorer bildas ca 36 kg plutonium per TWh elektrisk energi. För andra typer av reaktorer gäller andra siffror, vilka valts från fall till fall.
- Mängden högaktivt avfall motsvarar 0,45 m^3 fast avfall per TWh elektrisk energi.

För att göra motsvarande beräkningar för tiden från och med 1976 måste vissa ytterligare antaganden om drifttid m. m. göras. Våra beräkningar grundar sig därvid på följande förutsättningar.

- I lättvattenreaktorer bildas ca 220 kg plutonium per 1 000 MW elektrisk effekt och år.
- En kapacitetsfaktor av 70 % har valts vilket motsvarar ca 6 130 fulleffekttimmar per år
- För andra reaktortyper har valts motsvarande värden från fall till fall.
- 2,75 m^3 fast högaktivt avfall per 1 000 MW elektrisk effekt och år bildas enligt de gjorda antagandena om utnyttjad kapacitet.

Tabell 2.1 Kärnkraftutbyggnad i världen

Land	Installerad effekt, (GWe), år				
	1975	1980	1985	1990	2000
Sverige	3.2	7.4	10		
Finland	0	1.5	2.2		
Norden	3.2	8.9	12.2		
Belgien	1.7	3.5	5.5		
Frankrike	2.9	15.7	30		
Italien	1.4	5.3	20		
Nederländerna	0.5	0.5	3.5		
Storbritannien	6.3	10.4	16		
Västtyskland	4.1	18.5	38		
EG	16.9	53.9	113	235	620
Spanien	1.1	7.6	17		
Schweiz	1.0	4.9	7.5		
Österrike	0	0.7	4		
Övriga Västeuropa	0	0.7	5		
Västeuropa	22.2	76.7	158.7	325	865
Sovjetunionen	4.1	17.6	45.8		
Övriga Östeuropa	2.0	7.7	14.0		
Östeuropa inkl. Sovjet	6.1	25.3	59.8	115	300
Europa	28.3	102.0	218.5	440	1040
Kanada	2.5	7.3	15		
USA	40.0	88.7	225		
Nordamerika	42.5	96.0	240	500	1300
Latinamerika	0.3	2.8	9.4		
Indien	0.6	1.4	1.8		
Japan	7.1	19.1	47		
Pakistan	0.1	0.1	0.7		
Mellanöstern	0	1.2	6		
Övriga Asien utom Kina	0.6	3.9	12.4		
Asien utom Sovjet och Kina	8.4	25.7	67.9	135	360
Övriga	0	0	2.4		
Världen utom Kina	79.5	226.5	538.2	1100	2900

Tabell 2.2 Världens civila plutoniumproduktion

	Plutonium (ton per år), år			
	1980	1985	1990	1995
Västeuropa	8.3	23.2	44.6	90
Östeuropa inkl. Sovjet	2.2	6.2	13.9	27
Europa	10.5	29.4	52.7	117
Nordamerika	11.8	25.2	58.4	120
Asien utom Sovjet och Kina	2.2	6.7	16.2	35
Övriga utom Kina	0.1	1.2	4.0	8
Totalt	24.6	62.5	131.3	280

Tabell 2.3 Plutonium från civila kärnkraftverk

	Tonplutonium, år		
	1980	1985	1990
Västeuropa	37	110	275
Östeuropa inkl. Sovjet	4.4	36	115
Europa	41.4	146	390
Nordamerika	28	121	330
Asien utom Sovjet och Kina	4.5	25	82
Övriga utom Kina	0.1	3	18
Totalt	74	295	820

Tabell 2.4 Högaktivt avfall från använt kärnbränsle

	Högaktivt avfall (m^3 per år) i fast form, år			
	1980	1985	1990	1995
Västeuropa	81	252	493	990
Östeuropa inkl. Sovjet	28	78	175	335
Europa	109	330	668	1325
Nordamerika	141	304	707	1460
Asien utom Sovjet och Kina	28	82	200	400
Övriga utom Kina	1	10	35	75
Totalt	279	726	1610	3260

Tabell 2.5 Högaktivt avfall från använt kärnbränsle

	M^3 högaktivt avfall i fast form, år			
	1980	1985	1990	2000
Västeuropa	460	1280	3400	13000
Östeuropa inkl Sovjet	55	435	900	4000
Europa	515	1715	4300	17000
Nordamerika	350	1500	4100	18000
Asien utom Sovjet och Kina	55	315	1000	5000
Övriga utom Kina		40	200	1000
Totalt	920	3570	9600	41000

3 Sammansättning av använt kärnbränsle och högaktivt avfall från svenska kärnreaktorer

3.1 Bränsletyper och övriga förutsättningar

Utredningen har här valt att närmare studera det mest förekommande bränslet för svenska reaktorer vilket är bränsle som använts i kokvattenreaktorer till en utbränning av 28 500 MWd/t (megawattdygn per ton uran). Merparten av bränslet från svenska reaktorer kommer att vara av detta slag under överskådlig framtid. I Sverige blir endast ytterligare en bränsletyp vanlig, nämligen tryckvattenreaktorns bränsle, vilket avses att drivas till en utbränning av 33 000 MWd/t. Skillnaden mellan dessa båda bränsletyper är obetydlig i detta sammanhang.

Bränsle från diverse forskningsreaktorer, bränsle för lättvattenreaktorer som berikats med plutonium och bränsle som kan ha tagits ur drift på grund av tidiga bränsleskador behandlas inte i detta sammanhang.

Vid beräkningarna i detta avsnitt har antagits att bränslet varit placerat i reaktorhärden fyra år, att det därefter fått svalna två år före upparbetning samt att man vid upparbetningen separerar 99,9 % av uranet och 99,5 % av plutoniet.

3.2 Använt kärnbränsle

När bränsleelementen tas ut ur en kokvattenreaktor efter normal användning har man ur varje gram uran framställt ca 230 kilowattimmar elektrisk energi. Dessutom har ungefär dubbelt så mycket energi producerats i form av värme. Energin har producerats vid klyvning av tunga klyvbara nuklider som ingår i bränslet. 55 % av energin härrör från det uran-235 som finns i bränslet från början. 37 % av energin har frigjorts vid klyvning av de två klyvbara plutoniumisotoperna plutonium-239 och plutonium-241, vilka byggts upp ur uran-238 under den tid som bränslet bestrålats i reaktorn. Återstående 8 % av kärnklyvningarna härrör huvudsakligen från klyvning av uran-238, som visserligen inte är klyvbart av nedbromsade termiska neutroner, men som kan klyvas av snabba neutroner.

Det första och viktigaste steget i den serie kärnomvandlingar som sker i uranbränslet består av en neutroninfångning i uran-238 varefter den nya

kärnan genom utsändning av betastrålning omvandlas till plutonium-239. Detta sker redan från det första ögonblick som bränslet tas i drift, vilket förklarar att en så stor andel som en tredjedel av alla kärnklyvningar i bränslet skett i den nya nukliden plutonium när bränslet slutligen tas ur drift.

Vid ett normalt driftsförlopp i bränslet förbrukas huvudsakligen uran-235. Halten av denna nuklid i kokvattenreaktorns bränsle minskar från 2,8 % till ca 0,8 %. Av de ursprungliga 97,2 % uran-238 klyvs 0,15 % direkt av snabba neutroner och ca 2 % omvandlas till plutonium, varav hälften undergår klyvning. Det använda bränslets sammansättning sammanfattas i tabell 3.1.

Tabell 3.1 Sammansättningen av använt bränsle

Ämne	Viktprocent
Uran-235	0,8
Uran-236	0,3
Uran-238	95,0
Klyvbart plutonium	0,6
Övrigt plutonium	0,3
Övriga transuraner	0,07
Klyvningsprodukter	2,9

Utredningen har på grundval av en studie gjord av AB Atomenergi beräknat transuranernas aktiviteter vilka redovisas i tabell 3.2. Bolaget har dessutom på utredningens uppdrag beräknat aktiviteten hos de olika klyvningsprodukterna med utgångspunkt från de förutsättningar som angivits på föregående sida. Resultaten härav framgår av tabell 3.3.

Tabell 3.2 Aktinider i använt kärnbränsle

Nuklid		Curie per ton uran i bränslet efter		
		30 dygn	180 dygn	2 år
Curium	-246	0,06	0,06	0,06
	-245	0,3	0,3	0,3
	-244	1 700	1 700	1 600
	-243	17	16	16
	-242	34 000	18 000	1 700
Americium	-243	15	15	15
	-242m	13	13	12
	-241	140	210	470
Plutonium	-242	1,8	1,8	1,8
	-241	116 000	113 000	105 000
	-240	510	510	510
	-239	300	300	300
	-238	1 700	1 800	1 900
Neptunium	-239	1 900	15	15
	-238	26	13	12
	-237	0,21	0,21	0,21
Uran	-238	0,32	0,32	0,32
	-236	0,22	0,22	0,22
	-235	0,016	0,016	0,016
	-234	0,74	0,75	0,75

Tabell 3.3 Klyvningsprodukter i använt kärnbränsle

Nuklid		Halveringstid	Curie per ton uran i bränslet efter		
			30 dygn	180 dygn	2 år
Tritium	–3	12,33 år	700	690	640
Kol	–14	5 730 år	0,4	0,4	0,4
Krypton	–85	10,73 år	8 800	8 600	7 800
Strontium	–89	50,85 dygn	470 000	64 000	41
	–90	29 år	66 000	66 000	63 000
Yttrium	–90	64,0 tim	66 000	66 000	63 000
	–91	58,6 dygn	630 000	110 000	160
Zirkonium	–93	950 000 år	1,6	1,6	1,6
	–95	65,5 dygn	840 000	170 000	480
Niob	–93m	12 år	0,1	0,2	0,3
	–95	35,1 dygn	1 100 000	330 000	1 000
	–95m	3,61 dygn	17 000	3 600	10
Teknetium	–99	213 000 år	12	12	12
Rutenium	–103	39,6 dygn	570 000	41 000	2,7
	–106	1,01 år	390 000	300 000	105 000
Rodium	–103 m	56 min	560 000	40 000	2,6
	–106	29,9 sek	390 000	300 000	105 000
Tenn	–126	100 000 år	0,48	0,48	0,48
Antimon	–125	2,73 år	7 100	6 500	4 400
	–126	12,4 dygn	69	0,09	
	–126m	19,0 min	0,48	0,48	0,48
Tellur	–125m	58 dygn	1 500	1 500	1 000
	–127	9,4 tim	7 100	2 600	80
	–127m	109 dygn	6 900	2 600	80
	–129	70 min	111 000	510	
	–129m	33,4 dygn	17 000	800	
Jod	–129	15,9 miljoner år	0,025	0,025	0,025
	–131	8,041 dygn	50 000	0,012	
	–132	2,285 tim	1 700		
Xenon	–131m	11,99 dygn	1 500	0,031	
	–133	5,29 dygn	32 000		
Cesium	–134	2,06 år	120 000	110 000	64 000
	–135	2,3 miljoner år	0,38	0,38	0,38
	–137	30,1 år	94 000	93 000	90 000
Barium	–137m	2,55 min	88 000	87 000	84 000
	–140	12,79 dygn	240 000	71	
Lantan	–140	40,23 tim	280 000	82	
Cerium	–141	32,53 dygn	600 000	26 000	0,2
	–144	284,4 dygn	830 000	570 000	150 000
Praseodym	–143	13,58 dygn	260 000	120	
	–144	17,28 min	830 000	570 000	150 000
Neodym	–147	10,99 dygn	68 000	5,9	
Prometium	–147	2,62 år	120 000	110 000	71 000
Samarium	–151	93 år	440	440	430
Europium	–152	13 år	12	11	10
	–154	16 år	4 800	4 700	4 400
	–155	4,8 år	2 100	2 000	1 600
	–156	15,2 dygn	33 000	32	

Av klyvningsprodukterna är merparten stabila ämnen, men de stabila nukliderna är blandade med aktiva nuklider av samma grundämne. Vanligtvis är de aktiva klyvningsprodukterna neutronrika nuklider, som under betasönderfall omvandlas till stabila nuklider under bibehållande

av sina masstal. Energi frigörs i form av beta- och gammastrålning och förorsakar en värmeutveckling, som efter hand avtar.

Transuraner är de grundämnen som har atomnummer högre än uranets 92. Ofta används också begreppet aktinid om grundämnen som har atomnummer mellan 89 och 103. Detta är ett begrepp som lånats från kemin där det används för att framhålla att de kemiska egenskaperna hos grundämnena är likartade både inbördes och jämfört med lantaniderna med atomnummer 57–71. De båda grupperna är uppkallade efter det lättaste grundämnet aktinium respektive lantan. I det här sammanhanget är dock ämnenas radioaktiva sönderfall av intresse. Aktinidernas sönderfall ger upphov till alla typer av joniserande strålning, såväl neutron- som alfa-, beta- och gammastrålning. Aktiniderna omvandlas vanligtvis genom alfasönderfall till lättare nuklider. Alfapartiklarna är heliumkärnor med masstalet fyra, och därför betyder ett alfasönderfall en minskning av en nuklids masstal med fyra enheter. Aktiniderna har därför också fyra helt olika sönderfallskedjor beroende på att masstalen för de olika nukliderna kan skrivas som 4n, 4n+1, 4n+2 eller 4n+3 där n är ett godtyckligt heltal. De stabila slutprodukterna är huvudsakligen blyisotoper med masstalen 206, 207 och 208 samt vismut-209, men vissa smärre grenar går vidare till andra stabila nuklider av t. ex. tallium och kvicksilver.

Åtskilliga aktinider faller till en viss liten bråkdel sönder även genom spontanklyvning, vilket innebär att atomkärnan klyvs av sig själv och sänder ut neutroner.

Neutronstrålningen är mycket genomträngande eftersom neutronerna är elektriskt neutrala. Därför fordras speciella strålskärmsmaterial för att man skall kunna handskas med ämnen med stark neutronstrålning. Lämpligt strålskärmsmaterial är t. ex. borhaltigt paraffin, där paraffinets kol- och vätekärnor bromsar (modererar) neutronerna som sedan infångas i borkärnorna. En mycket stark neutronstrålning kan medföra att hanteringen av materialet måste ske med fjärrkontroll.

Alfastrålning kan ge upphov till sekundär neutronstrålning om alfasönderfallet sker i ett material som innehåller vissa lätta ämnen som syre och bor. Detta beror på att dessa ämnen kan fånga in en alfapartikel varvid en neutron slås ut.

3.3 Det högaktiva avfallets sammansättning

Det högaktiva avfallets sammansättning skiljer sig från det använda bränslets. Framför allt är avfallets innehåll av uran och plutonium betydligt mindre. Dessutom frigörs vid upparbetningen gasformiga och lättflyktiga ämnen, som tidigare varit inneslutna av kapslingsrören.

Som redan nämnts räknar man för närvarande med att vid upparbetningen avskilja 99,5 % av plutoniet och 99,9 % av uranet. Denna separation grundar sig på den teknik som nu används med målsättningen att upparbetningen skall vara ekonomiskt optimalt utformad. Utvecklingsarbeten pågår för att man skall kunna öka avskiljningsgraden om

detta ur avfallsbehandlingens synpunkt skulle visa sig önskvärt. Med den angivna avskiljningsgraden får avfallet den sammansättning som framgår av tabell 3.4. Tabellen grundar sig på samma material som tabellerna 3.2 och 3.3. Aktinidernas sammansättning framgår av tabell 3.5.

Tabell 3.4 Sammansättning av det högaktiva avfallet efter upparbetning två år efter bränsleuttag

Ämne	Viktprocent
Uran	3,2
Plutonium	0,2
Övriga aktinider	2,3
Klyvningsprodukter	94,3

Tabell 3.5 Aktinider i det högaktiva avfallet

		Curie räknat per ton uran efter				
		2 år	10 år	100 år	1000 år	10000 år
Curium	-246	0,061	0,061	0,060	0,053	
	-245	0,34	0,34	0,34	0,32	
	-244	1600	1200	34		
	-243	16	13	1,4		
	-242	1700	0,0069			
Americium	-243	15	15	15	13	0,0024
	-242m	12	12	8,0	0,13	
	-241	470	470	420	99	0,0001
Plutonium	-242	0,0092	0,0092	0,0092	0,0093	0,0083
	-241	520	340	3,4	0,32	0,0001
	-240	2,6	3,7	6,8	6,2	0,00017
	-239	1,5	1,5	1,5	1,8	0,5
	-238	9,3	17	8,3	0,0058	
Neptunium	-239	15	15	15	14	0,0024
	-238	12	12	8,0	0,13	
	-237	0,21	0,21	0,23	0,29	0,30
Uran	-238	0,0003	0,0003	0,0003	0,0003	0,0003
	-236	0,0002	0,0002	0,0002	0,0004	0,0021
	-235	0,00002	0,00002	0,00002	0,00002	0,00021
	-234	0,001	0,001	0,007	0,015	0,011
	-233				0,001	0,11

Av klyvningsprodukterna, som utgör ca 30 kg per ton uran i bränslet, är ca 18 kg sådana grundämnen som vid upparbetning efter två års svalning inte längre innehåller radioaktiva isotoper. Av återstående 12 kg är huvuddelen stabilt material, men eftersom grundämnena även har radioaktiva isotoper är det inte möjligt att kemiskt avskilja dessa ämnen. Om man skulle tänka sig en indelning av dessa grundämnen efter den tid som fordras för en förvaring tills ämnena blir ofarliga för omgivningen får vi följande tre huvudgrupper

– Förvaring fordras några årtionden. Till denna grupp kan hänföras klyvningsprodukterna rutenium, antimon, cerium och prometium

- Förvaring fordras några århundraden. Detta gäller klyvningsprodukterna strontium, cesium, europium och troligen även samarium.
- Förvaring fordras väsentligen för all framtid. I denna grupp finner vi klyvningsprodukterna zirkonium och teknetium samt alla transuraner

De ämnen som är gasformiga eller lättflyktiga medför speciella problem vid upparbetningen. I viss utsträckning avskiljs de redan när kapslingen öppnas. Tritium hör till den första gruppen, krypton till den andra samt kol och jod till den tredje och mest långlivade gruppen.

Slutligen finns bland övriga klyvningsprodukter några med mycket lång livslängd, men med endast mycket små bidrag till aktiviteten i avfallet. Av dessa har för jämförelsens skull selen, palladium och tenn medtagits i tabell 3.6. Selen och palladium är betastrålare utan farlig gammastrålning. Tenn kan möjligen hänföras till den tredje gruppen av ämnen med mycket långlivade isotoper.

Tabell 3.7 visar värmeutvecklingen i använt bränsle och högaktivt avfall. Upparbetning har antagits ske efter 2 års svalning.

Tabell 3.7 Värmeutveckling i använt bränsle och högaktivt avfall

Svalningstid	Värmeutveckling, kW per ton uran	
	Klyvningsprodukter	Aktinider
1 dygn	56	3,8
90 dygn	20	1,2
180 dygn	13	0,87
1 år	7,3	0,50
5 år	1,3	0,07
10 år	0,80	0,06
50 år	0,28	0,03
100 år	0,08	0,02

Tabell 3.6 Kvarvarande långlivade klyvningsprodukter i högaktivt avfall

Grundämne	Totalmängd aktiva och stabila isotoper gram	Aktiva isotoper	Aktivitet i curie per ton uran efter				
			10 år	100 år	1 000 år	10 000 år	100 000 år
Antimon	10	^{125}Sb, ^{125m}Te	690				
Cerium	2100	^{144}Ce, ^{144}Pr	240				
Cesium	2200	^{134}Cs, ^{135}Cs, ^{137}Cs, ^{137m}Ba	154 000	18 800	0,38	0,38	0,37
Europium	110	^{154}Eu, ^{155}Eu	3600	2			
Palladium	1200	^{107}Pd	0,095	0,095	0,095	0,095	0,094
Prometium	10	^{147}Pm	8600				
Rutenium	1900	^{106}Ru, ^{106}Rh	840				
Samarium	740	^{151}Sm	400	197	0,152		
Selen	50	^{79}Se	0,32	0,32	0,31	0,28	0,109
Strontium	670	^{90}Sr, ^{90}Y	10400	11,3			
Teknetium	710	^{99}Tc	12	12	12	11,7	8,7
Tenn	40	^{126}Sn, ^{126m}Sb, ^{126}Sb	1,02	1,02	1,02	0,96	0,51
Zirkonium	3200	^{93}Zr, ^{93m}Nb	3,3	3,1	3,1	3,1	3,0
Jod	190	^{129}J	0,025	0,025	0,025	0,025	0,025
Kol	–	^{14}C	0,40	0,40	0,35	0,12	
Krypton	300	^{85}Kr	460	14,1			
Tritium		^{3}H	400	2,5			

3.4 Annat alfaaktivt avfall

Förutom den normala avfallsströmmen av klyvningsprodukter och aktinider från upparbetning av använt bränsle kommer ytterligare några kategorier avfall att fordra liknande behandling. Det gäller främst kapslingsavfall och en del övrigt alfaaktivt avfall. Här avses sådana komponenter och avfall som medföljer bränslet till upparbetningsanläggningen.

I kapslingsavfallet ingår förutom de zircaloyrör som inneslutit bränslet även ändplattor, spridare, diverse fjädrar och andra härdkomponenter som följer med bränsleelementen till upparbetningsanläggningen. Dessa komponenter har fått höga neutrondoser i reaktorhärden och uppvisar en stark inducerad aktivitet vilket redovisas i tabellerna 3.8 och 3.9.

Höljerör, dvs. de boxar som omsluter en kokvattenreaktors bränsleelement, har inte medräknats. Det är möjligt att dessa i framtiden kan komma att medfölja till upparbetningsanläggningen. I tabell 3.8 har även medräknats bränslerester från det använda bränslet vilka uppgår till ca 0,1 % av i tabellerna 3.2 och 3.3 angivna kvantiteter.

Tabell 3.8 Kapslingsavfallets ursprung

Komponent	Curie räknat per ton uran efter	
	2 år	10 år
Kapsling med ändpluggar	330	58
Topplatta utan fjädrar	720	120
Bottenplatta	790	140
Fjädrar i fissionsgasutrymme	1800	310
Spridare och fjädrar i topplatta	870	520
Bränslerester	1100	340
Totalt	5600	1500

Till övrigt alfaaktivt avfall bidrar främst americium-241 som bildas ur plutonium-241 vid lagring av plutonium. Om längre tid än några månader förflyter mellan upparbetning och tillverkning av plutoniumbränsle måste man i en särskild process avlägsna det americium som bildats.

För varje ton uran i det ursprungliga reaktorbränslet får man vid upparbetningen ca 8,5 kg plutonium. Under lagring bildas i dessa 8,5 kg plutonium ca 47,5 g americium-241 per år. Varje års lagring ger upphov till avfall som redovisas i tabell 3.10.

Tabell 3.9 Aktivitet i kapslingsavfall[1]

Ämne	Aktiv isotop	Curie räknat per uran efter					
		2 år	10 år	100 år	1 000 år	10 000 år	100 000 år
Järn	^{55}Fe, ^{59}Fe	3 300	420	0			
Kobolt	^{58}Co, ^{60}Co	520	180	0,001	0		
Nickel	^{59}Ni, ^{63}Ni	570	540	280	3,8	3,2	1,5
Niob/Zirkonium	^{95}Nb, ^{95}Zr	53	0				
Zirkonium	^{93m}Nb, ^{93}Zr	0,19	0,23	0,32	0,32	0,32	0,30
Mangan	^{54}Mn	43	0,07	0			
Tantal[2]	^{182}Ta	33	0				
Niob[2]	^{94}Nb	0,09	0,09	0,09	0,08	0,06	0,003
Teknetium	^{99}Tc	0,00005	0,00005	0,00005	0,00005	0,00005	0,00003
Tenn	^{113}Sn	13	0				
Kol[3]	^{14}C	0,34	0,34	0,34	0,30	0,10	0,000002
Totalt		4 500	1 100	280	4,5	3,7	1,8

[1] Avfallet omfattar kapslingsrör, botten- och topplattor, spridare, ändpluggar samt diverse fjädrar. Höljerör och bränslerester är inte inräknade.
[2] Härrör från legeringen inconel i spridare.
[3] 73 % av kol-14-aktiviteten härrör från kapslingsrören.

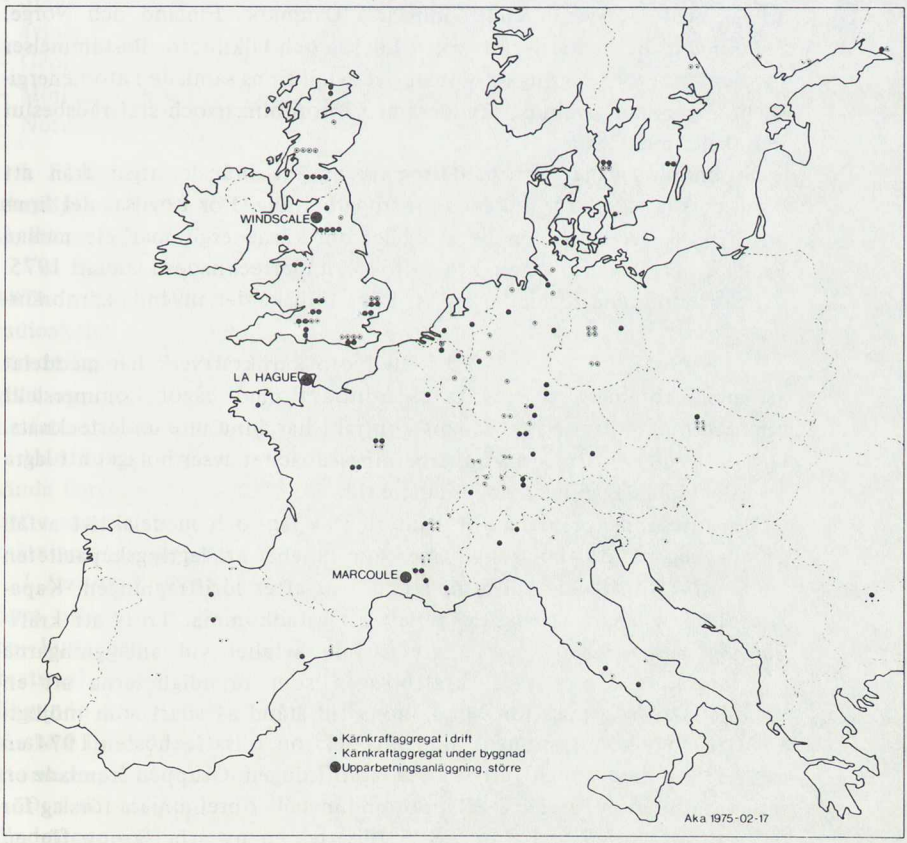
Tabell 3.10 Sönderfall av 47,5 g americium-241

Nuklid	Curie per 47,5 g ^{241}Am efter							
	1 år	10 år	100 år	1 000 år	10 000 år	100 000 år	1 milj år	10 milj år
^{241}Am	160	160	140	33	0,00002			
^{237}Np	0,00005	0,0005	0,0049	0,026	0,033	0,032	0,025	0,0013
^{233}Pa	0,00005	0,0005	0,0049	0,026	0,033	0,032	0,025	0,0013
^{233}U				0,00008	0,0014	0,012	0,025	0,0013
^{229}Th					0,0008	0,012	0,025	0,0013
Övriga i kedjan[1]				0,000003	0,0053	0,082	0,18	0,0090
Totalt	160	160	140	33	0,073	0,16	0,28	0,014

[1] Dessa är ^{225}Ra, ^{225}Ac, ^{221}Fr, ^{217}At, ^{213}Bi, ^{213}Po och ^{209}Pb.

4 Den nuvarande hanteringen av aktivt avfall utomlands

Större delen av det radioaktiva avfall som nu lagras i världen kommer från bränsleupparbetning för framställning av plutonium till kärnvapen. Trots att civil kärnkraft byggts ut kraftigt är den mängd använt civilt reaktorbränsle som lagras ringa och består främst av bränsle från lättvattenreaktorer. Figur 4.1 visar läget för kärnkraftverk och upparbetningsanläggningar i Europa. Det är främst vid sådana anläggningar som det radioaktiva avfallet uppstår och lagras under en viss tid.



Figur 4.1 Kärnkraftverk och upparbetningsanläggningar i Europa

Kapitel 2 och 3 innehåller närmare redogörelser för utbyggnaden av kärnkraft och beräknade mängder högaktigt avfall och plutonium i olika länder. Det har inte varit möjligt att få aktuella uppgifter för låg- och medelaktivt avfall. Följande redovisning innehåller främst en översikt av regler för och nuvarande hantering av radioaktivt avfall. För det pågående forsknings- och utvecklingsarbetet i en del länder hänvisas till kapitel 12.

4.1 Norden

Bland de nordiska grannländerna är det endast Finland som beslutat bygga ut kärnkraft. I Danmark föreligger vissa planer på utbyggnad som folketinget väntas behandla under 1976. I Norge har man bl. a. till följd av landets stora olje- och gasförekomster skjutit kärnkraften på framtiden. Island har stora tillgångar på jordvärme och vattenkraft som gör att kärnkraft inte är aktuell för energiförsörjningen.

Utredningen har dels samlat in aktuell information, dels samrått om nordiskt samarbete genom besök i anläggningar och hos myndigheter i Danmark, Finland och Norge och genom det nordiska kontaktorganet för atomenergifrågor. Under 1976 har Aka-utredningen haft ett nära samarbete med motsvarande utredningar i Danmark, Finland och Norge.

I *Finland* byggs kärnkraftverken Loviisa och Olkiluoto. Bestämmelser för hantering och lagring av radioaktivt avfall finns samlade i atomenergilagen, lagen om strålningsskydd samt i förordningar och statsrådsbeslut i samband med dessa.

Nuvarande planer för hantering av använt bränsle utgår från att bränslet kan skickas utomlands för upparbetning. För Loviisas del finns en särskild överenskommelse i avtalet om kärnenergisamarbete mellan Finland och Sovjetunionen. Ett protokoll undertecknades i januari 1975, där Sovjetunionen förbinder sig att köpa tillbaka det använda kärnbränslet.

Industrins Kraft AB som äger Olkiluoto kärnkraftverk har meddelat att man kommer att försöka få kontrakt med något kommersiellt upparbetningsbolag. Något sådant kontrakt har ännu inte undertecknats. Om det skulle råda brist på upparbetningskapacitet avser bolaget att lagra bränslet vid anläggningen under längre tid.

De nuvarande planerna för hantering av låg- och medelaktivt avfall grundar sig på kraftbolagens planer som innebär att lagringskapaciteten vid kraftverken räcker till åtminstone 5 år efter idrifttagningen. Kapacitet för en längre lagringstid är lätt att åstadkomma. Trots att kraftbolagen har förberett sig på att förvara avfallet vid anläggningarna för längre tid anser såväl kraftbolagen som myndigheterna att en särskild avfallsorganisation bör komma till stånd så snart som möjligt.

Atomenergikommissionens allmänna sektion tillsatte hösten 1974 en arbetsgrupp med uppgift att se över lagstiftningen. Gruppen framlade en rapport i slutet av samma år. Rapporten innehåller preliminära förslag för det fortsatta arbetet. I april 1975 tillsattes en ny arbetsgrupp för en utredning om den administrativa organisationen för hantering av kärn-

kraftavfall. Gruppen överlämnade sina förslag till kommissionen i december 1975.

Gruppen rekommenderar följande organisation för avfallshanteringen.

- Endast en organisation skall ha det yttersta ansvaret för hantering av kärnkraftavfallet. Antalet och placeringen av lagringsplatser bestämmes av denna organisation i samarbete med riksplaneringen
- Två organisationsmodeller anses vara realistiska, nämligen en statlig anstalt och ett bolag med statsmajoritet. Den statliga anstalten skulle finansieras med budgetmedel och en avfallsskatt skulle uppbäras från kraftföretagen. Avfallsbolaget skulle indriva avgifter för sina tjänster. Verksamhetens beständighet kan säkras med fondering eller annat lämpligt förfarande. På lång sikt skall ansvaret för lagringen övergå till staten
- Organisationen skulle i början även fungera som ett lednings- och koordineringsorgan för FoU-arbetet och finansieringen skulle delvis kunna ske genom denna organisation.

Följande områden anses vara prioriterade forsknings- och utvecklingsobjekt.

- Standardisering av behandling och förpackning av låg- och medelaktivt avfall
- Geologiska undersökningar för lämpliga lagringsplatser
- Möjligheter för lagring av högaktivt avfall
- Nordiskt samarbete

I FoU-verksamheten skall det nuvarande avfallsprojektet i Otnäs utnyttjas så långt möjligt. Den nya organisationen skall styra forskningen så, att resultaten kan vara till nytta för praktiska åtgärder.

Vid Statens Tekniska Forskningscentral i Otnäs har sedan början av år 1974 pågått ett projekt omfattande olika behandlingsmetoder för radioaktivt avfall. Målsättningen för projektet har varit att göra tekniska utredningar i anslutning till behandling och lagring av avfall. Projektet har givit upphov till flera rapporter, i vilka avfallsproblemens karaktär och omfattning kartlagts.

Man deltar i NAK:s avfallsprojekt inom vilket det har varit möjligt att sända forskare till andra nordiska forskningsinstitutioner. Som resultat av detta samarbete har rapporter publicerats om experimentella studier på mätning och ingjutning av kärnkraftavfall.

I *Danmark* finns inga särskilda bestämmelser om radioaktivt avfall. Som tillägg till lagen om användning av radioaktiva material finns dock en kungörelse om säkerhetsåtgärder vid användning av radioaktivt material. Radioaktivt avfall från sjukhus, forskningsinstitutioner och liknande transporteras till forskningsstationen i Risö, där det finns en särskild lagringsanläggning. Det förtjänar också omnämnas att den danska atomenergikommissionen omorganiserats 1976–04–29.

Den dåvarande atomenergikommissionen AEK tillsatte en utredning, Undersøgelsen vedrørande Deponering av Atomkraftaffald (UDAKA) med uppgift att bedöma möjligheter och kostnader för att på ett säkert

sätt kunna slutförvara högaktivt avfall inom landet. I utredningens uppgifter ingår också att bedöma behovet av erforderligt forsknings- och utvecklingsarbete.

För eventuella danska kärnkraftverk räknar man med att upparbeta det använda bränslet utomlands. En inhemsk upparbetning i liten skala bedömer man bli alltför dyr jämfört med behandling i stora utländska anläggningar.

Det är emellertid inte uteslutet att högaktivt avfall i fast form från upparbetningen kommer att återsändas till det egna landet. Man vill därför i god tid undersöka vilka möjligheter till slutlig förvaring som finns i Danmark. Intresset har hittills koncentrerats till en del lerförekomster från tertiärtiden. UDAKA-utredningen överlämnade en rapport till AEK i mars 1976 där man konstaterar att det inte föreligger något som klart talar mot möjligheten att i Danmark, finna lämpliga geologiska bildningar för slutförvaring. I april 1976 har handelsministeriet utgett en utredning, Affald fra kernekraftverken, som AEK sammanställt. I denna ingår förutom nämnda rapport från UDAKA också redogörelser för hantering av låg- och medelaktivt avfall.

I *Norge* finns en strålskyddslag med i stort sett samma innebörd som i övriga nordiska länder. Tillsynsmyndighet för denna lagstiftning är Statens Institutt for Strålhygiene.

Man har i Norge långvarig erfarenhet av behandling av både låg- och medelaktivt avfall från forskningsreaktorerna i Kjeller och Halden liksom från olika slag av annan kärnteknisk verksamhet. Vid Institutt for Atomenergi i Kjeller finns en anläggning för behandling av aktivt avfall. Där pågår också utvecklingsarbete för olika behandlings- och förvaringsmetoder. Stortinget kommer inom de närmaste åren att fatta beslut om energiförsörjningen i landet. Genom utredningar om kärnkraftavfall och egen försöksverksamhet inom avfallsområdet förbereder man underlag till beslutsfattarna för ett eventuellt utnyttjande av kärnkraft i Norge.

Norska regeringen tillsatte i februari 1976 en utredning med uppgift att företa en bred analys av säkerhetsförhållandena i samband med drift av landbaserade kärnkraftverk och transport, lagring och bearbetning av radioaktivt material. Avsikten med analysen är att få ett betryggande underlag för att kunna bedöma säkerheten vid kärnkraftverk, så att man kan avgöra om det är försvarligt att ta sådana anläggningar i drift i Norge på 1980-talet.

Analysen avses omfatta kartläggning och studium av

- utsläpp av radioaktivtitet från kärnkraftverk vid normal drift
- sannolikhet, omfång och konsekvenser av reaktorolyckor
- skydd av anläggningar mot krigshandlingar och sabotage
- förhållandena vid berganläggningar
- transport och lagring av radioaktivt material
- internationell kontroll av klyvbart material
- säkerhetsöverväganden i samband med eventuell utvinning och bearbetning av uran i Norge på längre sikt

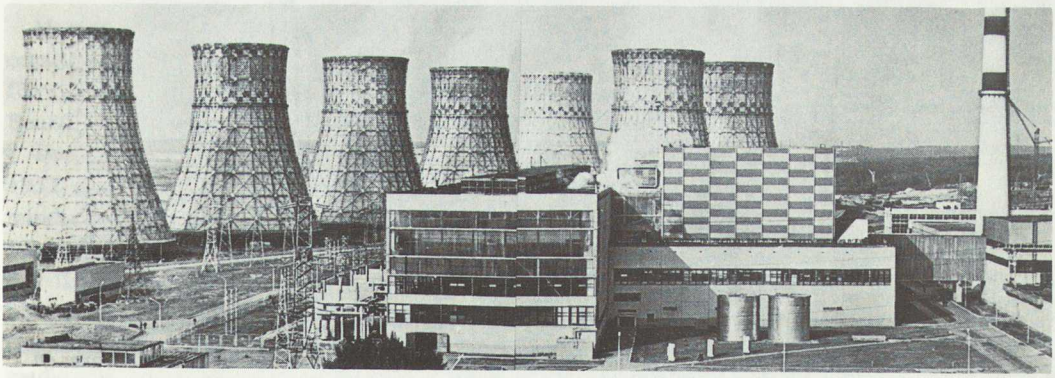
Utredningens analys skall koncentreras på kärnkraft. Om kommittén likväl önskar företa jämförelser i säkerhets- och miljöhänseende med andra kraftslag lämnas denna möjlighet öppen.

Bakgrund till utredningen är ett avsnitt i stortingets industrikommittés betänkande våren 1975 rörande regeringens energiproposition. Däri ber utskottsmajoriteten regeringen att "utse ett brett och allsidigt sammansatt utskott för ett närmare studium av säkerhetsproblemen i samband med driften av kärnkraftverk samt transport och lagring av de radioaktiva avfallsämnena".

4.2 Sovjetunionen

Sovjetunionen är självförsörjande på kärnkraftområdet. Landet strävar också efter att exportera kärnkraftverk och att legoanrika uran. På bränsleförsörjningssidan har denna ambition lett till avtal med bl. a. Sverige och Finland. För närvarande byggs sovjetiska kärnkraftverk i Finland, Östtyskland, Tjeckoslovakien, Bulgarien och Ungern. Den omfattande utbyggnaden i de östeuropeiska länderna är en följd av en rad avtal slutna sedan 1960 inom ramen för COMECON:s ständiga komitté för atomenergins fredliga användning. Speciella organ har bildats såsom Interatominstrument år 1972 och Interatomenergo år 1973. Båda har som uppgift att främja produktion och distribution av kärnenergikomponenter mellan medlemsländerna.

Företrädare för vår utredning besökte anläggningar och myndigheter i Sovjetunionen under hösten 1975, bl. a. Högsta Sovjets ständiga kommitté för miljövård och rationellt utnyttjande av naturtillgångarna. Inom detta organ framhävde man att det bland allmänheten i Sovjetunionen inte råder någon större oro över kärnkraftens inverkan på människan och miljön. Detta skall enligt kommittén bero på att miljöaspekten från första början av kärnenergins exploatering beaktats mycket strängt samt att experterna bedriver en saklig och positiv upplysning om kärnkraften. Enligt sovjetisk mening innebär de fossileldade kraftverken samt den kemiska industrin betydligt större miljörisker än kärnkraftverken. Bl. a.



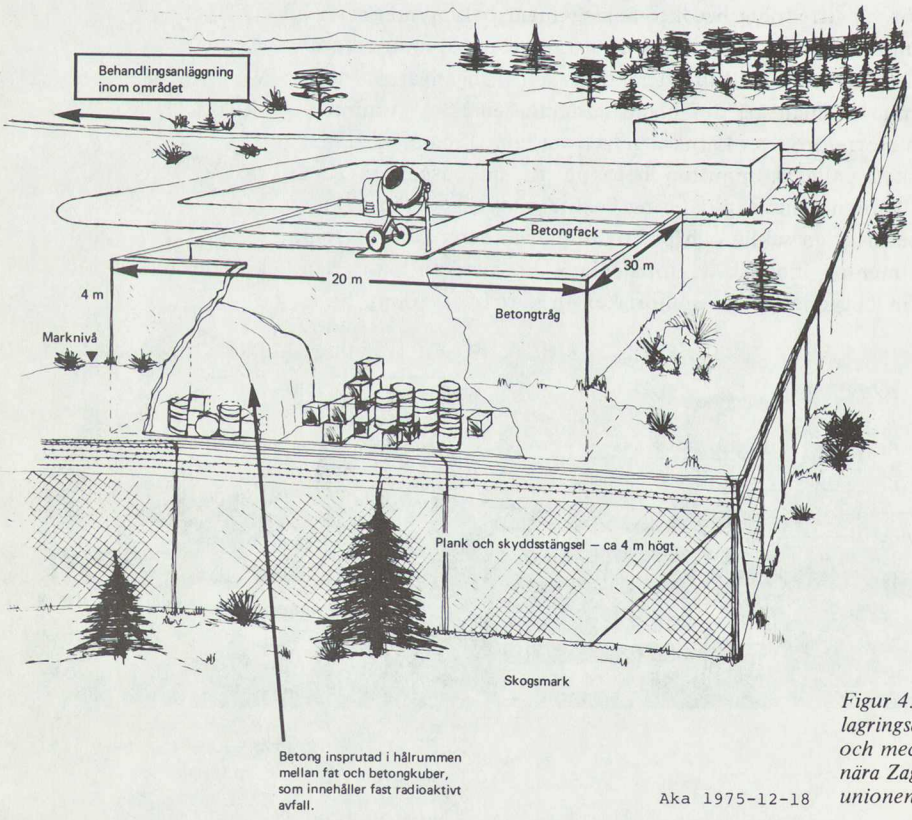
Figur 4.2 Kärnkraftverket i Novovoronezj

nämnde man transporter av kemiska ämnen över större avstånd som potentiellt mycket farliga för miljön, farligare än långa frakter av radioaktivt avfall från kärnkraftverk.

Det framgick att medlemmarna i kommittén till stor del består av experter inom naturvetenskapliga ämnen. I Sovjetunionen har man svårt att förstå den ofta ovetenskapliga debatt om kärnkraften som pågår i västvärlden.

Vi besökte också statskommittén för atomenergins utnyttjande, GKAE, kärnkraftverket i Novovoronezj, figur 4.2, en dekontaminering-station i Moskva samt en central station för avfall i närheten av Zagorsk. GKAE har myndighetsansvar för utbyggnaden och kontrollen av kärnkraft i Sovjetunionen. De sovjetiska lagar och bestämmelser, som gäller för hantering av radioaktivt avfall överensstämmer mycket nära med rekommendationerna från främst ICRP och IAEA. I Sovjetunionen har man sedan längre en omfattande arbetarskyddslagstiftning. Vidare har på senare år tillkommit regler för att skydda miljön från t. ex. industriutsläpp. Av redogörelserna och samtalen vid våra besök framgår bl. a. följande om hanteringen av radioaktivt avfall i Sovjetunionen.

Låg- och medelaktivt avfall från kärnkraftverken behandlas och slutförvaras direkt på kraftverkens områden. Låg- och medelaktivt avfall från sjukhus, industrier och forskningslaboratorier tas om hand vid särskilda anläggningar av den typ som finns i Zagorsk. Kända metoder för



Figur 4.3 Skiss över en lagringsanläggning för låg- och medelaktivt avfall nära Zagorsk i Sovjetunionen

inneslutning i asfalt- och betong tillämpas med slutförvaring i betongtråg enligt figur 4.3 är ett särdrag.

Använt kärnbränsle från kärnkraftverken transporteras på järnväg till en central plats för tillfällig förvaring efter föregående lagring under 3 år vid kärnkraftverk. På samma plats uppförs för närvarande en upparbetningsanläggning med kapaciteten 5 ton uran per dygn. Den planeras vara i bruk omkring 1980.

4.3 Storbritannien

Hantering av radioaktivt avfall regleras i lagen om radioaktiva ämnen. Allt radioaktivt avfall är underkastat kontroll. Avfall från s. k. konsumentartiklar är emellertid undantagna.

I Storbritannien anser man att det är för tidigt att fastställa riktlinjer för långsiktig förvaring av radioaktivt avfall redan nu, men man betonar vikten av att tills vidare ha full kontroll av avfallet så att det är tillgängligt för eventuell ytterligare behandling. Man anser att den nuvarande lagringen av högaktivt flytande avfall i tankar är tillräckligt säker i många år. I mitten av 1980-talet planerar man dock kunna överföra allt högaktivt avfall till glas för att därefter lagra det i en övervakad anläggning. Projektstudier för en förglasningsprocess, benämnd HARVEST, pågår. Förvaring i geologiska bildningar planeras inte. Man avser att tills vidare kontrollera, bevaka och vid behov förflytta fast högaktivt avfall. För närvarande förordar man att lagra det högaktiva glaset i rostfria behållare under vatten i bassänger på samma sätt som använda bränsleelement.

År 1960 antogs följande allmänna principer för säkerheten vid all hantering av radioaktivt material.

- Oavsett kostnader skall stråldoser till enskilda personer och allmänhet hållas inom de gränser som rekommenderas av ICRP
- Utöver detta skall stråldoserna, också enligt ICRP:s rekommendation, sänkas så långt under dessa gränser som det är möjligt med hänsyn till praktiska möjligheter, kostnader och nationell betydelse

Medan ansvaret för den kärntekniska säkerheten åvilar ett särskilt organ, the Nuclear Installations Inspectorate, har för allmänna riktlinjer för kärnkraften bildats ett rådgivande organ, the Nuclear Power Advisory Board.

Den första upparbetningsanläggningen togs i drift vid Windscale år 1952 och en andra och större anläggning på samma plats år 1964. Två mindre anläggningar för upparbetning av speciella bränslen färdigställdes i Dounreay åren 1958 och 1961. Redan från början har man förvarat det flytande avfallet i tankar av syrafast stål. Tankarna är placerade i underjordiska betongceller infordrade med syrafast stål. Förvaringsanläggningen vid Windscale omfattar åtta tankar av en enklare konstruktion med volymen 70 m^3 vardera och tre tankar av en mer avancerad konstruktion med volymen 150 m^3 vardera. Samtliga tankar kyls genom

kylslingor i lösningen. Kylkapaciteten i de större tankarna är 2 000 kW, vilket är tillräckligt för att vid en värmeutveckling av 13 watt per liter hålla lösningens temperatur vid 50–60°C. De större tankarna har även en mantel för yttre vattenkylning och kontroll av läckage. De är försedda med anordningar för både fortlöpande och tillfällig omröring med luft av innehållet i tanken för att förhindra utfällning av salter på tankväggar och kylslingor. Man har också ständigt tomma reservtankar i beredskap om något oförutsett inträffar i redan fyllda tankar. Man har inte fått några allvarliga problem under de 20 år man lagrat flytande högaktivt avfall på detta sätt.

Windscale ligger vid Irländska sjön som har en mycket stor vattenomsättning. Detta gör det möjligt för upparbetningsanläggningen att släppa ut huvudparten av det flytande lågaktiva avfallet och även en stor del av det medelaktiva avfallet direkt i havet utanför anläggningen.

Fast lågaktivt avfall bränns i stor utsträckning. Askan tas om hand på sätt som de lokala myndigheterna godkänner. Man anser det lämpligast att gräva ner avfall som innehåller kortlivade nuklider. Det är också tillåtet att gräva ner avfall med innehåll av mera långlivade nuklider under förutsättning att marken inte skall användas på många år.

Engelsk lagstiftning tillåter dumpning till havs. Större delen av det lågaktiva avfallet dumpas utanför kontinentalsockeln i Atlanten. Dumpningen sker under överinseende av NEA.

Visst avfall från kärnkraftverk lagras vid resp. anläggning i avvaktan på slutlig förvaring. Möjligen kan denna i framtiden ske i nerlagda kärnkraftverk. En central anläggning för nergrävning av avfall ligger vid Drigg nära Windscale. Den togs i bruk redan år 1962.

4.4 Frankrike

Två lagar från år 1963 och 1973 reglerar frågor om kärntekniska anläggningar, inklusive installationer för behandling och lagring av radioaktivt avfall. Några bestämmelser som särskilt reglerar avfall från kärnkraftverk finns inte i Frankrike.

Särskild lagstiftning för nedläggning av kärnkraftverk finns heller inte. Man förutser antingen att montera ned och frakta bort anläggningens radioaktiva komponenter eller att bygga om de gamla anläggningarna till lagringsplatser för radioaktivt avfall. Därvid faller de automatiskt under förut nämnd lagstiftning.

Det franska atomenergikommissariatet, CEA, anser inte att behandling av radioaktivt avfall utgör något omedelbart problem. Det kommer att dröja 20–30 år innan det högaktiva avfallet växt till något större omfång. Innan dess hoppas man ha kommit överens om en internationell reglering av avfallsfrågorna t. ex. inom IAEA.

CEA ansvarar för utveckling av metoder och regler för hantering och förvaring av radioaktivt avfall. För långsiktig avfallsförvaring har kommissariatet fastställt en målsättning som innebär dels inneslutning och isolering av avfallet vilket undanröjer strålningsrisker i framtiden, dels att

förvaringen skall kräva ett minimum av övervakning och ej hindra utnyttjande av naturresurser.

Överföring till glas anses vara nödvändigt för att lagra högaktivt avfall under lång tid. För avfall som innehåller plutonium och andra långlivade transuraner anses förvaring i berggrunden vara den bästa lösningen.

År 1973 bildades under "Ministeriet för industriell utveckling och vetenskaplig forskning" ett rådgivande organ för kärnkraftens säkerhetsproblem, samt en organisation med uppgift att fastställa och tillämpa regler för kärnteknisk säkerhet i Frankrike och kontrollera deras efterlevnad, Service Central de Sureté des Installations Nucléaires. Den sistnämnda organisationen ansvarar även för att allmänheten informeras samt utarbetar och föreslår franska normer på det kärntekniska området under hänsynstagande till förhållanden i andra länder och till rekommendationer från internationella organisationer.

Den första upparbetningsanläggningen togs i drift vid Marcoule, nära Avignon, år 1958 och en andra anläggning färdigställdes vid La Hague, nära Cherbourg, under 1966. Medan anläggningen vid Marcoule huvudsakligen är avsedd för militära behov byggdes La Hague för upparbetning av bränsle från civila gasgrafitreaktorer. En komplettering av denna anläggning så att den kan ta emot bränsle även från de nu planerade lättvattenreaktorerna har pågått sedan någon tid. Man är nu igång med provningar och inkörning och beräknar att kunna börja upparbetning av använt bränsle under 1976.

Högaktiva avfallslösningar förvaras i tankar av syrafast stål som är placerade i en inneslutning av betong. Sammanlagt fanns år 1971 13 tankar i storleken 60, 90 och 120 m^3 med den totala tankvolymen 960 m^3.

Vid La Hague driver Infratome en kommersiell anläggning som tar hand om lågaktivt avfall från sjukhus, forskningsinstitutioner och kärnkraftindustri. Efter behandlingen grävs avfallet ner i marken. För att undvika långa och onödiga transporter planerar man ännu en sådan anläggning i södra Frankrike.

4.5 Västtyskland

Nu gällande atom- och strålskyddslagar i Västtyskland har varit i kraft sedan år 1971.

En omorganisation av förbundsrepublikens centrala förvaltning i början av år 1973 ledde bl. a. till att ett nytt departement bildades, Bundesministerium für Forschung und Technologie. Detta är bl. a. ansvarigt för all forskning och utveckling på kärnenergiområdet. Inrikesministeriet blev samtidigt högsta samordnande organ för miljövårdsfrågor inklusive kärnenergifrågor. Tillståndsgivning och övervakning av kärnkraftanläggningar ligger emellertid på delstatsnivå. Inrikesministeriet gör dock i varje enskilt fall en lämplighetsprövning och kan, om övergripande regionalpolitiska eller säkerhetsskäl anses föreligga, besluta att tillstånd för ett enskilt kraftverk inte får beviljas.

Två jämbördiga organ, reaktorsäkerhets- och strålskyddskommissionerna, är ansvariga för säkerhetsfrågorna och närmast rådgivande åt inrikesministern. Denne har dessutom en särskild expertgrupp för sådana säkerhetsfrågor som rör bränslets kretslopp. Gruppen sysslar främst med kontroll av klyvbart material.

Våren 1976 har förbundsregeringen föreslagit och förbundsdagen godkänt vissa ändringar i atomlagen. Ansvaret för att ta hand om och förvara radioaktivt avfall har delstaterna hittills haft enligt gällande lagstiftning vilken inte tillkommit med tanke på kärnkraftavfall. De nya bestämmelserna innebär ett federalt, statligt ansvar. Bakgrunden till förändringarna är det omfattande västtyska programmet för utbyggnad av kärnkraften.

Långt framskridna planer föreligger på att uppföra en stor kommersiell upparbetningsanläggning. Enligt senaste ändring i atomlagen kommer den federala Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) i Braunschweig att få myndighetsansvaret för upparbetning och slutförvaring. För drift av avfallsanläggningar skall ett statligt bolag bildas under PTB. Kostnaderna för projektet skall bäras av de företag, där avfallet uppstår. Staten kommer dock att tillskjuta medel för finansiering av anläggningen till dess denna är färdig att tas i bruk. Delstaterna förutses bygga de anläggningar som kan behövas för mellanlagring av använt kärnbränsle.

Lågaktivt avfall från industri, sjukhus och kärnkraftverk lagras sedan 1967 i en särskilt inredd saltgruva, Asse, nära Braunschweig. Avfallets karaktär måste därvid följa mycket detaljerade normer. Reglerna syftar till att på alla sätt undvika risker för personal och omgivning. Det lågaktiva avfallet förpackas i allmänhet i 200 l fat. Varje fat förses med kännemärken som anger bl. a. ursprung och aktivitet. Den som alstrar avfallet svarar själv för erforderliga tillstånd och transporter. Från 1 januari 1976 tillämpas en prislista för mottagning och förvaring av avfall. Priset avpassas efter avfallets hanterbarhet och varierar från 150 till 3 700 DM för ett plåtfat med 200 liter avfall.

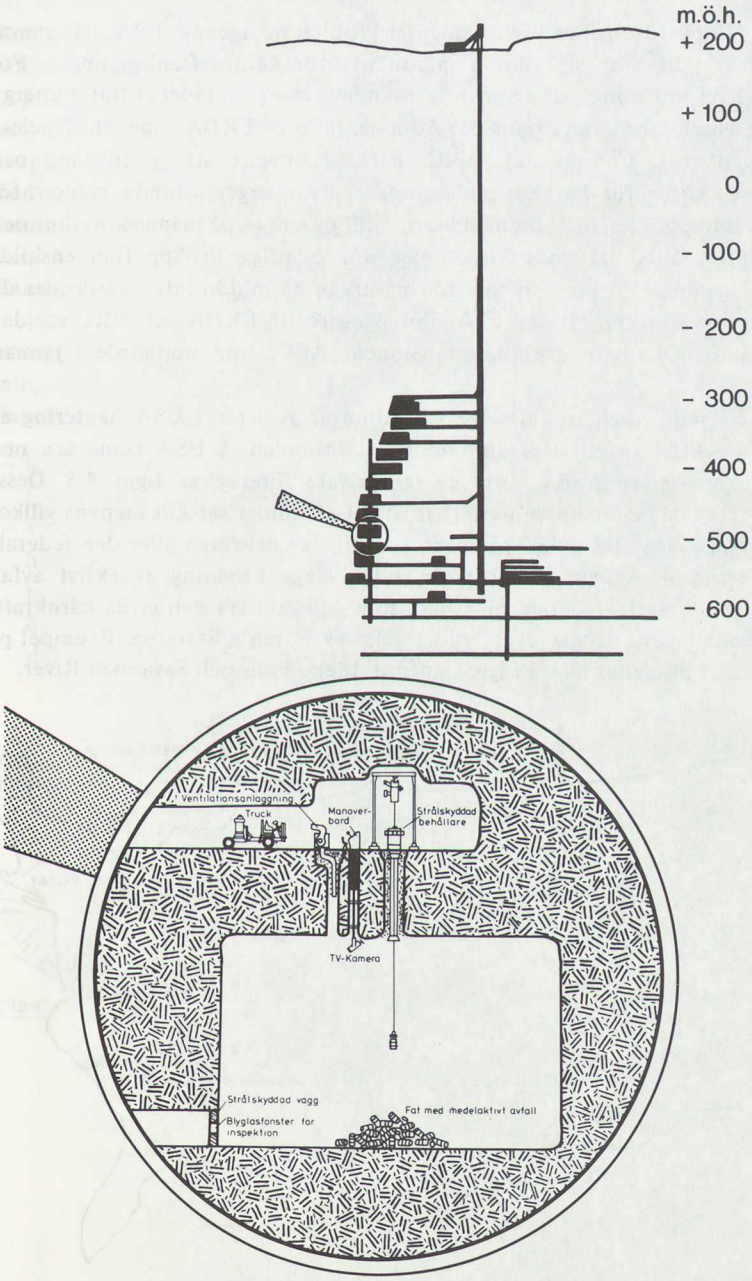
Den nedlagda saltgruvan i Asse har anpassats till en försöksstation för slutlig förvaring även av medel- och högaktivt avfall. På försök lagras nu plåtfat med medelaktivt avfall ingjutet i asfalt eller betong, se figur 4.4.

Utvecklingsarbete pågår för att få fram metoder för överföring av flytande högaktivt avfall till glas. En anläggning är under uppförande i Karlsruhe i anslutning till WAK, den tyska försöksanläggningen för upparbetning. Det fasta högaktiva avfallet avser man att lagra i stabila formationer av bergsalt. Försök med lagring av högaktivt material vid Asse beräknas kunna ske i början av 1980-talet i samarbete med Euratomländerna.

4.6 Övriga Europa

Andra viktiga länder i Europa med utbyggd eller planerad kärnkraft är främst Italien, Spanien, Schweiz, Nederländerna och Belgien. Sätten att möta avfallsproblemen stämmer väl överens med de större kärnkraftlän-

dernas program. Framför allt pågår omfattande inventeringar av geologiska bildningar som kan tänkas vara lämpliga för den slutliga förvaringen av avfallet.



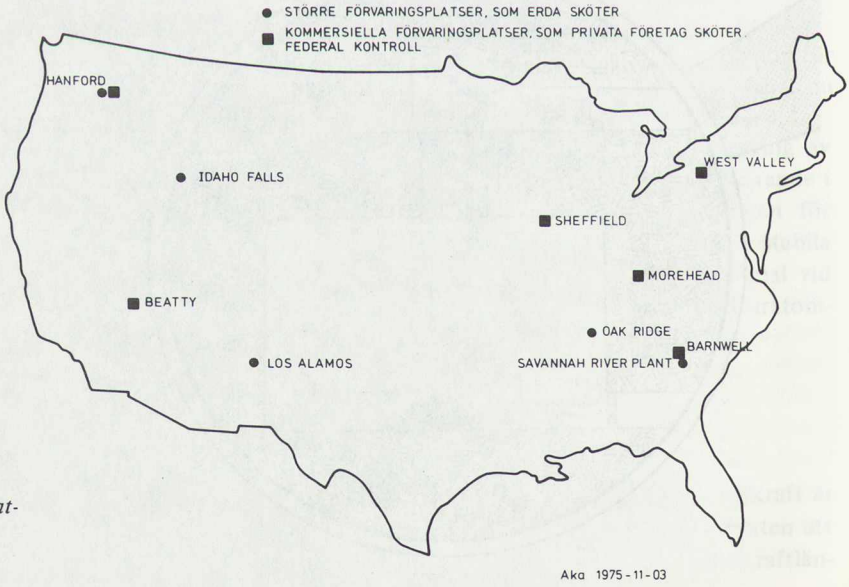
Figur 4.4 Lagring av medelaktivt avfall i den nedlagda saltgruvan vid Asse i Västtyskland

4.7 Förenta Staterna

Ett par grupper från utredningen har besökt olika anläggningar och myndigheter i Förenta Staterna under år 1975. På så sätt har vi beretts goda möjligheter till insyn i den amerikanska hanteringen av använt kärnbränsle och radioaktivt avfall och framför allt den pågående och omfattande planeringen och utredningsverksamheten kring kärnenergifrågor.

Miljövårdsorganet Environmental Protection Agency, EPA, har ansvar för skydd mot strålning i miljön utanför kärnkraftanläggningar. För federal forskning och utveckling inom hela energiområdet ansvarar Energy Research and Development Administration, ERDA, medan Nuclear Regulatory Commission, NRC, har till uppgift att ge tillstånd och föreskrifter för kärnkraftanläggningar. EPA anger sålunda gränser för strålningsnivåer i miljön med hänsyn till påverkan på människor, djur och växter. NRC däremot bestämmer om tillåtliga utsläpp från enskilda anläggningar så att den samlade påverkan på miljön inte överskrider de gränser som angivits av EPA. Föregångare till ERDA och NRC var den amerikanska atomenergikommissionen, AEC, som upphörde i januari 1975.

Särskilda och omfattande förordningar reglerar i USA hantering av radioaktivt avfall. Havsdumpning är förbjuden. I USA finns sex nergrävningsplatser, som drivs av tre privata företag, se figur 4.5. Dessa företag har efter prövning fått tillstånd att under särskilt angivna villkor förvara lågaktivt avfall på mark som ägs av delstaten eller den federala regeringen. Vidare förekommer sedan länge förvaring av aktivt avfall inom de stora federala områden, som den militära och civila kärnkraftforskningen förfogar över i olika delar av Förenta Staterna. Exempel på sådana platser är Oak Ridge, Hanford, Idaho Falls och Savannah River.



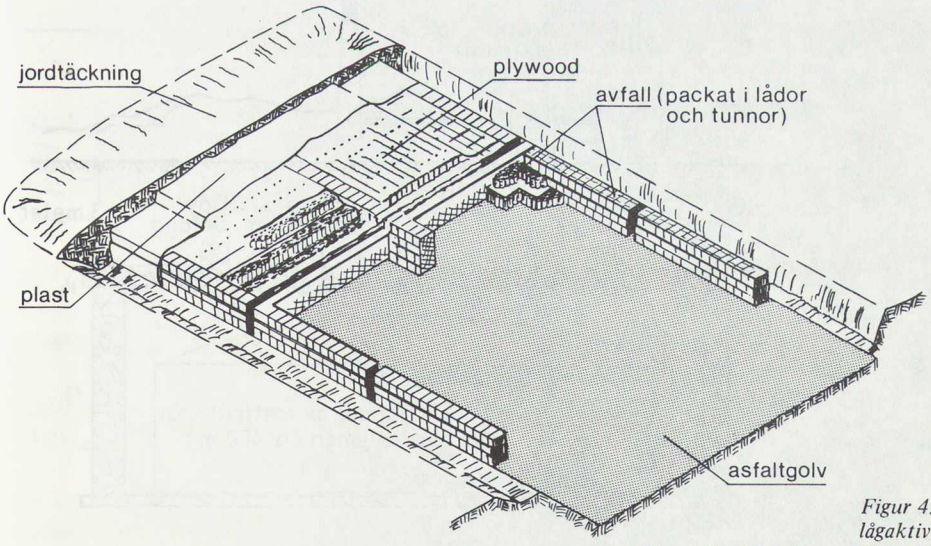
Figur 4.4 Förvaringsplatser för lågaktivt avfall i USA

Figur 4.6 visar hur förvaringen sker i ett stäppområde vid Idaho Falls. Lågaktivt avfall, en del därav även innehållande transuraner, är förpackat i 200 l plåtfat eller i större lådor av impregnerad plywood. Förpackningarna staplas på asfalterad mark några meter under marknivån. De täcks sedan över först med plywoodskivor sedan med plastduk och sist med ett par meter jord. Avsikten är att förpackningarna i oskadat skick skall vara tillgängliga åtminstone 20 år om man vill flytta avfallet till en federal lagringsplats. För närvarande studeras möjligheterna att förlägga en sådan anläggning för visst lågaktivt avfall i lämpliga saltbildningar i New Mexico.

I början av 1976 rapporterade bl. a. ERDA och NRC till kongressen om hittillsvarande nergrävning av radioaktivt avfall i USA. Val av nergrävningsplatser och deras användning kritiseras och hanteringen bedöms nu kräva genomgripande översyn. Bland annat har avfall som innehåller 80 kg plutonium grävts ner vid de kommersiella anläggningarna och 740 kg vid de federala utan att långsiktiga krav för en sådan hantering utarbetats.

Med tillämpning från år 1971 angav den tidigare amerikanska atomenergikommissionen, AEC, riktlinjer för lokalisering av upparbetningsanläggningar och tillhörande anläggningar för lagring av avfall. Dessa innebär i förkortad form att

- kommersiella upparbetningsanläggningar och tillhörande anläggningar för tillfällig lagring av högaktivt avfall får uppföras på privatägd mark
- vid en kommersiell upparbetningsanläggning får den mängd flytande högaktivt avfall som förvaras motsvara högst föregående 5 års produktion. Flytande högaktivt avfall utöver denna mängd måste överföras i fast form med av AEC godkända specifikationer. Så snart det är praktiskt möjligt, dock ej senare än 10 år efter det att avfallet



Figur 4.6 Förvaring av lågaktivt avfall vid Idaho Falls i USA

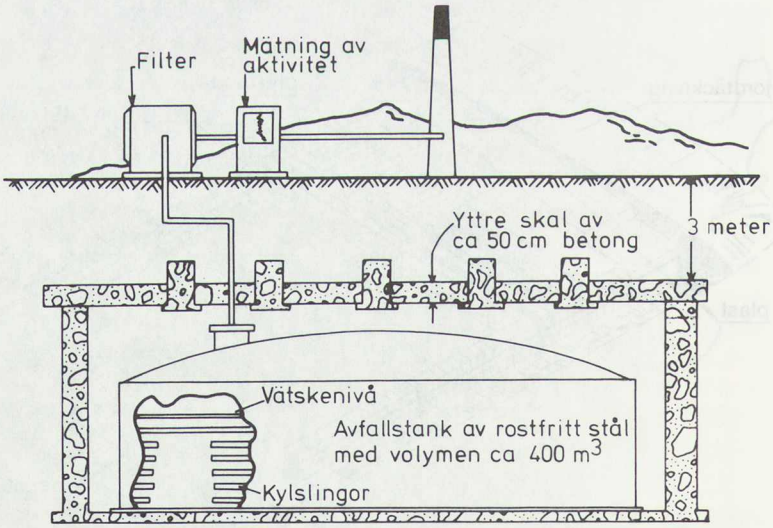
uppkommit, skall det till fast form överförda avfallet transporteras till en federal lagringsplats, där den federala regeringen tar ansvaret för avfallets slutliga förvaring mot en avgift som beräknas täcka alla kostnader för denna förvaring inklusive kontrollen av den
- slutlig förvaring av högaktivt avfall tillåts endast på mark som den federala regeringen äger och kontrollerar
- kommersiella upparbetningsanläggningar måste utformas så att arbetet med deras rengöring från radioaktivt material och borttransport av allt väsentligt radioaktivt avfall vid anläggningens slutliga nedläggning underlättas
- för redan licensierade upparbetningsanläggningar skall utrustning för överföring av flytande avfall till fast form installeras så snart detta är praktiskt möjligt

Figur 4.7 visar i princip hur man för närvarande förvarar flytande högaktivt avfall vid upparbetningsanläggningen i Idaho Falls. På liknande sätt förvaras avfallet i ERDA:s anläggningar i Hanford, Oak Ridge och Savannah River.

Högaktivt avfall får transporteras endast om det är i fast form. Myndigheterna har också beslutat att större mängder plutonium än 20 curie endast får transporteras i fast form med dubbel inneslutning av materialet.

För det vid ERDA:s egna anläggningar upplagrade radioaktiva avfallet har planer utarbetats för att vid varje tidpunkt uppfylla det primära målet att avfallshanteringen sker på ett sådant sätt

- att hälsa och säkerhet för anställda och allmänhet inte riskeras
- att människans omgivning inte försämras eller att ekologiska förlopp inte skadas
- att den godtas av allmänheten



Figur 4.7 Lagring av flytande högaktivt avfall vid Idaho Falls i USA

Aka 1976-04-06

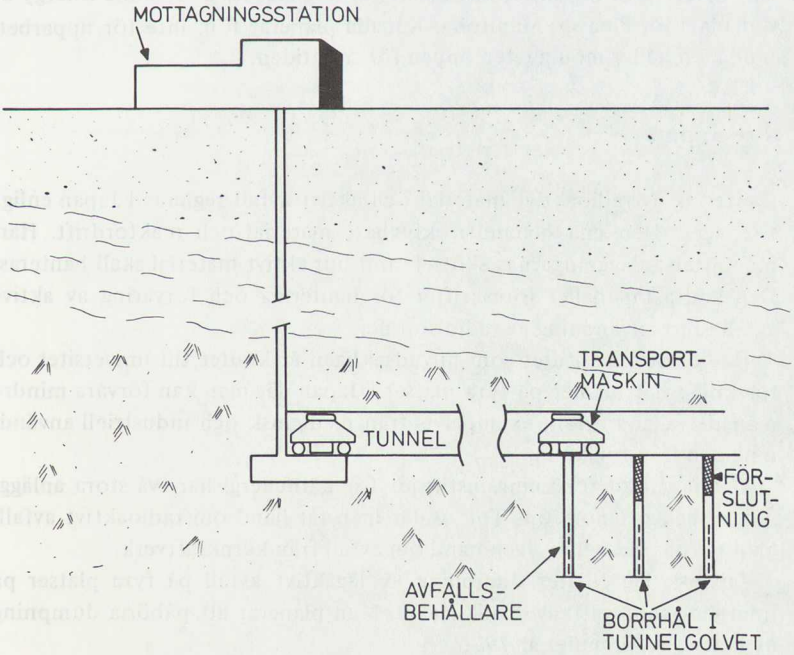
Battelle North-West Laboratories i Hanford har föreslagit flera metoder för förvaring av högaktivt fast avfall i berggrunden. En av dessa redovisas i figur 4.8.

Trots många års goda erfarenheter av att det på ett säkert sätt går att arbeta med radioaktiva material intar ERDA och NRC idag en ytterst restriktiv hållning. Det är den stora ökningen av antalet kraftproducerande reaktorer och med dessa förenade avfalls- och plutoniummängder som gjort att man vill ha ett mycket omfattande underlag för bedömning av säkerheten både för den slutliga förvaringen av avfall och för övervakningen av plutonium. Under år 1974 framlades en del lagförslag som kom att få genomgripande följder för en rad pågående verksamheter.

De viktigaste av dessa följdverkningar är

- att allt avfall med över 10 nanocurie transuraner per gram avfall skall transporteras till federala förvaringsplatser
- att man tidigast under 1977 kommer att kunna ta ställning till om plutonium får återföras som bränsle till reaktorer
- förbud mot att transportera plutonium i form av lösning

Dessa lagförslag har haft en hämmande inverkan och skapat stor osäkerhet inom många verksamhetsområden. Exempelvis kan inte AGNS, Barnwell, före 1978 räkna med att få de tillstånd som krävs för att slutföra konstruktionen av anläggningen för framställning av blandoxidbränsle vilken är en väsentlig del av upparbetningsanläggningen. Inte heller får NFS, West Valley, börja att nu bygga om och utvidga sina anläggningar. Planer på nya upparbetningsanläggningar, som mer än väl kommer att behövas för det växande lagret av använt bränsle, kan ännu inte realiseras.



Figur 4.8 Förslag till förvaring av högaktivt fast avfall i bergrum i USA.

Enligt vad vi kunnat utröna i samband med besök hos myndigheterna i Washington D.C. kommer sannolikt det nuvarande dödläget att hävas genom särskilda tillstånd till de anläggningar som är så långt framskridna att dessa kan påbörja verksamhet i försökssyfte under ERDA:s överinseende. Det underlag man eftersträvar kan nämligen bara erhållas genom praktisk erfarenhet. Det är också av utomordentligt stor betydelse inte bara ur amerikansk utan även ur internationell synpunkt att de sista leden i kärnbränslets kretslopp inklusive behandlingen av avfall kommer till utförande och att klyvbart material kan återföras till reaktorerna för utvinning av energi.

4.8 Kanada

Ansvarig för atomenergifrågor i Kanada är AECB (Atomic Energy Control Board). Denna myndighet arbetar enligt en lag som omfattar såväl kärntekniska anläggningar som användning av radioaktiva ämnen. De hittillsvarande bestämmelserna i Kanada gäller huvudsakligen reaktoravfall och avfall från icke-kärnteknisk verksamhet.

AECB har tillsatt en rådgivande kommitté med uppgift att undersöka avfallshanteringens långsiktiga frågor och behov av forskning och utveckling på området.

Hanteringen av avfall är koncentrerad till Chalk River i östra Kanada. Man har där en omfattande erfarenhet av behandling och förvaring av radioaktivt avfall. Centraliseringen till Chalk River medför att avfall måste transporteras upp till 3 500 km. Redan under 1950-talet påbörjades arbeten med högaktivt avfall i Kanada. Ett omfattande program för slutförvaring av högaktivt fast avfall i urberg leds nu av Atomic Energy of Canada Ltd, Pinawa, Manitoba. Kanada planerar f. n. inte för upparbetning men håller möjligheten öppen för framtiden.

4.9 Japan

Hantering av radioaktivt material och aktivt avfall regleras i Japan enligt två lagar. Den ena behandlar klyvbart material och reaktordrift. Häri innefattas anläggningarnas skötsel samt hur aktivt material skall hanteras. Den andra innehåller föreskrifter för hantering och förvaring av aktivt avfall samt användning av radioisotoper.

Radioisotopinstitutet som huvudsakligen är knutet till universitet och forskning har lokaler på fyra platser i Japan där man kan förvara mindre mängder aktivt avfall, exempelvis från medicinsk och industriell användning och från forskning.

Det japanska forskningsinstitutet för kärnenergi har två stora anläggningar belägna norr om Tokyo där man tar hand om radioaktivt avfall. Man tar där vid behov även hand om avfall från kärnkraftverk.

Japansk lag tillåter dumpning av lågaktivt avfall på fyra platser på internationellt vatten i Stilla Havet. Man planerar att påbörja dumpning av sådant avfall under år 1976.

Japans första upparbetningsanläggning beräknas komma i drift år 1977. Högaktivt flytande avfall kommer att tills vidare förvaras i underjordiska tankar av syrafast stål. Man har ännu inte planerat hur fortsatt hantering och slutförvaring skall ske. Japan har särskilda problem att beakta, såsom hög befolkningstäthet, jordbävningar och speciella grundvattenförhållanden.

Ett intensivt forsknings- och utvecklingsarbete om radioaktivt avfall pågår i Japan. Särskild uppmärksamhet ägnar man i detta arbete bland annat risker för föroreningar i havet samt hantering av krypton-85 och tritium.

5 Aktuellt läge för industriell upparbetning

En teknik för upparbetning av bestrålat kärnbränsle utvecklades första gången i början av 1940-talet. Syftet var då enbart att utvinna plutonium, som bildats genom bestrålning av uran i reaktorer, för framställning av kärnvapen. Ett antal anläggningar byggdes för detta, de första i Förenta Staterna. Efter separation av plutonium lämnades uran och klyvningsprodukter tillsammans som avfall, vilket med den relativt låga koncentrationen av radioaktiva klyvningsprodukter underlättade utvecklingen av denna nya teknik. Typisk bestrålningsnivå för bränslet under denna period motsvarade en utbränning av 600–1 000 MWd per ton uran. Flera olika kemiska processer utvecklades för separation av plutonium ur upplöst bränsle. Fällning med vismutfosfat blev den första i industriell skala använda metoden och en anläggning byggdes för denna process i Hanford i USA.

Fortsatt arbete för att ersätta den tidsödande satsvisa fällningsprocessen med en kontinuerlig process ledde fram till utveckling av olika extraktionsmetoder. De tillät att hela processen genomfördes kontinuerligt och åtminstone delvis automatiserades, vilket både ökade säkerheten för personalen och minskade behovet av personal. Ett stort antal organiska extraktionsmedel prövades, och industriella anläggningar byggdes, baserade på extraktion med hexon (Redox-anläggningen i Hanford, 1952) och med dibutylkarbitol (Windscale I, 1952). Det bästa extraktionsmedlet befanns så småningom vara tributylfosfat (TBP) som var selektivt för uran och plutonium, stabilt och svårbrännbart. Det hade vidare ett rimligt pris, beroende på att det redan användes av plastindustrin. År 1956 togs den första stora anläggningen i drift, där detta extraktionsmedel användes (Purex-anläggningen i Hanford) och flera följde (Marcoule 1958, Windscale II 1964, La Hague 1967, NFS 1966). Numera används TBP i alla industriella anläggningar för upparbetning.

Den utveckling av extraktionstekniken, som gjordes för upparbetning av bestrålat uranbränsle både beträffande extraktionsmedel och utrustning, har varit av stort värde också för industriell utvinning av andra metaller, såsom koppar, nickel och kobolt.

Från mitten av 1950-talet till omkring 1970 utvecklades ett antal olika reaktortyper, där lättvattenreaktorns två varianter, BWR och PWR, slutligen kom att helt dominera i utbyggnaden vid kärnkraftens kommersiella genombrott under periodens senare del. Väsentligt för bränsleför-

sörjningen under denna period var anskaffning av natururan, anrikning och bränsletillverkning. Både beträffande uranutvinning och anrikning fanns en stor överkapacitet med låga priser som följd av att dessa industrier tidigare byggts ut för kärnvapentillverkning. Detsamma var förhållandet med upparbetningsindustrin. Återanvändning av uran och plutonium i nytt bränsle bedömdes ge en ekonomisk vinst när återföring av plutonium etablerats i industriell skala. Det högaktiva avfallet från upparbetning var helt upparbetningsindustrins ansvar. I denna marknad av överkapacitet för alla väsentliga tjänster i bränslegången bedömdes inga skäl finnas för kraftindustri och myndigheter att engagera sig för att säkerställa en fungerande industri av tillräcklig kapacitet inom hela bränslegången.

5.1 Motiv för upparbetning

Idag är situationen väsentligt annorlunda. Motiv för upparbetning av använt kärnbränsle är nu i huvudsak

- minskad förbrukning av naturresurser, där återföring av uran minskar behovet av natururan och återföring av plutonium minskar behovet av såväl natururan som anrikningsarbete
- en säker behandling och långsiktig förvaring av högaktivt och långlivat avfall, där på nuvarande kunskaps- och erfarenhetsnivå endast upparbetning ger den möjligheten. Återanvändning av plutonium är både positivt och negativt ur säkerhetssynpunkt.

Ekonomin för upparbetning har radikalt förändrats de senaste 10 åren. På 1960-talet ansåg man det möjligt att uppnå kostnader under 15 dollar per kg uran genom att bygga anläggningarna mycket stora och utnyttja stordriftens fördelar. Offererade priser låg vid 18–20 dollar per kg i Europa och 22–24 dollar per kg i USA. Häri ingick också ansvaret för allt avfall från upparbetningen. Kostnaderna för upparbetning i de anläggningar, som nu planeras, beräknas till ca 200 dollar per kg, vartill kommer kostnader för behandling och förvaring av avfall med ca 150 dollar per kg. Kostnaden för att bygga en anläggning med kapaciteten 5 ton per dygn har stigit från 90 milj. dollar till 800–1 000 milj. dollar exkl. anläggningar för slutförvaring av avfall. Orsaken härtill är inte bara den i och för sig påtagliga effekten av inflationen. Myndigheternas krav i länder där upparbetningsanläggningar finns eller planeras har efterhand skärpts väsentligt, t. ex. i USA och Västtyskland. Vissa villkor saknas emellertid fortfarande för en reguljär upparbetningsindustri, framför allt i frågor rörande återföring av plutonium och avfallshantering. På den tekniska sidan har det samtidigt visat sig att man grovt underskattat erforderliga insatser vid övergång från tidigare aktuellt lågbestrålat bränsle till högbestrålat bränsle från kraftreaktorer av lättvattentyp.

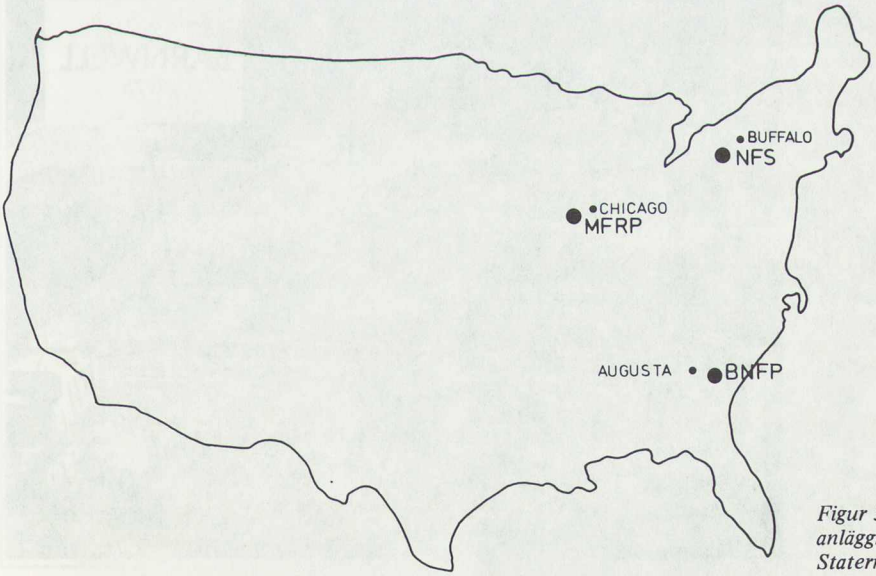
5.2 Nuläge i Förenta Staterna

Tre anläggningar har byggts eller håller på att uppföras i USA för upparbetning av använt bränsle från lättvattenreaktorer, figur 5.1.

Nuclear Fuel Services, NFS, ligger 40 km från Buffalo i delstaten New York. Den byggdes för att upparbeta 300 ton per år och togs i drift 1966. Under 1971 avbröts driften efter det att 630 ton bränsle upparbetats, varav 240 ton lättvattenreaktorbränsle. Anläggningen planeras f. n. för om- och utbyggnad till en kapacitet av 750 ton per år. Den ombyggda anläggningen förutses kunna tas i drift tidigast 1983.

General Electrics Midwest Fuel Recovery Plant, MFRP ligger intill kärnkraftverket Dresden omkring 7 mil sydväst Chicago. Den byggdes för en kapacitet av 300 ton per år och stod i huvudsak färdig för utprovning under 1971. Den mycket avancerade variant av Purex-processen som man valt, kallad Aqua-fluor-processen, en kombination av våt och torr process, visade sig emellertid kräva betydligt större arbete för att fungera i industriell skala än man dittills lagt ned, främst beträffande val av utrustning i anläggningen. En avsevärd insats med fördubblade kostnader bedöms nu nödvändig för att göra den driftsduglig. Man väntar emellertid med beslut för detta tills bilden klarnat för upparbetningens industriella villkor i USA.

Barnwell Nuclear Fuel Plant, BNFP, figur 5.2, byggs för en kapacitet av 1 500 ton per år av Allied General Nuclear Services, AGNS, på mark i utkanten av ERDA:s Savannah Riveranläggning, 50 km från Augusta, Georgia. Man började bygga under 1971 och anläggningens huvudprocess är nu nästan färdigbyggd. Det anses vara tekniskt möjligt att påbörja drift under 1976, men anläggningen kommer sannolikt inte igång förrän år 1978. Den första uppgiften är dock att ta emot och vid BNFP lagra använt bränsle från kärnkraftverken. Diskussion inleddes under somma-



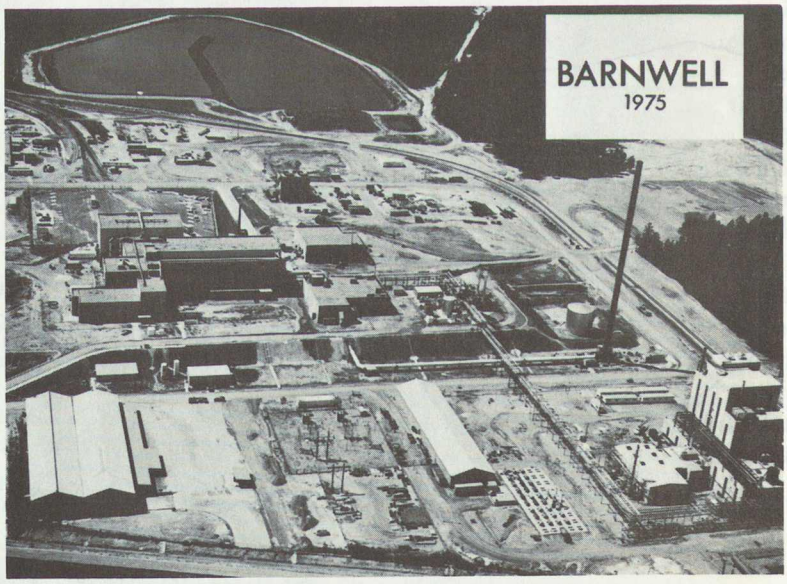
Figur 5.1 Upparbetningsanläggningar i Förenta Staterna

ren 1975 med ERDA om att under en viss tid gemensamt använda anläggningen för demonstration i industriell skala av upparbetning och hantering av plutonium och högaktivt avfall.

Övriga företag i USA som har haft eller har planer på att bygga stora upparbetningsanläggningar är National Lead, Atlantic Richfield och Exxon Nuclear. Exxon är f. n. det mest aktiva och överväger förläggning intill Oak Ridge i Tennessee av en anläggning med kapaciteten 1 500 ton per år för idrifttagning under 1980-talet. Ansökan om tillstånd att bygga anläggningen inlämnades till NRC i början av 1976.

En väsentlig fråga som ännu är under bearbetning i Förenta Staterna är att fastställa villkoren för återföring av plutonium i bränslegången. Med de kompletterande studier som nu pågår hur säkerhetskontroll av klyvbart material skall ske beräknas detta eventuellt kunna leda till beslut under 1977. Innan dess saknas ekonomiskt motiv för kraftföretagen i USA att låta upparbeta sitt bränsle. Detta tillsammans med att villkor för hantering och lagring av avfall ännu inte kan anses tillräckligt definierade påverkar naturligtvis totalbilden, som bäst kan karakteriseras som ett övergångsskede. Upparbetning av bränsle och avfallshantering behöver ytterligare tid för att uppnå samma industriella mognad som tillverkning av reaktorer och kärnbränsle. I mellantiden måste man arrangera för en utökad kapacitet för lagring av använt bränsle både vid kärnkraftverken och vid upparbetningsanläggningarna. Verksamhet för att genomföra detta pågår.

År 1985 kan behovet av upparbetning i USA beräknas överstiga 5 000 ton per år. Nya stora upparbetningsanläggningar behöver tas i drift med 1–2 års mellanrum från mitten av 1980-talet.



Figur 5.2 Upparbetningsanläggningen BNFP vid Barnwell, USA

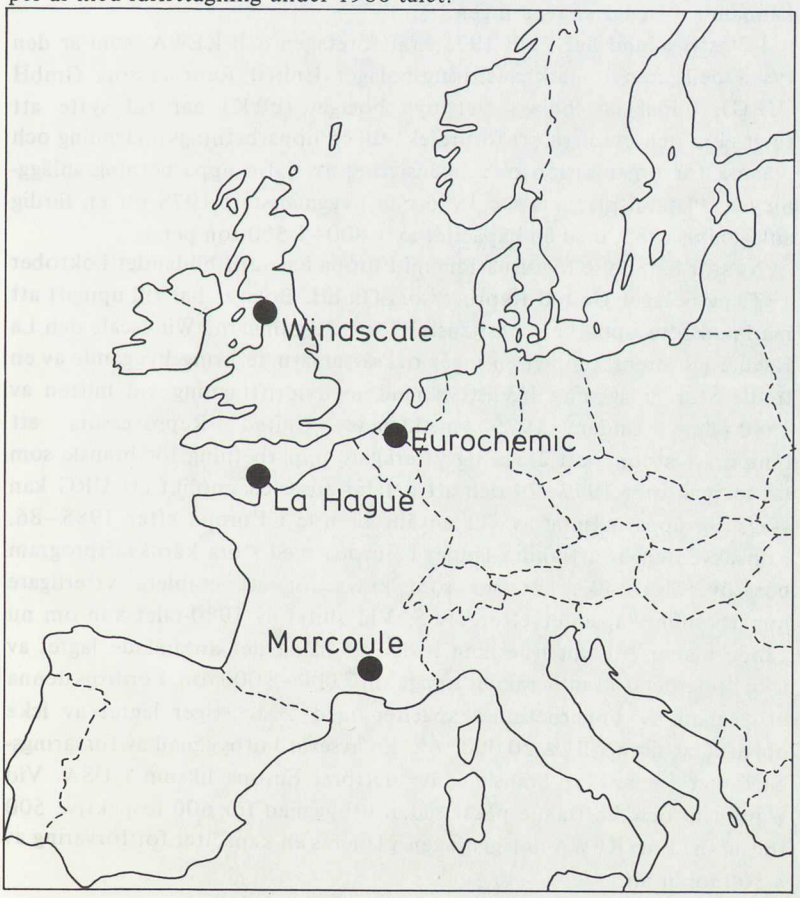
5.3 Nuläge i Västeuropa

I Europa finns tre stora anläggningar, figur 5.3.

- Windscale, vid Irländska sjön, Cumberland
- La Hague, vid franska atlantkusten, Normandie
- Marcoule, i Rhône-dalen nära Avignon

Driften av den internationellt ägda anläggningen Eurochemic i Belgien avslutades i början av 1975. Långt framskridna planer finns att bygga en stor anläggning i Västtyskland för idrifttagning vid mitten av 1980-talet

Vid Windscale har använt kärnbränsle upparbetats sedan 1952. År 1964 togs en ny och större anläggning i bruk. Upparbetning av oxidbränsle från lättvattenreaktorer kunde dock ske först år 1971, med en nominell kapacitet av 400 ton per år, efter en komplettering av anläggningen med ett för oxidbränsle speciellt förbehandlingssteg. Just i denna del inträffade emellertid under 1973 ett missöde som stoppade upparbetning av oxidbränsle. Upparbetning av bränsle från engelska gas-grafit-reaktorer har dock pågått utan avbrott. För upparbetning av oxidbränsle planeras nu två helt nya anläggningar för vardera 1 000 ton per år med idrifttagning under 1980-talet.



Figur 5.3 Upparbetnings-anläggningar i Europa

Den franska anläggningen vid La Hague, 20 km från Cherbourg, togs i drift år 1967 för upparbetning av metallbränsle från de franska gas-grafit-reaktorerna. Den kompletteras för närvarande med utrustning för förbehandling av oxidbränsle. Från 1976 räknar man med en stegvis uppbyggnad av kapacitet för upparbetning av oxidbränsle med full kapacitet, 800 ton per år, uppnådd i början av 1980-talet. Till anläggningen i Marcoule, vars kapacitet uppskattas till 900 ton per år, koncentreras samtidigt upparbetning av metallbränsle. Man planerar också för en ny anläggning för oxidbränsle vid La Hague med kapaciteten 1 000 ton per år och idrifttagning under 1980-talet.

Eurochemics anläggning i Mol i Belgien har varit i drift från 1966 till januari 1975. Den har totalt upparbetat 200 ton oxidbränsle samt 1 ton höganrikat uran och givit mycket värdefull information kring industriell upparbetning till deltagarländerna. Nuvarande program syftar till utveckling av avfallsmetoder i anknytning till det radioaktiva avfall som ansamlats från upparbetningsperioden. Ett belgiskt syndikat, Belgoprocess, som representerar staten och kraftindustrin, avser nu att överta anläggningen för att, efter viss modernisering av utrustningen, från omkring 1980 fortsätta driften ytterligare en period av 5–6 år. För detta har man godkännande av belgiska regeringen.

I Västtyskland har i juli 1975 kraftföretagen och KEWA, som är den tyska delägaren i marknadsföringsbolaget United Reprocessors GmbH (URG), bildat ett bolag. Det nya bolaget (PWK) har till syfte att finansiera och etablera ett förprojekt till en upparbetningsanläggning och planera för organisation och finansiering av själva upparbetningsanläggningen. Platsval planeras ske 1976 och byggnadsstart 1978 för en färdig anläggning 1985, med en kapacitet av 1 400–1 500 ton per år.

Av stor betydelse för situationen i Europa har varit bildandet i oktober 1971 av bolaget United Reprocessors GmbH. Bolaget har till uppgift att marknadsföra upparbetningstjänster för anläggningarna Windscale och La Hague. I överenskommelsen ingår också samarbete kring byggande av en tredje stor anläggning i Västtyskland med idrifttagning vid mitten av 1980-talet. Under 1975 meddelade United Reprocessors ett temporärt stopp i att åtaga sig ytterligare upparbetning för bränsle som tas ur reaktorer 1977–79 och att det får anses osannolikt att URG kan åtaga sig upparbetning av allt använt bränsle i Europa efter 1985–86. Konsekvensen är att andra länder i Europa med stora kärnkraftprogram bör överväga vilka insatser som krävs för att etablera ytterligare upparbetningskapacitet efter 1985. Vid slutet av 1980-talet kan om nu kända planer för upparbetning realiseras likväl det ansamlade lagret av icke upparbetat uran beräknas uppgå till 7 000–8 000 ton. Fördröjs denna utbyggnad av upparbetningskapacitet med 2 år stiger lagret av icke upparbetat uran till ca 20 000 ton. En avsevärd utbyggnad av förvaringsbassänger för använt bränsle krävs därför i Europa liksom i USA. Vid Windscale och La Hague pågår sådan utbyggnad för 600 respektive 500 ton uran. För KEWA-anläggningen planeras en kapacitet för förvaring av 3 500 ton uran.

Förhållandevis stora insatser på upparbetning har gjorts i Italien och flera försöksanläggningar har byggts. Både från Italien och Spanien har uttalats att man under 1980-talet kommer att bygga anläggningar för upparbetning.

5.4 Nuläge i övriga världen

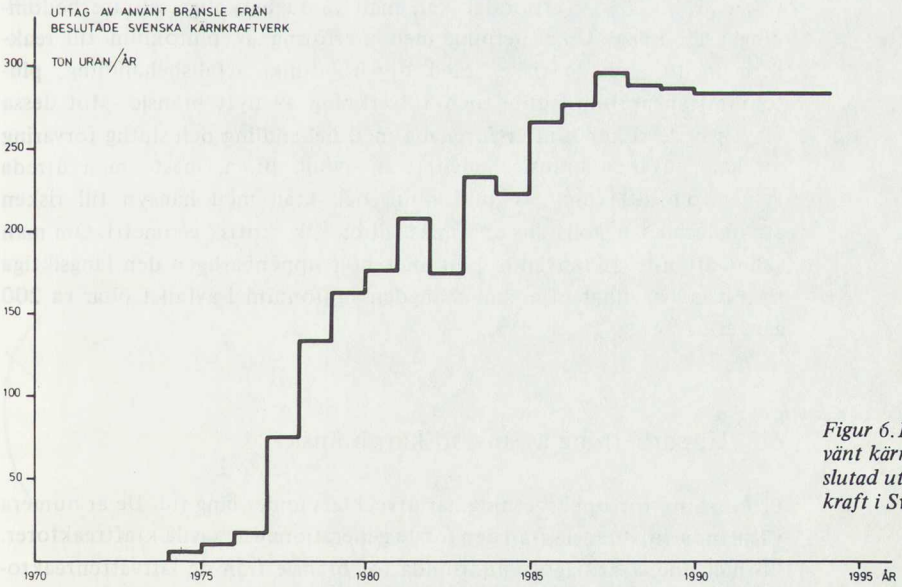
I övriga världen finns upparbetningsanläggningar förutom hos kärnvapenländerna Sovjetunionen och Kina också i Japan och Indien. I Japan började man under 1975 att utprova en anläggning i Tokai-Mura för 200 ton per år. Anläggningen har byggts med fransk teknik. Man planerar en stor anläggning för 1980-talet. I Indien har man förut drivit en försöksanläggning vid forskningsstationen i Trombay och provar nu ut en anläggning för 125 ton per år i Tarapur. Här har man bedrivit ett ytterst självständigt arbete i utvecklingen av nödvändig teknik.

6 Hantering av använt svenskt kärnbränsle

6.1 Det använda kärnbränslet

Använt bränsle förs omedelbart efter uttaget ur reaktorn över till en bassäng med vatten. Efter någon tids förvaring har huvuddelen av de mest kortlivade klyvningsprodukterna försvunnit. Härigenom minskar värmeutvecklingen från elementen vilket underlättar den följande hanteringen.

Det finns inte erfarenhet av förvaring i vattenbassäng av använt bränsle längre tid än under ca tio år. Det råder därför en viss osäkerhet om hur lång tid förvaringen kan sträckas ut utan att problem uppstår. Efter förvaringstidens slut måste bränslet upparbetas eller behandlas på annat sätt. En förvaringstid av minst tre år underlättar en senare upparbetning. Aktiviteten hinner då nedgå ytterligare och överföring till fast form av det flytande högaktiva avfallet kan lättare genomföras direkt efter upparbetning utan att man först måste lagra den högaktiva flytande lösningen under några år i tankar. Nackdelarna är att uran och plutonium



Figur 6.1 Uttag av använt kärnbränsle från beslutad utbyggnad av kärnkraft i Sverige

undandras från bränslegången under viss tid vilket innebär extra kostnader både för att skaffa natururan och för anrikningsarbete.

Figur 6.1 visar uttag av använt kärnbränsle i Sverige från de 13 reaktorer som nu är beslutade. Utbyggnaden av kärnkraft antas här vara färdig år 1985 efter vilket år ca 280 ton använt kärnbränsle tas ur de 13 reaktorerna per år. Olika alternativ för hantering av detta bränsle är tänkbara.

6.2 Behandling utan tillvaratagande av resturan och plutonium

Upparbetning av det använda bränslet är inte en absolut förutsättning för reaktordriften. Om man avstår från upparbetning tar man emellertid inte vara på de energitillgångar som det klyvbara materialet i det använda bränslet representerar. I framtiden bedöms det bli tekniskt möjligt att lagra använt kärnbränsle under lång tid även om detaljerade processer idag inte kan anges. Värmeavgivningen avtar då i tillräcklig omfattning för att man därefter på något sätt skall kunna överföra elementen till en form som anpassas för en lång eller slutlig förvaring i en geologisk bildning. Förutsättningen för att detta skall gå att genomföra är emellertid att ett omfattande utvecklingsarbete sätts igång. Om det ur säkerhetssynpunkt är lämpligt att förvara större mängder plutonium och andra klyvbara ämnen på en plats är emellertid ännu inte utrett. Tillräckligt underlag saknas också för att bedöma detta alternativ ur teknisk och kostnadsmässig synpunkt. De uttalanden som gjorts i frågan på senare tid i internationella sammanhang tyder emellertid på att kostnaderna för detta förfarande blir höga.

Även den totala riskbilden för plutonium måste beaktas. På flera håll arbetar man med metoder för kvantitativa bedömningar av totalrisker. I början av åttiotalet kan man vänta betydligt säkrare bedömningar än i dag. Upparbetning med återföring av plutonium till reaktorn medför ökade risker med upparbetning, avfallsbehandling, plutoniumtransporter, lagring och tillverkning av nytt bränsle. Mot dessa får vägas de risker som är förenade med behandling och slutlig förvaring av hela använda bränsleelement som avfall. Bl. a. måste man utreda frågan om utlakning av plutonium och uran med hänsyn till risken att materialet någonstans ansamlas till en s. k. kritisk geometri. Om man väljer att inte återanvända plutoniet höjs uppenbarligen den långsiktiga risknivån betydligt eftersom mängden plutonium i avfallet ökar ca 200 gånger.

6.3 Upparbetning av använt kärnbränsle

Processerna för upparbetning har utvecklats under lång tid. De är numera väl kända för bränsle från den första generationen av civila kraftreaktorer. Förhållandena är något annorlunda för bränsle från de lättvattenreakto-

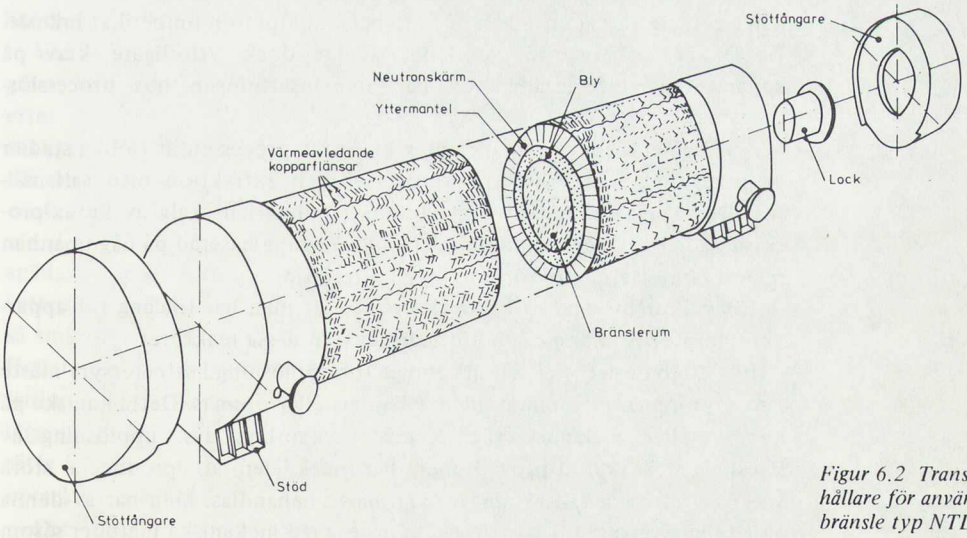
rer som i stigande omfattning uppförs i olika länder, bland dem Sverige. Erfarenheter finns från upparbetning av detta bränsle vid relativt små anläggningar. Det kommer dock att ta ytterligare tid innan alla delar i systemet upparbetning – återföring av produkter – avfallsbehandling – slutlig förvaring av avfall är så väl prövade att bästa vägar och former för genomförande kan anges för de stora anläggningar som nu byggs eller planeras.

6.3.1 *Teknik för upparbetning och avfallshantering*

Tekniken för upparbetning av använt kärnbränsle har utvecklats under en trettioårsperiod. Under denna tid har också radioaktivt avfall behandlats och förvarats. I de kärnkraftverk som nu byggs ges bränslet betydligt högre utbränning än i tidigare reaktorer. Upparbetningsprocessen måste anpassas för detta bränsle.

Omfattande erfarenheter från transporter av använt bränsle från kärnkraftverk har visat att sådana kan genomföras med mycket stor säkerhet. För att minska kostnaderna för transporterna utvecklar man stora och tunga transportflaskor som rymmer många bränsleelement. I utlandet går man därför in för sjö- och järnvägstransporter. En modern transportflaska väger omkring 100 ton och tar ca 4 ton använt bränsle vilket motsvarar ungefär 20 element från kokarreaktorer eller 10 element från tryckvattenreaktorer. En upparbetningsanläggning med en kapacitet av 800 ton uran per år tar i medeltal emot en sådan transportbehållare ungefär varannan dag. Det är nödvändigt med ett väl fungerande transportsystem och en god samordning av leveranserna från de olika kärnkraftverken.

En transportflaska kostar mellan 5 och 10 miljoner kr. och måste därför utnyttjas effektivt. Det är tidsödande att lossa bränsleelement i mottagningsbassängen om innehållet i transportflaskan blivit förorenat



Figur 6.2 Transportbehållare för använt kärnbränsle typ NTL 8/TN 8

av läckande bränsleelement. Vid det vanligaste lossningsförfarandet där hela flaskan sänks ned i en vattenbassäng och elementen tas ut under vatten blir i så fall även detta förorenat. Detta medför också att flaskans utsida blir radioaktivt nedsmutsad och måste göras ren. Särskilda innerbehållare begränsar den radioaktiva nedsmutsningen av transportflaskan och förenklar dess rengöring. Transporter sker antingen i vattenfyllda eller helt torra flaskor vilket påverkar tekniken för lastning och lossning.

Bränsleelementen förs under vatten från mottagningsbassängen till ett angränsande mellanlager som hittills vanligen byggts för att rymma bränsle för något års upparbetning. På många ställen utomlands planeras nu en utökning av lagerutrymmet med hänsyn till bristen på upparbetningskapacitet. Lagerbassängerna förses med kylning och system för rening av vattnet. Det finns stor erfarenhet av lagring av bränsleelement i vattenbassänger under ganska lång tid men erfarenheterna från förvaring av högutbränt kraftreaktorbränsle är ännu så länge ganska begränsade.

Upparbetningen med behandling och uppdelning av kärnbränslet i uran, plutonium och avfall planeras genomgående ske enligt den väl prövade Purex-processen. Den bygger på extraktion med tributylfosfat sedan kärnbränslet lösts upp i salpetersyra. Extraktionsmedlet som består av tributylfosfat utspätt med ett kolväte av fotogentyp löser sig ej i vatten. Vid intensiv omblandning på mekanisk väg i en extraktionsapparat tar extraktionsmedlet, dvs. den organiska fasen, selektivt upp uran och plutonium medan klyvningsprodukterna stannar kvar i vattenfasen, dvs. den ursprungliga syralösningen. Extraktionsförloppet sker kontinuerligt. Uran skiljs sedan från plutonium genom att den organiska fasen går vidare till ny extraktion där den möter en reducerande vattenlösning varvid plutoniet går över i vattenfasen. Med två successiva ytterligare extraktionssteg för vardera uran och plutonium uppnår man eftersträvad renhet på produkterna.

En anläggning för upparbetning av bränsle med vanligt anrikat uran kan i princip också användas för att behandla plutoniumberikat bränsle. De ökade riskerna för kriticitet ställer dock ytterligare krav på apparaturens utformning och på sammansättningen hos processlösningarna.

Andra metoder för upparbetning än Purex-processen är i olika stadier av utveckling t. ex. fluoreringsprocesser och extraktion med saltsmältor. Den långa erfarenhet som vunnits i industriell skala av Purex-processen gör det dock osannolikt att en anläggning baserad på någon annan metod kommer att uppföras inom nära framtid.

Ett villkor för snabba bridreaktorer är att man har tillgång till upparbetningsprocesser anpassade till bränslet från dessa reaktorer.

För att bränslet skall bli åtkomligt för upplösning i salpetersyra måste zircaloyrören runt urandioxiden avlägsnas eller öppnas. Detta kan ske på kemisk eller mekanisk väg. Kemisk avkapsling dvs. upplösning av kapslingen är väl utprovad men har nackdelen att producera stora volymer aktiva avfallslösningar som måste behandlas. Man har av denna anledning övergått till att frilägga bränslet med mekaniska metoder såsom

sågning eller kapning. Den vanligaste metoden numera är att kapa hela bränsleelement i 3–8 cm långa bitar som får falla ned i en upplösare. Man har erfarenheter av sådana kapningsmaskiner på flera håll. Erfarenhet av längre tids drift kommer emellertid att erhållas först sedan nya anläggningar tagits i bruk i Frankrike, Japan, Storbritannien och Förenta Staterna. Det är viktigt att avkapslingssystemet fungerar väl. Ofta installeras flera parallella linjer för att man skall ha god drifttillgänglighet. Möjligheter till underhåll och service i strålskyddade utrymmen måste finnas. I en upparbetningsanläggning för 800 ton uran per år behandlas nästan ett bränsleelement per timme om det är fråga om bränsle från kokarreaktorer.

Upplösning av kärnbränsle i kokande salpetersyra görs kontinuerligt eller satsvis. Det vanligaste för närvarande är att lösa upp i satser av flera ton bränsle åt gången. Neutrongifter i form av t. ex. kadmium- eller gadoliniumnitrat tillsätts för att förhindra kriticitet. Efter mindre tid än ett dygn är bränslet upplöst och det oupplösta kapslingsmaterialet kan lyftas ur upplösaren i den insatskorg vari det kapade bränslet nedförts. Kapslingsresterna sköljs och får sedan passera en mätuppställning för kontroll av att upplösningen varit fullständig. Kapslingsresterna är starkt radioaktiva efter bestrålning i reaktorn, och har också smärre rester av ej upplöst bränsle kvar på ytan. De innehåller dessutom något plutonium som trängt in i zircaloymetallen. Eftersom finfördelad zircaloy kan självtända lagras kapslingsresterna under vatten i förvaringsbassäng.

Vid en upparbetningsanläggning för 800 ton uran per år uppkommer omkring 300 m^3 kapslingsskrot årligen. Genom sammanpressning beräknas volymen kunna minskas till ca 50 m^3. Även smältning av skrotet diskuteras. Aktivitetsinnehåll och värmeutveckling beror i hög grad av svalningstiden men uppgår efter 1 års svalning till 0,9 milj. curie resp. 90 kW i kapslingsavfallet från 1 års drift av en reaktor på 900 MWe. Med hittills använd teknik innehåller det dessutom 800 kg uran och 8 kg plutonium. Det är för närvarande inte klart hur detta avfall slutligt skall behandlas.

Vid kapning av bränsleelement och upplösning av bränslet frigörs gaser, lättflyktiga ämnen och aerosoler. Då bränslet fått svalna något år efter uttaget ur reaktorn återstår av flyktiga radioaktiva ämnen huvudsakligen krypton-85, jod-129 och tritium. Dessutom kan kol-14 räknas till denna grupp. Avgaserna från kapning och upplösning får passera ett omfattande reningssystem där aerosoler och jod avskiljs. Krypton har vid de anläggningar som hittills drivits fått gå ut genom skorstenen för att spädas i atmosfären. Delvis gäller detta också tritium som avgår i form av vattenånga. En viss mängd tritium följer processlösningarna och hamnar så småningom i mycket svagt aktiva avfallslösningar som kan släppas ut i floder eller i havet. En annan möjlighet är att förånga lösningarna varvid tritium avgår till atmosfären i form av vattenånga. I de upparbetningsanläggningar som nu byggs görs sådana förberedelser att man senare kan sätta in anordningar för att hålla kvar krypton och tritium. Ett tekniskt utvecklingsarbete för att avskilja dessa ämnen pågår också i flera länder.

Det finns flera varianter av Purex-processen när det gäller processut-

formning och utrustning. Upparbetning av bränsle från lättvattenreaktorer som bränts ut till ca 30 000 MWd per ton uran kräver ändring av den teknik som används för upparbetning av mera lågutbränt bränsle. Det bildas bl. a. ökade mängder oupplöst slam i upplösaren, främst klyvningsprodukter i form av ädelmetaller, som måste skiljas från och tas om hand. Extraktionsmedlet utsätts för en hårdare bestrålning vilket ställer högre krav på rening före återanvändning och på kortare kontakttid i det första högaktiva extraktionssteget. Vidare inverkar de högre plutoniumhalterna i högutbränt bränsle.

Den högaktiva avfallslösningen innehåller klyvningsprodukter, mindre rester av uran och plutonium samt neptunium, americium och curium. Lösningen koncentreras genom indunstning och samtidigt återvinns en stor del av använd salpetersyra. Koncentratet samlas i förvaringstankar. Moderna system för lagring av högaktivt flytande avfall i tankar bygger på lång erfarenhet men är komplicerade och dyra. De är försedda med olika skyddsanordningar för att säkerställa inneslutning, kylning, ventilation och övervakning.

Det är fördelaktigt att så snart som möjligt överföra det flytande avfallet i fast form. Fast avfall är nämligen enklare att förvara på ett säkert sätt. Flera metoder är utvecklade eller under utveckling. Några är under utveckling i industriell skala. En metod är att övertföra det högaktiva avfallet till glas eller oxid som fylls på behållare av syrafast stål lämpade för transport och slutlig förvaring. Man har emellertid ännu inte transporterat sådant material till plats för slutlig förvaring.

Omkring 0,5 % eller ca 40 kg plutonium per år beräknas följa med den högaktiva lösningen vid en anläggning med kapaciteten 800 ton uran per år. För närvarande pågår ett utvecklingsarbete inom detta område för att minska plutoniumförlusterna till det högaktiva avfallet. Vidare håller metoder på att utvecklas för separation av transuranerna neptunium, americium och curium samt klyvningsprodukterna cesium och strontium ur avfallet.

I en upparbetningsanläggning med kapaciteten 800 ton uran per år uppkommer ungefär 600 m^3 koncentrerad högaktiv avfallslösning per år. Denna volym kan minskas till ca 80 m^3 vid överföring till glas.

Slutprodukten uran fås i form av en koncentrerad uranylnitratlösning som innehåller ca 300 gram uran per liter. Årsproduktionen för en 800 tons anläggning är 2 700 m^3. Uranlösningen kan lagras och transporteras som vätska i behållare. Vanligare är dock att överföra lösningen till fast uranoxid eller till uranfluorid.

Även plutoniet fås som en nitratlösning som håller ungefär 250 g plutonium per liter. Om plutoniet direkt skall användas för tillverkning av plutoniumbränsle på platsen kan det lagras i ett kritiskt säkert tanksystem. I annat fall överförs det vanligen till oxid. Isotopen plutonium-241 bildar genom radioaktivt sönderfall americium-241. Halten americium ökar därför under den tid plutoniet lagras. Americium utsänder svag gammastrålning som försvårar hanteringen av materialet vid tillverkning av bränsle. Americiums kan avlägsnas genom att återföra plutoniumlösningen från mellanlagret till slutreningssteget för plutonium.

Lagring av plutonium i större mängder sker säkrast i fast form, varvid plutoniet vanligen föreligger som oxid. Lagringen sker i kritiskt säkra behållare. Stora tekniska fördelar uppnås genom att samförlägga upparbetningsanläggning, plutoniumförråd och tillverkning av plutoniumbränsle. Dessutom får man bättre kontroll över materialet och ett minimum av yttre transporter av plutonium.

Vid Purex-processen uppkommer förutom den högaktiva avfallslösningen även stora volymer annat flytande avfall av varierande sammansättning. Detta innehåller också mindre mängder aktivitet. Dessa avfallslösningar renas så långt det är möjligt med olika metoder för att kunna återföras och på nytt användas i processerna. De avfallslösningar som till slut återstår uppgår till omkring 40 000 m^3 per år för en upparbetningsanläggning på 800 ton uran per år. I denna volym ingår även avfallslösningar från olika hjälpverksamheter som t. ex. rengöring från aktivitet, laboratoriearbeten och från reningssystem. Med förfinade processer och ökad återanvändning anser man det möjligt att reducera volymen av dessa avfallslösningar till hälften eller mindre. Lösningarna genomgår olika behandlingssteg såsom indunstning, flockning och jonbyte. Härigenom får man huvudparten av aktiviteten koncentrerad till en mindre volym.

Den koncentrerade aktiva lösningen kan överföras till en fast form som är lämplig för lagring och slutlig förvaring. De metoder som för närvarande används i stor skala är inneslutning i asfalt eller betong. Om asfaltmetoden används blir det fasta avfallets volym ca 1 000 m^3 per år. Vid betongingjutning blir volymen den dubbla.

Den stora volymen renat avfall på omkring 40 000 m^3 per år kan släppas ut i havet eller i ett vattendrag. En annan möjlighet är att förånga lösningarna för utsläpp till atmosfären. Det kvarvarande aktiva koncentratet kan sedan gjutas in i betong eller asfalt.

En annan typ av avfall utgör det organiska extraktionsmedlet som med tiden bryts ned och måste ersättas. En anläggning för 800 ton uran per år förbrukar omkring 20 m^3 per år. Vanligen skiljs det mesta av aktiviteten från innan lösningen bränns i en särskild ugn.

Vid en upparbetningsanläggning uppstår stora volymer fast avfall som på olika sätt förorenats av aktivitet. Avfallets art och sammansättning skiftar mycket. Det innehåller olika mängder alfa-, beta- och gammaaktivitet. Det kan bestå av papper, plast, gummihandskar, skyddskläder, laboratorieutrustning, verktyg, instrument, förbrukad processapparatur, skyddsboxar, ventilationsfilter och mycket annat. För att underlätta behandlingen sorteras avfallet efter lämplighet för t. ex. bränning, sammanpressning eller rening. En viktig grund för indelning är om det innehåller transuraner eller inte. En del av avfallet kräver strålskydd vid behandling och förvaring.

Även om man har lång erfarenhet av att ta hand om och förvara alla uppkommande typer av fast aktivt avfall finns det behov av att på sikt få fram bättre metoder än dem som idag används. Utvecklingsarbetet är mycket intensivt i många länder. Främst gäller det att på olika sätt förhindra att avfall uppkommer och att behandla det som inte går att

undvika så att det upptar minsta möjliga volym. Ännu har man inte bestämt vilka principer och metoder som skall tillämpas för den slutliga förvaringen av avfall som innehåller långlivade ämnen såsom transuraner.

Tekniken är relativt väl utvecklad för avfall med obetydlig aktivitet eller mera kortlivade ämnen. Det som är brännbart bränns i speciella ugnar. Avfall som kan komprimeras pressas samman. Konstruktioner av metall eller annat material skrotas i bitar som kan tätpackas. Avfallet gjuts i lämpliga emballage in i betong eller asfalt om så erfordras. Det transporteras sedan till en station för slutlig förvaring. I t. ex. Förenta Staterna, Storbritannien, Frankrike och Sovjetunionen grävs det vanligen ner i marken.

Man har vissa erfarenheter från förbränning i stor försöksskala av brännbart avfall med relativt mycket plutonium. De tekniska svårigheterna är dock påtagliga och det kan dröja en del år innan industriella anläggningar tas i drift.

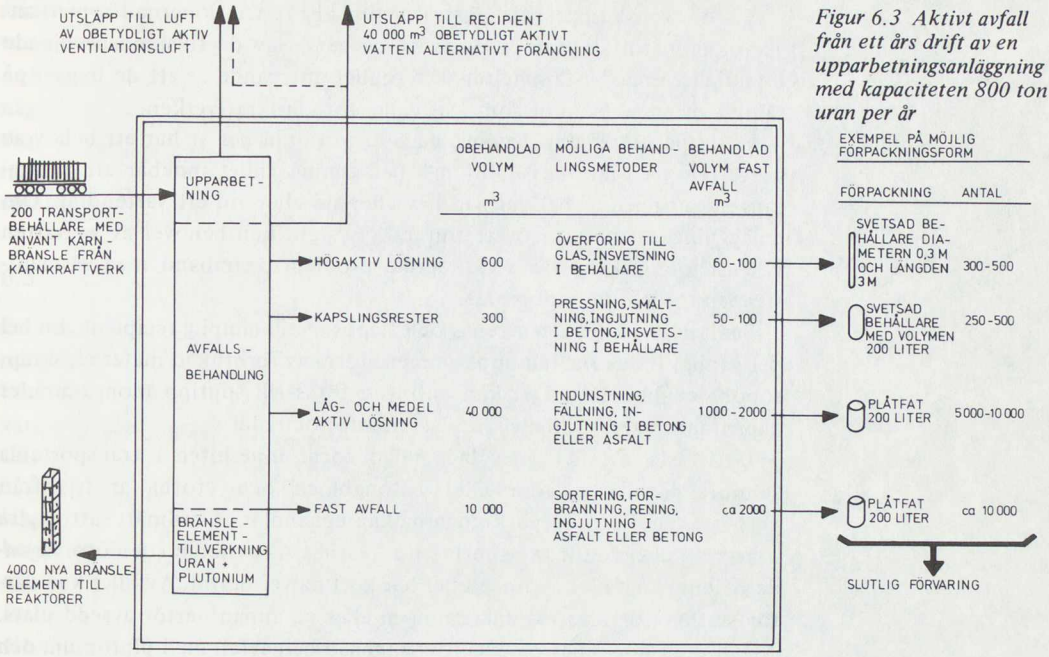
Vid sidan av kapslingsavfallet produceras stora mängder annat fast aktivt avfall vid en upparbetningsanläggning. Det är för närvarande svårt att annat än ungefärligt ange dessa mängder. Detta beror på att man ännu inte har erfarenhet från upparbetning av bränsle från lättvattenreaktorer under tillräckligt lång tid. Dessutom kan man ännu inte bedöma effekten av de olika åtgärder som nu sätts in för att begränsa uppkomsten av olika typer av fast avfall. I runt tal kan en upparbetningsanläggning för 800 ton uran per år uppskattas medföra inemot 10 000 m^3 obehandlat fast avfall per år. I volymen ingår också det fasta avfall som uppkommer vid tillverkning av plutoniumberikat kärnbränsle. Genom bränning och pressning anser man det vara möjligt att minska volymen till ungefär en femtedel, dvs. till omkring 2 000 m^3 per år.

Livslängden hos en upparbetningsanläggning kan förlängas genom periodiskt utbyte av vitala delar av utrustningen. När en anläggning slutligen tjänat ut rensas den från aktivt material med olika kemiska lösningar. Utrustningen kan därefter nedmonteras och omhändertas som avfall. Värdefull erfarenhet i detta avseende kommer att erhållas vid Eurochemic-anläggningen, för driften avbröts i slutet av år 1974 och rensning från radioaktivt material sedan påbörjats med olika metoder.

Figur 6.3 anger i grova drag mängder och möjliga behandlingsmetoder för det aktiva avfall som uppkommer under ett år vid en upparbetningsanläggning på 800 ton uran per år.

6.3.2 *Säkerhet*

Det är en grundläggande förutsättning för upparbetning av kärnbränsle med tillhörande verksamheter att den kan genomföras med tillfredsställande säkerhet i alla avseenden och i alla led. På grund av det behandlade materialets speciella karaktär och stora farlighet har man redan från början utvecklat och följt en säkerhetsinriktad filosofi som saknar motstycke inom annan industriell verksamhet. Filosofin har också blivit vägledande inom andra områden i sammanhang där farliga ämnen behandlas eller där skadliga ämnen uppstår.



Figur 6.3 Aktivt avfall från ett års drift av en upparbetningsanläggning med kapaciteten 800 ton uran per år

En upparbetningsanläggning är utformad och tillrättalagd så att den vid normal drift uppfyller myndigheternas normer och inte medför skadlig inverkan på vare sig personal eller omgivning. Så långt det är rimligt finns inbyggda system för att förhindra tänkbara onormala händelser, haverier och olyckor eller för att begränsa verkningar därav. I intet fall har som följd av haverier i anläggningar för upparbetning av civilt reaktorbränsle någon allvarlig personskada rapporterats.

Tekniskt skydd har framför allt omfattat säker inneslutning, rening av ventilationsluft, strålskärmning, åtgärder för att förebygga kriticitet och dubblering av säkerhetssystem.

6.3.3 *Omgivningspåverkan*

Upparbetning av kärnbränsle sker i en industrianläggning som till sin omfattning närmast kan jämföras med större kemisk industri. Bild av upparbetningsanläggningarna i Barnwell, USA redovisas på sid 66. Landskapsbilden domineras av några stora fabrikskroppar, ett antal andra byggnader och anläggningar av olika slag, skorsten, vädermast och vattentorn. Stora delar av anläggningen är förlagda under mark. Totalt upptar fabriksområdet en yta av omkring 2 km^2. Anläggningen bör förläggas i en glesbygd med närmaste större samhälle på några mils avstånd.

För en svensk upparbetningsanläggning blir restriktionerna för markanvändning närmast utanför området beroende av de tillståndsbeviljande myndigheternas bestämmelser. Ett rimligt antagande är att de bygger på samma principer som de som idag gäller för kärnkraftverken.

En upparbetningsanläggning på 800 ton uran per år har ett behov av kylvatten på omkring 4 000 m^3 per timme vilket innebär att anläggningen antingen är belägen vid hav eller sjö eller vid ett vattendrag. Om anläggningen förses med ett slutet kylsystem kan behovet av kylvatten väsentligt minskas. Några ekologiska problem i samband med värmeutsläppen torde inte uppkomma.

Sanitärt avloppsvatten renas och släpps ut till lämplig recipient. En hel del vanligt industriavfall uppkommer i form av förbrukad materiel, skräp, sopor och liknande. Det kan antingen föras till soptipp inom området eller transporteras till anvisad plats utanför området.

Det fasta avfallet är i behandlad form inneslutet i transportabla tunnor, behållare, lådor eller betongblock och ytorna är fria från aktivitet. De flesta förpackningarna kan behandlas på ordinärt sätt, andra kräver strålskydd för transport och förvaring. Aktiviteten i den övervägande delen av avfallet är ringa eller har kort halveringstid. Avfallet kan därför slutligt förvaras vid anläggningen eller på annan därför avsedd plats. Avfall med hög- eller medelaktivt innehåll och avfall med plutonium och andra transuraner ställer däremot mycket stränga krav på platsen för slutlig förvaring. En möjlighet är förvaring i svenskt urberg. Det är en fördel om förvaringen kan ske inom eller relativt nära anläggningens område. Härigenom kan man undvika långa järnvägs- eller landsvägstransporter. Man behöver emellertid inte förutsätta att slutlig förvaring av avfall skall kunna ske inom fabriksområdet.

Årsproduktionen av avloppsvatten med ytterligt små mängder kvarvarande aktivitet uppskattas till omkring 40 000 m^3, vilket motsvarar ungefär 8 m^3 per timme. Vattnet kan släppas ut i havet eller i lämpligt vattendrag efter rening till den nivå som myndigheterna bestämmer. En annan möjlighet är att det förångas och släpps ut i atmosfären.

Luften från anläggningens skorsten innehåller som tidigare angivits krypton, spår av jod och aktiva aerosoler samt tritium som vattenånga. Tillåtliga nivåer för utsläppet sätts av tillståndsmyndigheterna. Erfarenheterna från utländska anläggningar visar att det är möjligt att nå en hög reningsgrad. Det verkar vara möjligt att minska utsläppen genom ytterligare åtgärder. De upparbetningsanläggningar som hittills byggts har inga anordningar för infångning av krypton-85, tritium och kol-14. Allmänna överväganden t. ex. inom Förenta Nationernas strålningskommitté (UNSCEAR) har givit till resultat att dessa ämnen om inga åtgärder vidtas kommer att förorsaka problem efter sekelskiftet. För krypton-85 finns emellertid redan nu teknik utvecklad för avskiljning av avgasen. Man kan förvänta att denna teknik införs på nya upparbetningsanläggningar. Tritiumavskiljning kräver en mera avancerad teknik som är under utveckling. Däremot finns ännu inte någon lämplig utrustning för absorption av kol-14. Detta är ett problem som kan vara påtagligt vid upparbetning av bränsle från gaskylda högtemperaturreaktorer. Vissa

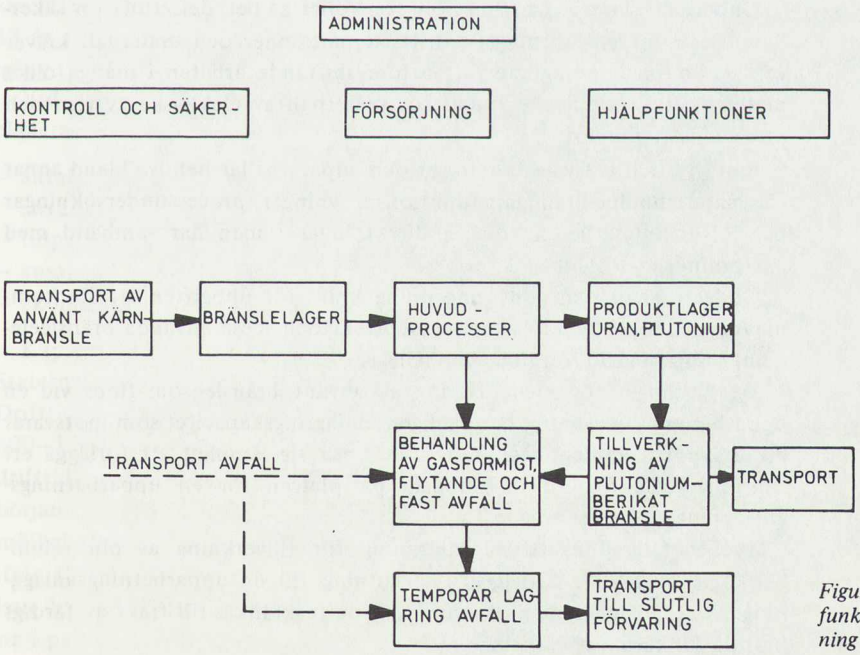
mindre mängder erhålls dock även från bränsle som kommer från lättvattenraktorer. Särskilt om bränslet innehåller kväveföroreningar.

Under normal drift förorsakar en anläggning för upparbetning inte några olägenheter för sin omgivning. Först vid komplicerade och osannolika olyckshändelser t. ex. en kriticitetsolycka eller en större indunstarexplosion kan luftburen aktivitet i större omfattning komma att spridas utanför fabriksområdet.

6.3.4 *Funktioner vid en upparbetningsanläggning*

En anläggning för upparbetning av kärnbränsle upptar ett stort industriområde där byggnader är placerade alltefter samhörighet. Anläggningen bör ligga i ett glesbefolkat område och måste därför i många avseenden vara tillrättalagd för en hög grad av självförsörjning. Figur 6.4 visar översiktligt de funktioner som ingår i en upparbetningsanläggning.

Uppgifter om antalet anställda vid tidigare planerade upparbetningsanläggningar har varierat mellan 250 och 400 personer men numera anges betydligt högre siffror. För en svensk anläggning torde man få räkna med minst 700–800 anställda inom alla de funktioner som ingår i en fullständig verksamhet för upparbetning. Indirekt kommer ytterligare ett relativt stort antal personer att beröras av verksamheten. Av de direkt anställda utgör en mindre del högt kvalificerade specialister medan huvuddelen av personalen kan förutses få utbildning och träning för sina arbetsuppgifter genom utbildningsverksamhet på platsen. Man räknar med att det under byggnadstiden kommer att krävas ungefär lika många byggnadsarbetare som vid uppförandet av ett kärnkraft-



Figur 6.4 Översikt av funktioner vid en anläggning för upparbetning

aggregat. Byggnadstiden för en upparbetningsanläggning kommer dock att bli längre än för ett aggregat.

Ledning av driften i en anläggning omfattar bland annat att samordna funktioner för säkerhet, kontroll och övervakning av klyvbart material samt uppsamling av kärnbränsle från reaktorer och andra transporter. En strålskyddsorganisation övervakar fortlöpande personal, personalutrymmen, anläggningar och utsläpp. För kontroll av omgivningen tas fortlöpande prov på luft, vatten och mark.

För att skydda anläggningar och klyvbart material bevakar vaktmanskap vitala delar med hjälp av särskild teknisk utrustning. Externa, i vissa fall även interna, transporter av klyvbart material kräver omfattande planering. Kontroll, inventering och redovisning av klyvbart material är en stor och betungande del av insatserna för säkerheten. Det måste finnas hög beredskap mot brand, spridning av aktivitet, bortfall av kylvatten och liknande.

Vissa system för försörjningen med kylvatten måste ovillkorligen fungera. Detta gäller närmast kylsystem för tankar med högaktivt flytande innehåll, förvaringsbassänger för använda bränsleelement och fast högaktivt avfall. Vattenverk ingår liksom reningsverk för sanitärt avloppsvatten.

Processerna kräver avsaltat vatten från en särskild anläggning. Eleffektbehovet uppgår till ca 10 MW. Dessutom måste anläggningen kunna producera egen reservkraft. En upparbetningsanläggning förbrukar mycket tryckluft och en del av denna skall vara omsorgsfullt renad. En ångcentral ger ånga till processerna och värmer lokaler och ventilationsluft. I anläggningar för arbete med radioaktiva ämnen är ventilations- och luftreningssystem utomordentligt viktiga för säkerheten.

Underhåll, service och funktionskontroller är betydelsefulla för säkerheten och för en störningsfri drift. Reparationer och underhåll kräver verkstäder med möjligheter att utföra skiftande arbeten i många olika material. Resurser måste finnas för underhåll av elektriska system och processinstrumentering.

Inaktiva och aktiva laboratorier och apparathallar behövs bland annat för materialundersökningar, funktionsprovningar, processundersökningar och utvecklingsarbeten som ej direkt ingår i men har samband med anläggningens drift.

Goda resurser och god samordning krävs för uppgiften att återkommande och tidsbundet lasta, transportera och lossa använda bränsleelement i upp till 100 ton tunga emballage.

De bassänger för mellanlagring av använt bränsle som finns vid en upparbetningsanläggning har vanligen en lagringskapacitet som motsvarar ett års upparbetning. Det kan också visa sig lämpligt att förlägga ett centralt lager för använt bränsle på platsen för en upparbetningsanläggning.

Mycket talar för att en anläggning för tillverkning av plutoniumberikat bränsle bör förläggas i anslutning till en upparbetningsanläggning. Transporter med plutonium kan då inskränkas till frakt av färdigt bränsle till kärnkraftverken.

Behandling och säker förvaring av avfall vid en upparbetningsanläggning kräver en stor del av de totala resurserna. Anläggningar och utrustning för avfallshantering kommer att finnas på flera ställen inom området. Det bör även vara möjligt att ta hand om radioaktivt avfall från annat håll, exempelvis från reaktorer. Man måste för närvarande också utgå ifrån att det vid upparbetningsanläggningen, eller på annan plats, skapas möjlighet för tillfällig förvaring av avfall under relativt lång tid.

Vid en upparbetningsanläggning kan viss verksamhet med utvinning av biprodukter ur avfallet förekomma. Det finns i avfallet vissa nuklider som är användbara inom t. ex. industri, medicin och forskning.

6.3.5 *Behov av en upparbetningsanläggning i Sverige*

Vilken kapacitet en svensk anläggning för upparbetning bör ha och när den bör sätta igång bestäms främst av det årliga uttaget av bränsle och eventuellt befintligt lager av använt bränsle.

Man räknar med att det tar 10–13 år från förstudier av en upparbetningsanläggning fram till drift med full kapacitet av densamma. Tidsåtgången kan indelas i

- förberedande studier och undersökningar av plats för förläggning 4 år
- konstruktion, byggnadsarbete, montage av utrustning 7 år
- successiv inkörning 2 år

I länder som redan uppfört anläggningar och som har erfarenhet på området bör tiden för de förberedande studierna kunna minskas väsentligt. En svensk anläggning för upparbetning tar sannolikt närmare 13 år att projektera, uppföra och ta i drift. Det innebär att den kan vara igång tidigast år 1990.

Vid bedömning av vilken kapacitet en upparbetningsanläggning bör planeras för kommer flera faktorer in i bilden såsom

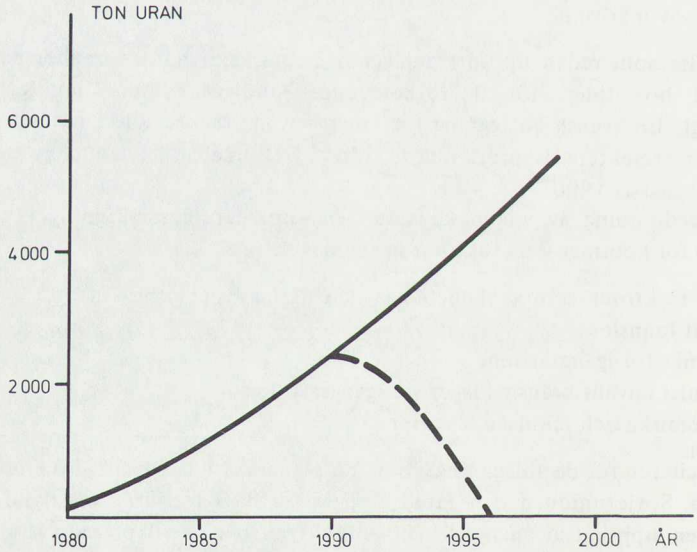
- antal reaktorer som skall betjänas och därmed det årliga uttaget av använt bränsle
- tidpunkt för igångsättning
- ansamlat använt bränsle i lager vid igångsättningen
- ekonomiska och tekniska faktorer

Kapaciteten för de anläggningar som nu planeras i Västeuropa, Förenta Staterna, Sovjetunionen och Japan uppges till 3–5 ton uran per dygn. Drifttiden uppskattar man till 200–300 dygn per år vilket motsvarar 600–1 500 ton uran per år. Man är emellertid för närvarande osäker på drifttiden. Av denna anledning byggs betydande överkapacitet in från början vanligen i form av extra parallella processteg. På så sätt ökar möjligheterna att upprätthålla viss produktion även om en linje faller ifrån för en tidskrävande översyn. Av tekniska och säkerhetsmässiga skäl kan det vara fördelaktigt med en uppdelning av vissa delar av processerna i parallella enheter. Denna form av utförande ger goda möjligheter att

i efterhand stegvis öka kapaciteten genom planerade tillbyggnader utan att driften behöver avbrytas. Anläggningar kan på så sätt planeras för en flexibel kapacitet.

Storleken på en anläggning och framför allt graden av dess utnyttjande spelar en stor roll för upparbetningens ekonomi. Upparbetning i en anläggning med lägre kapacitet än 600–800 ton uran per år är avsevärt dyrare än i en större. Å andra sidan måste de fördelar i ekonomiskt hänseende som mycket stora anläggningar kan ge vid full drift vägas mot de problem av transportteknisk och annan natur som de för med sig.

Man brukar normalt räkna med en avskrivningstid på 15 år för en upparbetningsanläggning. Den verkliga livslängden är dock betydligt längre. Om man förutsätter att en svensk anläggning successivt kommer igång år 1990 och till år 2005 skall ha avverkat alla uttagna bränsleelemnt från år 1980 från de 13 beslutade raktorerna krävs upparbetning av i genomsnitt ca 470 ton uran per år. Från år 1980 till år 2005 beräknas omkring 7000 ton uran tas ur reaktorerna. Upparbetning med så låg kapacitet är ofördelaktig ur ekonomisk synpunkt. Marginalerna för driftstörningar eller senare driftstart blir vidare mycket små. Väljs en kapacitet av 600–800 ton uran per år blir förutsättningarna betydligt gynnsammare. En anläggning på 800 ton per år har goda möjligheter att avverka det ansamlade lagret av använt bränsle på 6–7 år och samtidigt ta hand om nytillkommande bränsle, se figur 6.5. Å andra



Figur 6.5 Lagerutvecklingen för använt kärnbränsle i Sverige om en upparbetningsanläggning med kapaciteten 800 ton per år successivt kommer i drift 1990

FRÅN ÅR 1980 ANSAMLAT KÄRNBRÄNSLE FRÅN HITTILLS BESLUTAD UTBYGGNAD AV KÄRNKRAFTEN I SVERIGE

KVARVARANDE ANVÄNT KÄRNBRÄNSLE OM EN UPPARBETNINGSANLÄGGNING MED KAPACITETEN 800 TON URAN PER ÅR SUCCESSIVT KOMMER I DRIFT 1990

Aka 1976-04-07

sidan skulle en sådan anläggning kunna visa sig vara för stor sedan det befintliga lagret upparbetats. Ytterligare faktorer som måste beaktas är eventuellt nytillkommande svenska kärnkraftaggregat efter 1985 samt behov av kapacitet för upparbetning av i första hand bränsle från övriga nordiska länder. Av detta framgår att en svensk upparbetningsanläggning bör byggas så att den får en flexibel kapacitet.

6.3.6 *Val av plats*

Utredningen har genom en särskild arbetsgrupp studerat befintliga och planerade utländska upparbetningsanläggningar för att få bättre kunskaper om hur en svensk upparbetningsanläggning kan förläggas. Studien fick formen av ett särskilt uppdrag till Vattenbyggnadsbyrån, VBB. Arbetsgruppen samrådde fortlöpande med kommittén. De anläggningar som granskades är Marcoule och La Hague i Frankrike, Windscale i England, Eurochemic i Belgien, samt West Valley, Barnwell och Morris i USA.

Bland annat på grundval av de erfarenheter gruppen vann i samband med detaljstudierna av utländska anläggningar samt tidigare svenska erfarenheter kom den fram till att försöka tillämpa följande förutsättningar för val av plats för en svensk upparbetningsanläggning. Dessa förutsättningar har godkänts av kommittén.

- Områdets yta bör vara minst 2 km^2. Eftersom man sannolikt kommer att använda platsen under mycket lång tid måste platsen ge goda möjligheter till framtida till- och nybyggnader
- De krav som ställs på förläggning av kärnkraftverk med hänsyn till säkerheten för omgivningen kan i huvudsak vara vägledande även för en upparbetningsanläggning
- Området skall ha lämpliga förhållanden för grundvatten och avledning av vatten inom området med hänsyn till risken för spridning av aktivitet
- De meteorologiska förhållandena i området bör vara sådana att de ger god utspädning av utsläppta aktiva gaser
- Platsen bör väljas så att den i möjligaste mån beräknas bli skonad från naturkatastrofer och andra händelser som kan tänkas skada anläggningen
- Tillgång till sötvatten måste finnas. Behovet uppgår till omkring 100 m^3 i timmen
- Behovet av kylvatten är ca 4 000 m^3 per timme. Behovet kan minskas betydligt om luftkylning används i större utsträckning. Om det inte redan finns naturligt vattenmagasin skall ett sådant kunna byggas
- Det skall vara möjligt att regelbundet med främst båt och järnväg transportera laster om 100 ton till och från platsen. Platsen bör ligga nära järnväg och vägar för tung trafik liksom hamn
- Vissa delar av anläggningen skall kunna förläggas i bergrum
- Bra berg på platsen ger möjlighet till samförläggning med slutlig förvaring av avfall. På detta sätt undviks långa transporter av avfall
- En upparbetningsanläggning kommer med största sannolikhet att åtföljas av annan kärnteknisk verksamhet, t. ex. tillverkning av plutoniumbränsle. Goda marginaler för tillgång till mark, sötvatten och kylvatten bör därför finnas
- Myndigheternas krav på stråldoser och övrigt arbetarskydd måste kunna uppfyllas

- Kraven enligt riksplaneringen på markanvändning och regionalpolitik skall kunna tillgodoses
- Krigsskyddsaspekter samt krav på skydd mot stöld, terror och sabotage skall beaktas

Gruppen har också samrått med bl. a. en västtysk arbetsgrupp om dessa förutsättningar. Man fann därvid att det i stora drag råder mycket god överensstämmelse mellan de svenska kraven och de västtyska. De skillnader som föreligger berör främst den geologiska delen, där man i Västtyskland sannolikt kommer att kräva saltberg under upparbetningsanläggning för slutlig förvaring av avfallet. De svenska förutsättningarna innehåller krav på gott berg på fabriksområdet och lämpligt urberg för förvaring vid eller i närheten av industriområdet. Kraven på bergtäckning för vissa delar i anläggningen är också mer långtgående än vad som hittills förekommit i utlandet.

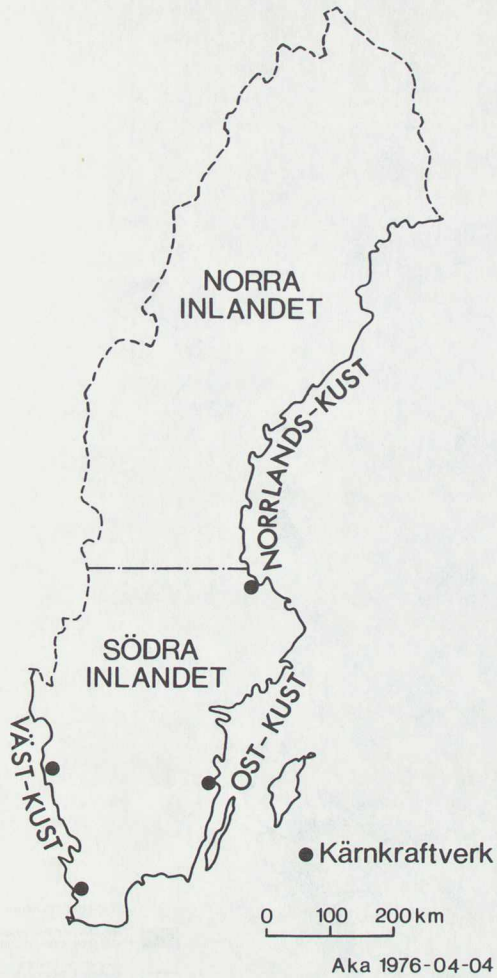
Sedan gruppen relativt noggrant definierat vilka förutsättningar för lokalisering som bör gälla för en eventuell svensk upparbetningsanläggning prövades möjligheten att förlägga en sådan anläggning inom landet. Gruppen utgick därvid från hela landet, som indelades i fem regioner. I varje region söktes efter platser eller områden där de givna förutsättningarna kunde hållas.

Mot bakgrund av studierna har utredningen kommit fram till att många platser kan uppfylla villkoren. Studierna visar att det bör vara möjligt att förlägga en anläggning även till inlandet. Frågan om en stor förvaringsanläggning för använt bränsle kan också kommat att inverka på val av läge för en eventuell upparbetningsanläggning.

Riksdagen har senast hösten 1975 tagit ställning till och godkänt vissa riktlinjer för hushållningen med mark och vatten inom ramen för den pågående fysiska riksplaneringen (prop. 1975/76:1). Figur 6.7 illustrerar de riktlinjer som nu gäller för främst Sveriges kuster, dvs. områden där de nuvarande kärnkraftverken ligger. Det bör påpekas att man vid övervägandena inom den fysiska riksplaneringen inte direkt har behandlat upparbetningsanläggningar eller förvaringsplatser för radioaktivt avfall. Övervägandena har gällt särskilt resurskrävande eller miljöstörande industrier i allmänhet. I fråga om kärnkraftanläggningar har i riktlinjerna angetts att utbyggnaden av kärnkraftverk bör begränsas till Värö, Barsebäck, Simpvarp och Forsmark. Diskussionerna i det följande utgår från de riktlinjer som statsmakterna mot denna bakgrund har fastställt.

Ett område från norska gränsen till Lysekil anges i riksplaneringen som obruten kust. Det utgör också primärt rekreationsområde. Inom området ligger bl. a. Sannäs, en gång aktuellt som lokaliseringsplats för en svensk upparbetningsanläggning. Vid Sannäs har AB Atomenergi inköpt mark för detta ändamål. Riksplaneringens riktlinjer innebär att denna kuststräcka liksom övriga delar, markerade som obruten kust, helt bör undantas från miljöstörande industri.

Hela västkusten söder om Lysekil samt Skåne- och Blekingekusten till sydöstra hörnet av Blekinge har betecknats som högexploaterad kust. Vissa primära rekreationsområden i detta avsnitt har vidare angetts. Vid högexploaterad kust bör inte miljöstörande industri tillåtas annat än i



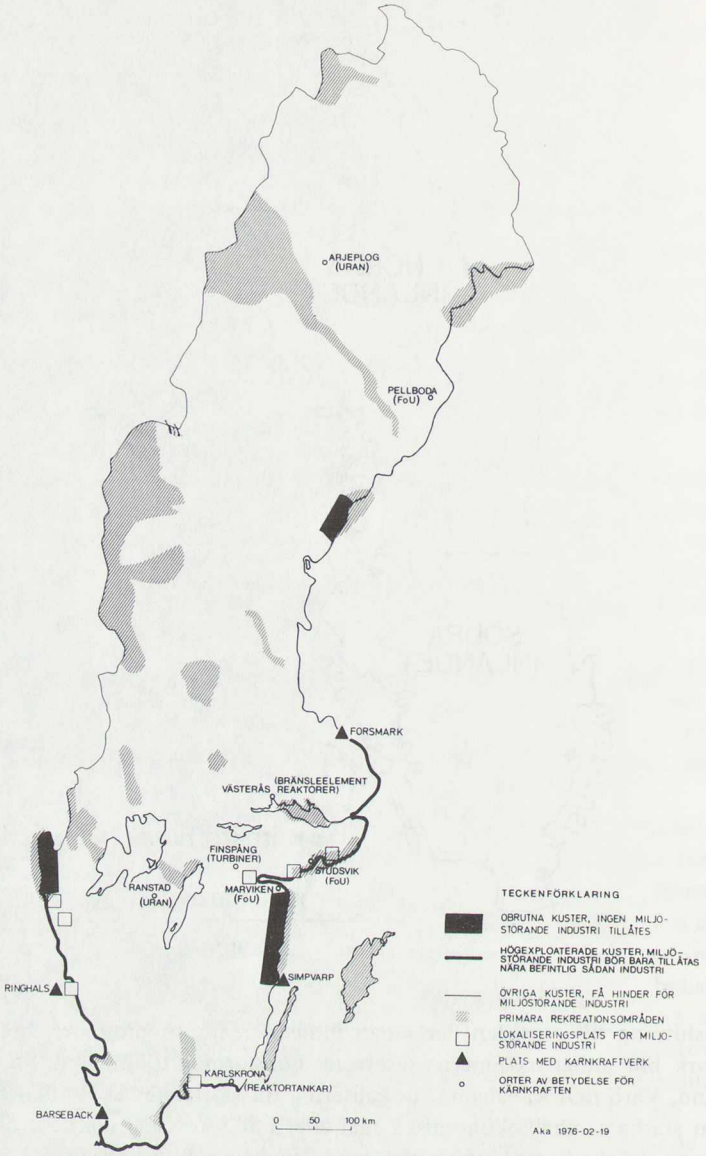
Figur 6.6. Lokaliseringsstudiens fem regioner

anslutning till områden där sådan industri redan förekommer. Industrimark bör enligt riktlinjerna reserveras i anslutning till Lysekil, Stenungsund, Värö och Karlshamn. Lokalisering till västkusten skall tillåtas bara om starka samhällsekonomiska skäl eller miljövårdsskäl talar för det. På denna sträcka ligger kärnkraftverken i Ringhals och Barsebäck.

Kusten från sydöstra hörnet av Blekinge och på västra sidan av Kalmarsund till Simpvarp har i riksplaneringen karakteriserats som övrig kust. Det betyder att sådan industri som behandlas i den fysiska riksplaneringen bör kunna lokaliseras dit utan allvarliga konflikter med bevarandeintressen.

Från Simpvarp norrut till Bråviken följer ett område som har betecknats som obruten kust och samtidigt är primärt rekreationsområde. Ingen miljöstörande industri får alltså tillåtas här enligt riktlinjerna.

Sträckan Bråviken till Östhammar anges som högexploaterad kust. AB Atomenergis anläggningar i Studsvik ligger utanför Nyköping och vid Sörmlandskusten. På denna sträcka bör man undvika miljöstörande



Figur 6.7 Kärnkraftanläggningar och riksplanering

industri med undantag för att lokalisering av sådan industri kan komma i fråga vid Norrköping, Nyköping/Oxelösund och Nynäshamn. Sörmlandskusten utgör vidare primärt rekreationsområde.

Från Östhammar till Haparanda klassas kusten som övrig kust med ett undantag, den s. k. Höga kusten i Ångermanland. Kärnkraftverket i Forsmark ligger i den södra delen av denna långa kuststräcka. Utmed denna kust bör enligt riksplanens riktlinjer lokalisering av industri kunna ske på många ställen utan större konflikter med naturvårds- och fritidsintressen. Vissa partier anges dock som primära rekreationsområden. Höga

kusten tillhör de obrutna kusterna och bör därför helt undantas från miljöstörande industri.

Enligt de inom ramen för den fysiska riksplaneringen fastlagda riktlinjerna bör alltså en upparbetningsanläggning inte förläggas inom vissa områden, främst de som betecknas som obrutna kuster. Riktlinjerna anger att en samförläggning av upparbetningsanläggning och kärnkraftverk bör vara möjlig vid Forsmark och vid Simpvarp. En lokalisering till västkusten synes däremot inte lämplig. Regionalpolitiska skäl talar vidare för lokalisering till Norrland, främst inlandet. Det är också angeläget med ökad sysselsättning i t. ex. norra Uppland och i sydöstra Svergie.

6.3.7 *Förstudie till en upparbetningsanläggning i Sverige*

SKBF beslöt i början av 1975 att beställa en begränsad förstudie för en upparbetningsanläggning i Sverige. Avsikten var att få en uppfattning om teknik, säkerhet, miljö och ekonomi utan att gå in på detaljer.

Förutsättningarna för studien gjordes upp i samråd med Aka-utredningen och omfattade bl. a. möjlighet till inlandsförläggning av upparbetningsanläggningen och en anknuten anläggning för plutoniumberikat bränsle. Kostnaderna beräknades för anläggningar med kapaciteten 400 resp. 800 ton uran per år.

Förstudien har utförts av en arbetsgrupp United Reprocessors GmbH med deltagare från franska Commissariat à l'Energie Atomique, brittiska British Nuclear Fuels Ltd. och västtyska Kernbrennstoff-Wiederaufarbeitungs-Gesellschaft GmbH. Förstudiens utförande diskuterades vid ett möte i Marcoule i juni 1975 med deltagande från SKBF och Aka-utredningen.

Förstudien förutser torr utlastning av använt bränsle i stället för nu förekommande utlastning under vatten. För kapning och upplösning av bränsleelementen förutses två parallella linjer med kapaciteten vardera 2 ton per dygn. En komplett upplösningsomgång beräknas ta 16 timmar. För klarning av upplösningsvätskorna installeras centrifuger. Purex-processen används.

För anläggningen erfordras en areal av ungefär 1 km^2 och för området i sin helhet några km^2. Totalt beräknas byggnadsvolymen för huvudfabriken uppgå till 1 milj. m^3.

Förstudien ger en redovisning av kriterier för att välja plats för en

Tabell 6.1 Utsläpp av radioaktiva gaser från en upparbetningsanläggning med kapaciteten 800 ton uran per år.

Nuklid	Aktivitet i bränsle efter ett års svalning Ci/år	Utsläpp utan behandling Ci/år	Beräknat utsläpp efter rening Ci/år
Krypton-85	10 milj	10 milj	10 000
Tritium	0,7 milj	35 000	35
Jod-129	30	1,5	0,0015

upparbetningsanläggning. Dessa stämmer i stort med de som använts i utredningens egen studie.

Förstudien anger utsläpp av radioaktiva gaser från en upparbetningsanläggning med kapaciteten 800 ton per år. Dessa redovisas i tabell 6.1.

6.4 Kostnader

Utredningen har sett som en viktig uppgift att uppskatta kostnader för olika processer för behandling av använt bränsle och radioaktivt avfall. Kostnadsuppskattningarna i det följande anges i 1976 års penningvärde. Det har visat sig att kostnaderna för olika processer under senare år ökat i en utsträckning som inte kan förklaras endast med den allmänna kostnadsstegringen utan även måste bero på betydligt strängare krav på anläggningarna vad gäller säkerhet, strålskydd, arbetsmiljö m. m.

Den mycket stora kostnadsökningen för framför allt industrier för upparbetning av använt kärnbränsle bör dock ses i ett historiskt perspektiv.

Den första fasen i utvecklingen inleddes i början av 1940-talet då en del stater som ett led i militära program byggde reaktorer och upparbetningsanläggningar enbart i syfte att framställa plutonium för vapenändamål. Det är därför inte möjligt att från de militära anläggningarna bedöma kostnaderna för senare civila anläggningar.

Den andra fasen började i mitten av 1950-talet med civila kärnkraftreaktorer. Det väsentliga var ekonomisk produktion av elkraft. Man eftersträvade nu en hög utbränning av bränslet. Upparbetning kom i andra hand till en del beroende på att uranpriset var lågt. I Europa anpassade man de av staten ägda militära anläggningarna för att även kunna behandla lågutbränt metallbränsle från kraftreaktorer. En del försöksanläggningar tillkom finansierade av staten eller genom samarbete mellan olika länder, t. ex. Eurochemic. I USA byggdes NFS-anläggningen som var avsedd att pröva kommersiell upparbetning. Det pris som kontrakterades för upparbetning i dessa på olika sätt med framför allt statliga medel finansierade anläggningar sattes orealistiskt lågt i förhållande till de verkliga kostnaderna. Processerna var dessutom inte fullständiga främst genom att avfallsdelen inte var inräknad.

I början av 1970-talet förbyttes uppfattningen om överkapacitet för upparbetning i sin motsats. Flera orsaker samverkade. NFS, USA, avbröt driften för ombyggnad till högre kapacitet. Ett tekniskt missöde orsakade bortfall av produktionen i Windscale och i MFRP, USA, fann man att den mera ovanliga processmetod för upparbetning som valts inte fungerade. Man beslöt att lägga ned Eurochemic bl. a. beroende på att den låga kapaciteten var oekonomisk. Under perioden blev det också uppenbart att vissa processer måste modifieras och kompletteras för att upparbetning av använt bränsle med hög utbränning skulle gå att genomföra rutinmässigt med erforderlig kapacitet.

Sedan några år tillbaka kan man skönja en ny fas i utvecklingen. Denna kännetecknas av att upparbetning värderas som en metod att

behandla använt bränsle för en tillfredsställande behandling och slutförvaring av radioaktivt avfall. Upparbetning får därför ses som en följdverksamhet till kärnkraften utan renodlat ekonomiska avvägningar för eller emot återföring av uran och plutonium. Det anses också naturligt att samtliga med bränslegången förknippade kostnader skall belasta priset för kärnenergi och betalas av konsumenten.

Det finns många anledningar till att en anläggning för upparbetning som man idag bygger eller planerar kostar mångdubbelt mer än de som uppfördes på ett tidigt stadium. För maximalt säker drift har tidigare bestämmelser alltmer skräpts och nya krav fortlöpande tillkommit. Man kräver nu vid tillståndsgivning för en anläggning mycket långt gående garantier för säkerheten under drift både i system och detaljer. Det gäller bland annat krav på minskade utsläpp av radioaktivt avfall till vatten och luft, säkrare förvaring av flytande avfall och ökat skydd mot yttre påverkan som orkaner, flyghaverier eller sabotage. Det ställs också allt hårdare krav på kontroll och redovisning av klyvbart material. För avfallets slutliga form och förvaring saknas klara riktlinjer och det medför att tillfälliga förråd för avfall måste byggas och underhållas.

Den ökade utbränningen av bränslet i reaktorn har orsakat kostnadsökningar vid upparbetning till följd av tekniska förändringar. Det är främst de högaktiva processdelarna, sönderdelning av bränsleelement, upplösning och första extraktionssteget, som krävt modifieringar och kompletteringar. Även om mekaniska kapmaskiner för bränsleelement finns på marknaden kräver denna utrustning ett komplicerat underhållsarbete. Man räknar med att både dubblera kapningsmaskinerna och överdimensionera dem för att vara säkra på viss produktion även vid fel i något av systemen. Av samma anledning har andra högaktiva processteg delats upp i parallella linjer både med överkapacitet och med väl tilltagna mellanlager. Den ökade mängden plutonium i bränsle med hög utbränning ställer särskilda krav på processer och apparatur. Hantering av plutonium i större skala har blivit dyrare än beräknat.

Starkt bidragande till de ökade kostnaderna har varit att utbyggnaden av upparbetningsanläggningar försenats kraftigt av olika anledningar. Förutom ökade kapitalkostnader har det blivit nödvändigt att till dess upparbetningen kommer igång investera stora belopp i extra förvaringsbassänger för lagring av använt bränsle. Detta gäller även för Sverige. En svensk anläggning kan tidigast omkring år 1990 börja upparbeta använt kärnbränsle. Under 1980-talet framkommer ca 2 700 ton uran i form av använt bränsle från de 13 beslutade reaktorerna. Man kan räkna med att det normalt kommer att finnas en lagringskapacitet för ungefär ett års drift vid reaktorerna och vid upparbetningsanläggningen. En extra kapacitet för lagring av använt bränsle måste komma till stånd. Lagringsbehovet beror av omfattningen av upparbetning utomlands samt tidpunkten för ev. inhemsk upparbetning. För ett buffertlager på omkring 2 000 ton har angetts en anläggningskostnad på storleksordningen 500 milj. kr.

Det finns inte tillräckligt underlag för uppskattning av kostnaderna för en viss anläggning för upparbetning av bränsle från lättvattenreaktorer,

eftersom ingen komplett anläggning byggd på kommersiell bas ännu tagits i drift. Man kan idag endast ungefärligen ange vad själva upparbetningen och därmed direkt förenade verksamheter kommer att kosta. Än mera osäker är grunden för bedömning av kostnaden för avfallsdelen som kräver praktiska prov och inte minst fastställande av normer.

Tillgängliga uppgifter på kostnader för upparbetningsanläggningar har sammanställts i tabell 6.2. Det bör understrykas att uppgivna kostnader inte är direkt jämförbara. Dels har inflationen gjort sig gällande olika lång tid, dels är kapaciteten olika stor och framför allt varierar antalet funktioner. Kostnaderna har räknats om för att motsvara dagens penningvärde samt omräknats till en anläggning med kapaciteten 800 ton uran per år. För omräkning till denna kapacitet har uttrycket $I/I_0 = (A/A_0)^n$ använts. I och I_0 är investeringarna för anläggningar med kapaciteterna A och A_0 respektive. Ett värde av 0,6 har genomgående använts på exponenten n men sannolikt borde skilda värden ha använts för de olika anläggningarna.

Tabell 6.2 Sammanställning av kostnader för några upparbetningsanläggningar.

Anläggning	Kapacitet ton uran per år	Angiven investeringskostnad	År	Investeringskostnaden omräknad till milj. kr	Investeringskostnaden omräknad till 1976 års penningvärde	Investeringskostnaden omräknad till kapaciteten 800 ton uran per år
Trombay	75	8 milj. dollar	1961	41	80	330
Sannäs (studie)	75	105 milj. kr	1962	105	200	820
NFS West Valley	300	33 milj. dollar	1964	171	305	550
Windscale II	800	17 milj. pund	1964	245	440	440
Eurochemic	60	35 milj. dollar	1964	186	335	1580
FORATOM (studie)	300	45 milj. dollar	1970	198	305	550
MFRP Morris	300	200 milj. dollar	1974	874	1030	1850
AGNS Barnwell	1500	600 milj. dollar	1975	2646	2780	1905
URG (studie till SKBF)	800	2100 milj. kr	1975	2100	2160	2160
KEWA (studie)	1500	2500 milj. DM	1976	4250	4250	2915
Ny anläggning i USA (uppskattn.)	1500	1000 milj. dollar	1976	4410	4410	3040

Investeringskostnaderna för de senaste anläggningarna är mest intressanta därför att dessa omfattar en mera fullständig verksamhet. Den amerikanska Barnwellanläggningen för 1 500 ton uran per år anges komma att kosta 500–600 milj. dollar. För den planerade och mera fullständiga västtyska KEWA-anläggningen med samma kapacitet uppskattar man nu kostanden till 2 500 milj. DM.

I USA håller man för troligt att kostnaden för en framtida 1 500 tons anläggning kommer att röra sig omkring 1 000 milj. dollar. En anläggning för 800 ton uran per år kan uppskattas kosta ungefär 70 % av en 1 500 tons anläggning vilket innebär omkring 3 000 milj. kr. eller ungefär vad ett kärnkraftaggregat på 1 000 MWe kostar.

För bedömning av kostnaderna för en svensk anläggning för 800 ton

uran per år kan framför allt de västtyska beräkningarna läggas till grund därför att man där utgår från en första anläggning på en ny plats. Den uppskattning på kostnaden som URG utfört till SKBF för en 800 tons anläggning är ca 2 200 milj. kr. Häri ingår inte transportsystem för använt bränsle från reaktorerna eller anläggningar för överföring av flytande hög- och medelaktivt avfall till fast form. Även kostnader för transport och central behandling av avfall från reaktorer och andra källor kommer till. Vidare kommer undersökningar av plats för förläggning att dra stora kostnader liksom många andra förstudier, förberedande arbeten eller undersökningar som måste genomföras för att komma upp i den kunskaps- och erfarenhetsnivå varifrån man utomlands grundar sitt projekteringsarbete. Den sammanlagda kostnaden för anläggningen kommer därför sannolikt att uppgå till ca 3 000 milj. kr. För att få fram säkrare värden för en svensk anläggning måste ett förprojekt genomföras av den typ man nu gör för den västtyska anläggningen. Med det underlag som nu är tillgängligt verkar det möjligt att för 3 000 milj. kr täcka anläggningskostnaderna för transport och upparbetning av använt bränsle, behandling och förvaring av utvunnet uran och plutonium i fast form, överföring och tillfällig lagring av hög- och medelaktivt avfall i behandlad fast form samt omhändertagande och tillfällig förvaring av allt annat aktivt avfall i fast form. Behandling av avfall från tillverkning av plutoniumberikade bränsleelement ingår men ej investeringskostnaden för själva bränsleelementfabriken (ca 400 milj. kr).

Man kan förutse behov av ytterligare marginaler i kostnadshänseende för processteg som nu är under utveckling och som syftar till att överföra visst avfall, exempelvis avfall med transuraner, till en ändamålsenlig form för slutlig förvaring. Kostnaderna för tillkommande anläggningar kan överslagsvis uppskattas till ca 100 milj. kr.

Vad en anläggning för slutlig förvaring av behandlat avfall kommer att kosta kan man i dag endast grovt uppskatta intill dess utformning och förläggning fastställts. Här antas kostnaden vara 300–500 milj. kr.

För att kostnadsbilden skall bli fullständig bör kostnaden för nedläggning av en upparbetningsanläggning relativt långt fram i tiden räknas in. Efter drifttidens slut kan man välja mellan att bygga om anläggningen för annan verksamhet eller att helt riva den. Kostnaden kommer i hög grad att bero på vilket alternativ som kommer till utförande men det borde vara tillräckligt att den årliga driftkostnaden avsätta exempelvis 50 milj. kr för ändamålet.

Med det underlag som i dag är tillgängligt kan investeringskostnaderna för en fullständig upparbetningsanläggning uppskattas till 4 000 milj kr vilken summa kan delas upp på följande sätt.

– Extra förvaringsbassänger för använt bränsle	400 milj. kr
– Upparbetningsanläggning inkl. transportsystem	3 000 milj. kr
– Kompletterande anläggning för slutlig behandling av avfall	100 milj. kr
– Anläggning för slutlig förvaring av aktivt avfall	500 milj. kr

För att driva ett sådant system för upparbetning med tillhörande verksamheter kommer att erfordras i runt tal 850 milj. kr per år däri

inbegripet samtliga kapital- och driftkostnader inkl. kontroll av klyvbart material och en framtida nedläggning. Under ett år har systemet under full drift kunnat upparbeta 800 ton använt bränsle. Under dessa förutsättningar kommer upparbetning att kosta 1060 kr per kg uran. I kärnkraftverken har bränslet levererat omkring 185 000 milj. kWh vilket betyder en kostnad för upparbetning av 0,46 öre per kWh. Värdet på de tillvaratagna produkterna uran och plutonium vid upparbetningen har då inte räknats in. Enligt en västtysk uppskattning från januari 1976 kan värdet bedömdes vara ca 915 kr per kg uran i det använda bränslet. Siffran grundar sig på ett värde för inbesparing av natururan motsvarande 815 kr per kg och en vinst i anrikningsarbete genom plutoniumberikning på 390 kr per kg uran. Från detta är avdraget 290 kr per kg uran som skall motsvara en fördyring vid tillverkning av nya bränsleelement berikade med plutonium jämfört med vanligt anrikat uran. Det värde man kan tillgodogöra sig för en 800 tons anläggning motsvarar då ca 730 milj. kr per år eller nära nog årskostnaden för upparbetning.

Man kan anta att ett system för slutlig förvaring av använt bränsle utan upparbetning knappast hinner utvecklas tidigare än de metoder som man nu arbetar med för det högaktiva avfallet och avfall med transuraner. Man håller för troligt att sådana metoder kan praktiseras om 15–20 år dvs. omkring år 1995. Under förutsättning att man vid samma tid utarbetat tekniken för slutlig förvaring av använt bränsle utan upparbetning kan kostnaderna mycket schematiskt uppskattas till mellan 1 700 och 2 400 milj. kr vilken summa kan delas upp på följande sätt.

– Extra förvaringsbassänger för använt bränsle (ca 3 500 ton uran från 13 reaktorer år 1995) inkl. transportsystem	900 milj. kr
– Anläggning för inneslutning av bränsleelement och behandling av reaktoravfall	300–1 000 milj. kr
– Anläggning för slutlig förvaring av inkapslade bränsleelement och annat avfall	500 milj. kr

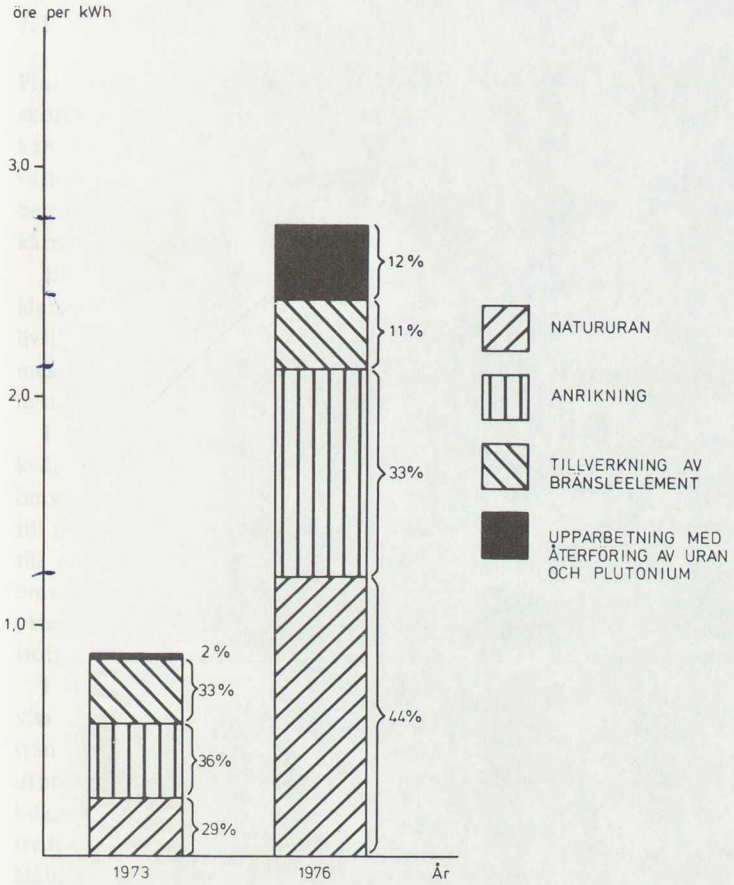
I mycket grova drag skulle på detta sätt anläggningskostnaderna för slutlig förvaring av använt bränsle utan upparbetning vara omkring hälften av vad anläggningar för upparbetning och slutlig förvaring kostar.

Tabell 6.3 Kostnaderna för olika led i kärnbränslegången 1973 och 1976 enligt en västtysk sammanställning

	År 1973 kr/kg uran	År 1976 kr/kg uran
Natururan	71	354
Anrikningsarbete	144	405
Bränsleelementtillverkning	425	578
Upparbetning	272	850

I figur 6.8 återges en västtysk sammanställning över förändringen av kostnaderna för de viktigaste leden i bränslegången för en lättvattenreaktor vid två olika tidpunkter. Beräkningarna bygger på de kostnadsuppgif-

ter för olika led i bränslegången som redovisas i tabell 6.3. Under de senaste åren har kostnaderna för bränslet ökat andelen av produktionskostnaderna för elenergi från 0,88 öre per kWh till 2,74 öre per kWh. De tunga posterna i bränsleförsörjningen är alltjämt anskaffning av natururan och anrikningsarbete. Även kostnaden för upparbetning har ökat betydligt allteftersom systemet för upparbetning blivit allt fullständigare och gett mera realistiska kostnadskalkyler. Man räknar emellertid med att upparbetning även fortsättningsvis endast i mindre omfattning kommer att bidra till kostnaderna för kärnkraftens bränsleförsörjning.



Figur 6.8 Kostnaderna för försörjning av bränsle till lättvattenreaktorer år 1973 och 1976 enligt en västtysk sammanställning från januari 1976

Aka 1976-04-07

7 Plutonium från svenskt kärnbränsle

7.1 Plutonium, egenskaper och framställning

Plutonium är ett grundämne som inte förekommer naturligt i jordskorpan i mätbara mängder. De ytterst små mängder plutonium som idag kan påvisas i naturen härrör från kärnvapenprov i atmosfären och världshaven, samt i någon ringa mån från nybildning i uranmalm. Man har beräknat att mer än 5000 kg plutonium spritts i atmosfären vid tidigare kärnvapenprov och sedan till över 90 % fallit ned på jordytan.

Ett femtontal isotoper av plutonium med masstalen 232–246 har identifierats. De isotoper som bildas i en reaktor och som har tillräcklig livslängd för att ha någon betydelse inom kärnkraftindustrin har masstalen 239–242. Isotopen plutonium-244 har visserligen mycket lång livslängd men bildas endast i mycket små mängder.

I en lättvattenreaktor bildas plutonium redan från det ögonblick kedjereaktionen börjar i uranbränslet. I det neutronflöde som då uppstår omvandlas den tyngre uranisotopen uran-238 genom neutroninfångning till uran-239. Denna nya uranisotop är instabil, och omvandlas spontant till neptunium-239 genom betasönderfall. Den nya neptuniumisotopen omvandlas sedan genom betasönderfall till plutonium-239. Genom ytterligare successiva neutroninfångningar bildas sedan högre plutoniumisotoper, och så småningom även andra högre transuraner.

I en lättvattenreaktor med låganrikat uran byggs på kort tid upp en viss mängd klyvbart plutonium från uranisotopen uran-238. Nästan från början fungerar alltså plutonium som bränsle. När bränslet efter en utbränning av 28 500 MWd per ton, som är det värde som anges för en kokarreaktor av Asea-Atoms typ, tas ut ur reaktorn har mera än en tredjedel av den framställda energin kommit från klyvning av plutonium. Mängderna av vissa klyvningsprodukter blir så småningom så stora att de hindrar fortsatt kedjereaktion. Därför måste bränsleelementen tas ut ur reaktorn och ersättas med nya. En alltför lång drifttid kan vidare medföra risk för mekaniska skador på bränsleelementen.

I det använda uranbränsle som tas ur en kokvattenreaktor på 900 MWe med en utbränning av 28 500 MWd per ton har med en utnyttjandefaktor av 0,7 årligen bildats ca 235 kg plutonium vilket består av ca 56 % plutonium-239, 26 % plutonium-240, 12 % plutonium-241, 5 % plutonium-242 samt någon procent plutonium-238. Räknat per TWh elektrisk

energi får man omkring 38 kg plutonium. Detta plutonium har en betaaktivitet av ca 12 curie per gram huvudsakligen från isotopen plutonium-241 och en alfaaktivitet av ca 0,4 curie per gram, framför allt från plutonium-240. Den mest kortlivade av de fem plutoniumisotoperna är plutonium-241, som har en halveringstid på 15 år. Den sönderfaller under utsändning av betastrålning till americium-241 som kan skapa vissa problem om den förekommer i större mängder i bränslet. Americium-241 inverkar bl. a. mycket negativt på den s. k. neutronekonomin, genom att denna isotop absorberar neutroner. Vidare gör dess starka gammastrålning att materialet blir besvärligare att hantera, vilket försvårar tillverkning av plutoniumbränsle. Några av de viktigaste plutoniumisotopernas sönderfallsegenskaper redovisas i tabell 7.1.

Tabell 7.1 Viktigare plutoniumisotopers sönderfallsegenskaper

Isotop	Halveringstid	Specifik aktivitet Ci/g	Strålningstyp
Plutonium-236	2,85 år	530	alfastrålning
-237	45,6 år	12000	svag röntgenstrålning
-238	87,8 år	17	alfastrålning
-239	24400 år	0.0613	alfastrålning
-240	6540 år	0.228	alfastrålning
-241	15 år	99	betastrålning
-242	387000 år	0.00382	alfastrålning
-243	4,96 tim	2 600 000	betastrålning
-244	83 milj. år	0,000018	alfastrålning

7.2 Användning av plutonium

Plutoniumisotoperna 239 och 241 är klyvbara på samma sätt som uran-235. Vid tillverkning av bränsle för lättvattenreaktorer kan man alltså berika naturligt eller utarmat uran med plutonium och använda denna blandning som bränsle i stället för anrikat uran. Använt uranbränsle från en kokarreaktor innehåller omkring 0,6 % klyvbart plutonium, medan mängden klyvbart uran-235 minskat från ursprungligen 2–3 % till 0,7–0,8 %. Genom återanvändning av uran och plutonium kan man utvinna ytterligare omkring hälften så mycket energi som utvanns ur det ursprungliga materialet. Resturanet och plutoniet i använt kärnbränsle utgör således en betydande energiresurs.

De lättvattenreaktorer som för närvarande används och byggs är konstruerade för uranbränsle. Plutonium har egenskaper som delvis avviker från uranets. Om man låter plutonium ersätta uran kan därför vissa åtgärder bli nödvändiga för att säkerheten eller ekonomin hos reaktorn inte skall försämras. De viktigaste skillnaderna mellan anrikat uran och plutonium för kraftreaktorbränsle är följande.

– Plutonium har större neutrontvärsnitt än uran för såväl infångning som klyvning vilket påverkar reaktorhärdens konstruktion.

- Klyvningsprodukterna från plutonium har en något annorlunda sammansättning än klyvningsprodukterna från uran.
- Vid tillverkning av bränsle måste plutoniet blandas ut med ett bärarmaterial, t. ex. naturligt eller utarmat uran.
- Plutonium är hälsofarligare än uran och hanteringen av materialet måste omgärdas med stränga säkerhetsföreskrifter.
- Plutoniums höga halt av klyvbart material gör att såväl kriticitetsrisker som stöld- och sabotagerisker fordrar större uppmärksamhet.
- Den klyvbara nukliden plutonium-241 har en relativt begränsad livslängd. Dess dotterprodukt, americium-241, är inte önskvärd i reaktorbränslet. Om plutonium lagras en tid betyder detta dels att andelen klyvbart material minskar, vilket innebär en energiförlust, dels att ytterligare bearbetning krävs för att avskilja americium i en kemisk process före bränsletillverkningen.

De kärnfysikaliska skillnaderna mellan uran och plutonium har reaktorfysikaliska konsekvenser för användning av plutonium som reaktorbränsle. Det möter inga hinder att återföra mer plutonium i en lättvattenreaktor än vad som producerats i samma reaktor. En särskild studie inom utredningen visar att man med någon ändring av härden i en kokvattenreaktor kan använda bränsle bestående av enbart natururan berikat med plutonium från upparbetat reaktorbränsle.

Det har funnits en viss oro för att man vid upprepad återföring av plutonium så småningom kunde komma i ett läge när förnyad upparbetning och återanvändning av plutoniet ej längre kan utföras på grund av kärnfysikaliska problem eller alltför höga kostnader. Det skulle medföra särskilda problem om man i något läge skulle tvingas föra större mängder plutonium till avfallet. I så fall måste riskerna för kriticitet vid lagring under mycket långa tider utredas noga. Utredningen har därför särskilt studerat problemet med utgångspunkt från det i vårt land aktuella programmet för kärnkraftutbyggnad. I Sverige har AB Atomenergi på uppdrag av utredningen utfört beräkningar för plutoniumåterföring till kokvattenreaktorn medan tryckvattenreaktorn studeras i USA och Västtyskland. En särskild arbetsgrupp har för utredningens räkning studerat dessa beräkningar. Arbetsgruppen har redovisat bl. a. följande slutsatser.

- Upprepad återföring av plutonium i reaktorbränslet är ur teknisk synpunkt möjlig.
- Plutoniums isotopsammansättning förändras successivt vid upprepad återföring. En gradvis försämring av det ekonomiska utbytet av en återanvändning sker dels genom större hanteringssvårigheter på grund av allt större mängder av isotoperna 238, 240 och 242, dels genom att andelen klyvbart material minskar. Beräkningarna tyder dock på att man närmar sig ett jämviktsläge med ett plutonium som har ett positivt värde som bränsle.
- Plutonium nybildas ständigt i all energiproduktion baserad på uranbränsle. Ett visst plutoniumlager kommer alltid att finnas, oavsett om plutonium återförs eller ej. En jämförelse mellan alternativen med

och utan återföring av plutonium ger vid handen att plutoniumlagret genom återföring under 30 driftår reduceras till ungefär hälften. Huvuddelen av plutoniet i detta lager kommer att befinna sig i reaktorer i form av bränsle.

– Det är möjligt att med en för ändamålet särskilt konstruerad härd successivt överföra ett lager av plutonium till den aktiva bränslegången under en drifttid som motsvarar mindre än halva den tid som svarat för lagrets uppbyggnad.

Vid upprepad återföring av plutonium i lättvattenreaktorer sker så småningom vissa förändringar i plutoniets sammansättning. Därvid ökar också produktionen av högre aktinider som americium och curium. Tabell 7.2 visar plutoniums sammansättning som funktion av antalet gånger det återförs med utgångspunkt från följande antaganden.

– I en kokvattenreaktor återförs varje gång det plutonium som producerats i närmast föregående omgång.
– Bränslet används till en medelutbränning av 28 500 MWd per ton uran
– Berikningen har skett så att stavarna i mitten av bränsleelementen har högsta berikningsgrad medan stavarna vid kanten innehåller endast uran.

Tabell 7.2 Plutoniets sammansättning efter upparbetning av uranbränsle och upprepad återföring av plutonium.

Isotop	Viktsprocent					
	Uran-bränsle	1:a åter-föring	2:a åter-föring	3:e åter-föring	4:e åter-föring	5:e åter-föring
Plutonium-238	1	1,5	2	2	2,5	3
-239	56	46	42	40	39	38
-240	26	30,5	32	32,5	33	33,5
-241	12	14	14,5	15	14,5	14
-242	5	8	9,5	10,5	11	11,5
Summa klyvbart plutonium	68	60	56,5	55	53,5	52

Andelen klyvbart material d. v. s. plutoniumisotoperna 239 och 241 sjunker långsamt med många successiva återföringar men stannar så småningom vid ungefär 50 %. Halten av isotopen 241 når jämvikt vid ca 15 %. Halten av plutonium-238 ökar långsamt. Sammansättningen av plutonium kan dock ändras med annorlunda förutsättningar. Om man t. ex. lagrar plutonium en tid, rent eller som använt bränsle, för att sedan forcera förbrukningen med en särskilt konstruerad härd sjunker andelen klyvbart plutonium under 50 %. Ett kärnfysikaliskt sämre plutonium erhålls vid en längre tids lagring av plutonium, högre utbränning och högre plutoniumberikning. Förändringarna är dock små och långsamma och kan inte väntas väsentligt påverka det ekonomiska utfallet.

Avfallet från använt plutoniumbränsle skiljer sig från uranbränslets avfall främst i att det innehåller en ökad mängd högre aktinider. Dessutom har plutoniums klyvningsprodukter en något annorlunda

sammansättning. Räknat per producerad energienhet erhålls till exempel mindre kvantiteter strontium-89 och -90 och cesium-134 samt cerium-141 och -144, ungefär samma mängd cesium-137 men mera samarium-151. För gasformiga och lättflyktiga klyvningsprodukter minskar mängderna krypton-85 och jod-131 med 10–15 % vid plutoniumåterföring. Den totala aktiviteten från klyvningsprodukterna minskar med ca 15 %.

8 Kärnomvandling och användning av transuraner och klyvningsprodukter

8.1 Kärnomvandling som ett led i avfallsbehandlingen

Använt kärnbränsle innehåller ett antal nuklider som är instabila och har en viss sannolikhet för att sönderfalla och övergå till andra i allmänhet mera stabila nuklider. Egenskapen kallas radioaktivitet, vilket närmast syftar på att sönderfallet oftast sker under utsändning av partiklar och strålning.

Hastigheten hos sönderfallet kan inte påverkas med kemiska eller normala fysikaliska metoder. Däremot kan sönderfallet numera påverkas genom kärnomvandling av t. ex. samma slag som förekommer i en kärnreaktor. Processen att överföra en nuklid till en annan brukar benämnas transmutation och har föreslagits som en metod att "oskadliggöra" radioaktivt avfall.

Utredningen har gått igenom material som publicerats i utlandet, framför allt i Förenta Staterna, om vilka möjligheter som står till buds för att åstadkomma kärnomvandlingar av vissa av de nuklider som ingår i det högaktiva avfallet.

8.1.1 *Allmänna förutsättningar*

Varje system för kärnomvandling av radioaktiva nuklider ur högaktivt avfall måste uppfylla vissa krav. För att en metod skall vara tekniskt genomförbar i tillräcklig utsträckning måste följande villkor vara uppfyllda.

- Processen måste förbruka väsentligt mindre energi än vad som producerades när avfallet en gång bildades (energibalansvillkoret).
- Vid processen måste de nybildade produkterna vara mindre farliga ur avfallssynpunkt än ursprungsprodukterna.
- Om processen skall kunna genomföras praktiskt måste den hastighet med vilken en nuklid förstörs, vara betydligt större än nuklidens naturliga sönderfallshastighet.
- Ett system för omvandling av avfallet måste medföra en minskning av de totala riskerna när man tar hänsyn till hela avfallshanteringen.

Dessutom måste kostnaderna för omvandlingen vara rimliga och den erforderliga tekniken kunna uppnås inom överskådlig tid.

8.1.2 *Acceleratorsystem*

En möjlig metod för kärnomvandling är att bestråla vissa nuklider med användning av en accelerator. Ett antal olika processer har föreslagits.

- Bestrålning med laddade partiklar, t. ex. protoner, med kärnomvandling som direkt följd. För att åstadkomma kärnreaktioner med protoner fordras för huvudparten av klyvningsprodukterna så höga energier att energibalansvillkoret knappast kommer att uppfyllas.
- Bestrålning med gammastrålning. Trots att vissa nuklider visar relativt stor sannolikhet för omvandling blir det totala utbytet så litet att energibalansvillkoret inte kan uppfyllas.
- Stimulerad gammastrålning. Samma principer som ligger till grund för lasern kan tänkas tillämpade även för gammastrålar. En sådan anordning skulle kunna bli ett effektivt instrument för omvandling av vissa radioisotoper. Instrumentet har ännu inte konstruerats. De fysikaliska förutsättningarna för en konstruktion med gammastrålar är mindre än för de laserinstrument som finns idag.
- Spallation. Av alla föreslagna system för kärnomvandling med acceleratorer är detta kanske det mest intressanta. Protoner med mycket hög energi och intensitet producerar skurar av neutroner (spallation) i ett föremål bestående av t. ex. klyvningsprodukter. På detta sätt kan man uppnå de mycket höga neutronflöden som är nödvändiga för att ge ett rimligt utbyte. Även energibalansvillkoret kan teoretiskt uppfyllas. De klyvningsprodukter som främst aktualiserats i detta sammanhang är strontium-90, teknetium-99 och cesium-137. I tabell 8.1 ges en sammanfattning av de resultat som det föreslagna systemet ställer i utsikt.

Tabell 8.1 Omvandlingstider för vissa nuklider genom spallation

Nuklid	Tid under vilken 99,9 % av materialet omvandlas		
	Naturligt sönderfall	Kärnomvandling i neutronflöde av	
		10^{15} n/cm^2 · s	10^{16} n/cm^2 · s
	år	år	år
Strontium-90	290	120	21
Teknetium-99	100 000	10	1
Cesium-137	300	250	120

Av tabellen framgår att resultatet är mycket beroende av vilket neutronflöde som kan uppnås. För de flöden som idag betraktas som realistiska, är teknetium-99 den enda isotop för vilket ett gott resultat kan väntas. Arbete på utveckling av metoden pågår i USA och Japan. Materialproblemen blir svåra och den praktiska användningen av metoden ligger troligen långt fram i tiden.

8.1.3 *Kärnladdningar*

Den föregående översikten över tänkbara system för kärnomvandling med hjälp av acceleratorer visar att höga neutronflöden förefaller att vara mest realistiskt. Den intensivaste neutronkälla man kan åstadkomma är kärnladdningen. Det har föreslagits att väteladdningar skulle utnyttjas för att omvandla särskilt långlivat radioaktivt avfall. Utan att här beröra lämpligheten av att använda kärnladdningar kan fastslås att metoden har många begränsningar. Bland annat bildas betydande mängder tritium vid explosionen. Vidare är metodens användbarhet begränsad till vissa transuraner.

8.1.4 *Återföring i reaktorer*

Ett förslag som varit föremål för mera omfattande undersökningar är att omvandla de långlivade produkterna från det högaktiva avfallet genom att återföra dem till en reaktor.

Klyvningsprodukter

De långlivade klyvningsprodukterna t. ex. strontium-90 och cesium-137 har i allmänhet små infångningstvärsnitt. Av tabell 8.2 framgår med vilken hastighet kärnomvandlingen sker i en lättvattenreaktor (flöde 10^{14} neutroner/cm^2 . s) och i en snabb reaktor (flöde 10^{16} neutroner/cm^2 · s).

Tabell 8.2 Omvandlingstider för vissa klyvningsprodukter i reaktorer

	Tid under vilken 99,9 % av materialet omvandlas		
Nuklid	Naturligt sönderfall år	Bestrålning i lättvatten-reaktor år	Bestrålning i snabb reaktor år
Strontium-90	290	250	17
Cesium-137	300	290	91
Krypton-85	107	106	57
Jod-129	$1{,}6 \cdot 10^8$	63	0,63

Strontium-90 är sannolikt den enda av de viktigare klyvningsprodukterna som praktiskt kan omvandlas i en reaktor. För att metoden skall fungera måste höga neutronflöden användas.

Transuranelement

Transuranelementen är alla instabila men några, t. ex. neptunium-137 är mycket långlivade. Reaktorfysikaliskt sett är de antingen, såsom plutonium-239 och -241, klyvbara med långsamma neutroner eller fertila, d. v. s. de omvandlas vid neutronbestrålning till klyvbara nuklider. Exempel på en fertil nuklid är plutonium-240 som vid neutronbestrålning övergår till den klyvbara nukliden plutonium-241. Av betydelse är

emellertid inte endast att en viss fertil nuklid kan övergå till en klyvbar utan också med vilken hastighet denna reaktion sker. Här varierar de olika transuranelementens nuklider i hög grad.

En arbetsgrupp har för Aka-utredningen utfört vissa beräkningar över system där man dels har studerat återföring av allt plutonium till reaktorer av en typ som finns i det svenska systemet, dels studerat återföring av plutonium tillsammans med övriga bildade transuraner. Resultaten av enbart plutoniumåterföring redovisas i kapitel 7.

Jämfört med återföring av enbart plutonium ger återföring av plutonium tillsammans med övriga transuraner mindre viktsmängder neptunium-237 och americium men betydligt större mängder curium-244 och plutonium-238. Återföring av samtliga transuraner leder dessutom till en relativt kraftig uppbyggnad av curium och i någon mån av californium. Detta försvårar i hög grad tillverkningen av bränsleelement på grund av den kraftiga neutronstrålningen från vissa isotoper av dessa ämnen.

Det bör påpekas att man genom att placera separata bränslestavar innehållande de övriga transuranerna på ställen i reaktorn med särskilt höga neutronflöden möjligen kan uppnå något mindre uppbyggnad av högre transuraner.

Den termiska reaktorn är inte särskilt gynnsam om man vill omvandla och klyva andra transuranelement än plutonium. Vid högre neutronenergier ökar emellertid sannolikheten att en neutron som träffar en tung kärna åstadkommer en kärnklyvning. I den snabba reaktorns neutronflöde klyvs därför samtliga transuranelement, men med olika hastighet. I motsats till de termiska reaktorerna bör den snabba reaktorn ha goda förutsättningar att kunna förstöra såväl plutonium som övriga transuraner under samtidig utveckling av energi.

8.1.5 *Fusionsreaktorer*

Fusionsreaktorn har föreslagits kunna användas för omvandling av vissa radioaktiva nuklider ur det högaktiva avfallet från fissionsreaktorerna. Det får sannolikt ett neutronflöde över $0{,}5 \cdot 10^{16}$ neutroner/cm^2 · s, och höga neutronenergier, mestadels kring 14 MeV. Sannolikheten för omvandling av klyvingsprodukter och för klyvning av transuraner i en fusionsreaktor redovisas i ett räkneexempel i tabell 8.3.

Tabell 8.3 Omvandlingstider för vissa radioaktiva nuklider i en fusionsreaktor av Tokamaktyp med deuterium-tritium-plasma

	Tid under vilken 99,9 % av materialet omvandlas		
		Effekttäthet[a]	
	Naturligt sönderfall	1 MW/m²	10 MW/m²
	år	år	år
Strontium-90	290	76	13
Cesium-137	300	190	56
Krypton-85	110	86	61
Jod-129	160 miljoner	3,5	2,7
Americium-241	4300	6	0,56

[a] Effekttätheten 1 MW/m² svarar mot en neutronkällstyrka av $4{,}4 \cdot 10^{13}$ neutroner/cm² · s. För en fullstor fusionsreaktor kan man vänta en effekttäthet av mellan 1 och 4 MW/m².

8.2 Användning av transuraner och klyvningsprodukter utanför kärnkraftproduktionen

Plutonium-238 har en halveringstid som ger en lagom stor radioaktivitet för isotopbatterier. Dessa kan användas på svåråtkomliga platser för ändamål som kräver hög tillförlitlighet. Man har t. ex. använt sådana energikällor inom rymdtekniken. Energikällan kan fungera i decennier utan tillsyn varför den också utomlands använts för elektriska hjärtstimulatorer inom sjukvården, s. k. pacemakers.

Användningen av plutonium-238 har hittills rört sig om mycket begränsade mängder. Inom ERDA räknar man med ett behov för USA:s del av 540 kg plutonium-238 fram till och med 1986, utöver de ca 200 kg som redan producerats vid Savannah River. Som jämförelse kan nämnas att årsproduktionen i en lättvattenreaktor med eleffekten 1 000 MWe av neptunium-237, som är utgångsmaterialet för plutonium-238, kan ge 5 till 6 kg plutonium-238.

Curium-244 kan användas på samma sätt som plutonium-238. Skillnaden ligger i den kortare halveringstiden, ca 18 år, och den därmed starkare aktiviteten. En energikälla kan alltså göras mera kompakt med curium-244 men får kortare livslängd. Hittills har ämnet inte haft större användning.

Californium bildas i mycket små mängder och används inom forskningen som neutronkälla.

Av klyvningsprodukterna har främst strontium-90 och cesium-137 fått viss användning inom forskning och industri. De används som energikälla i isotopbatterier och för gammaradiografi.

En intressant möjlighet är att utnyttja avfallets innehåll av ädelmetallerna palladium, rutenium och rodium. Efter lagring under något tiotal år har dessa metaller en så låg aktivitet att de kan brukas t. ex. för legeringsändamål.

Hittills har, framför allt av ekonomiska skäl, önskade nuklider framställts genom bestrålning i särskilda reaktorer, snarare än genom

utvinning av högaktivt avfall. Enligt uppgifter från olika håll är det inte troligt att detta förhållande kommer att förändras radikalt i en nära framtid.

Att utvinna användbara transuraner och klyvningsprodukter ur använt bränsle löser knappast några avfallsproblem. Man måste tvärtom noggrant följa all användning av transuraner just på grund av den ytterligare spridning av radioaktivt material som blir följden.

9 Övrigt radioaktivt avfall

Aka-utredningen presenterade vid årsskiftet 1975/76 en lägesrapport om låg- och medelaktivt avfall. Sådant avfall erhålls inte bara från kärnbränslets kretslopp utan även från sjukhus, forskning och industri m. m. För en mera detaljerad beskrivning av detta område hänvisas till lägesrapporten.

Svenska bestämmelser för hantering av aktivt avfall från andra källor än kärnkraftverk håller på att utarbetas av statens strålskyddsinstitut. En viss praxis har dock utvecklats som anger tillåtliga utsläpp av aktivitet till kommunala avlopp. Vidare regleras under vilka förutsättningar fast lågaktivt avfall får lämnas till kommunal avfalisanläggning.

Reglerna är givna enbart från strålskyddsmässiga synpunkter. Hälsovårdsnämnd, gatukontor eller andra kommunala myndigheter kan meddela ytterligare begränsningar.

9.1 Källor till övrigt radioaktivt avfall

9.1.1 *Sjukvård*

Inom sjukvården används joniserande strålning främst vid behandling och undersökning av patienter. Såväl okapslade som kapslade strålkällor kommer till användning.

Kapslade strålkällor används t. ex. i apparater för yttre bestrålning av elakartade tumörer. De okapslade strålkällorna tillförs däremot kroppen antingen genom munnen eller genom intravenös insprutning. Avsikten är då att man vid ämnets omsättning i kroppen får en anrikning av strålkällan i de organ eller vävnader som man önskar strålbehandla. Man kan också i undersökningssyfte studera dess omsättning och fördelning i kroppen antingen genom yttre mätningar eller genom mätningar av aktiviteten i utsöndring och olika kroppsvätskor. Vidare används radionuklider i stor utsträckning som provrörsreagens vid vissa diagnostiska undersökningar.

Ett relativt litet antal nuklider svarar för huvudmängden av den aktivitet som levereras till sjukhusen där bara mindre mängder ger upphov till avfall som måste särskilt omhändertas.

Av kapslade strålkällor är kobolt-60 den vanligaste. Sådana strålkällor byts ut när aktiviteten minskat så mycket att de ej längre är användbara.

Aktivt avfall från sjukhus som måste förvaras under längre tid består i allmänhet av dimensionsmässigt små, slutna preparat som i samband med preparatbyte eller nedmontering av apparatur placeras direkt i förvaringskärl som då även utnyttjas som transportförpackningar.

9.1.2 *Forskning och undervisning*

Radioaktiva ämnen används på många forskningsinstitutioner och laboratorier. Aktiviteterna är i allmänhet låga och oftast är det fråga om nuklider med relativt kort halveringstid. Vid vissa laboratorier finns även bestrålningsapparater, där strålkällan utgörs av kobolt-60. Radioaktiva preparat med låg aktivitet förekommer även vid praktiskt taget samtliga gymnasier. Det radioaktiva avfall som kommer från forskningsinstitutioner härrör främst från vissa universitetslaboratorier och från FOA. Mängderna är i allmänhet små. Till en del består de av använda strålkällor.

9.1.3 *Industrianvändning*

Industrin använder huvudsakligen kapslade preparat för bl. a. gammaradiografi. Vid spårämnesundersökningar blir emellertid okapslade preparat aktuella i liten omfattning. Avfall erhålls främst i samband med byte av preparat där källstyrkan blivit för låg. Exempel på användningsområden för kapslade strålkällor är nivåvakter och ytviktsmätare.

De största källstyrkorna för industrianvändning förekommer vid två steriliseringsanläggningar för bl. a. sjukvårdsartiklar av olika slag. De är belägna i Skärhamn och Rotebro. Använd nuklid är kobolt-60 och källstyrkan i Rotebro är för närvarande 50 000 curie och i Skärhamn 350 000 curie. Rotebroanläggningen har tillstånd till att använda 300 000 curie men båda anläggningarna är konstruerade för 1 000 000 curie.

Gammaradiografi används vid materialprovning. Dels används fast uppställda apparater vid järn- och stålverk, dels flyttbara ute på fältet. De flyttbara apparaterna innehåller antingen kobolt-60 eller iridium-192.

Endast några få företag utför spårämnesundersökningar. De använda metoderna granskas noga av strålskyddsmyndigheten.

Ett företag, Kabi-Diagnostica, som ägs av AB Atomenergi och AB Kabi har specialiserat sig på framställning a medicinska produkter innehållande radioaktiva nuklider. Tillverkningen är förlagd till Studsvik. Avfallet kan tas om hand vid AB Atomenergis avfallsanläggningar.

9.1.4 *Övrigt*

Många men mycket små strålkällor finns i s. k. konsumentartiklar. Även om sådana produkter med hänsyn till den låga aktiviteten ofta faller utanför strålskyddslagen har strålskyddsmyndigheten ändå kontroll över de anläggningar där dessa produkter tillverkas. Därigenom får man en

överblick över den totala användningen av sådana produkter liksom över nuklidurvalet. Exempel på konsumentartiklar med radioaktiv strålkälla är rökdetektorer och vissa elkomponenter.

9.2 Hantering av övrigt radioaktivt avfall

Verksamheter utanför kärnbränslegången ger upphov till radioaktivt avfall som delvis är av annan karaktär än vad som uppstår inom kärnbränslegången. Ofta används radionuklider med mycket kort halveringstid varför några egentliga avfallsproblem ej uppstår. En del förekommande radionuklider medför emellertid avfall som måste lagras under långa tidsperioder. Exempel på sådana är strålkällor med kobolt-60 som används i fast monterade apprater. Inom viss forskning främst vid Studsvik uppkommer avfall som kan vara förorenat med plutonium. Sådant avfall kräver lång tids förvaring. Vid Studsvik uppkommer också avfall av samma karaktär som vid kärnkraftverken, samt avfall från isotopframställning.

Totalt sett uppstår mindre avfallsmängder än inom kärnbränslegången. En grov jämförelse visar att i Sverige uppkommer årligen från verksamhet utanför kärnbränslegången sammanlagt lika stora volymer avfall som vid en större kärnkraftreaktor. Delvis är detta avfall av sådan karaktär att det kräver förvaring under hundratals år innan dess aktivitetsnivå blir försumbar.

Sopor och liknande avfall utgör normalt inte något problem ur strålskyddssynpunkt och kan hanteras som inaktivt eller mycket lågaktivt avfall. Även annat avfall med korta halveringstider och låg radiologisk risk kan medge samma slags hantering som för vanliga sopor.

Vid några forskningsstationer användes alfaaktiva ämnen. För bestrålningsändamål kan också förekomma andra preparat med lång halveringstid. Det avfall som uppkommer vid sådana verksamheter måste transporteras till en central avfallsanläggning för slutlig förvaring.

Det avfall som kommer från användning av radionuklider i konsumentartiklar har i allmänhet så låg aktivitet att den enskilda källan inte utgör något problem. Avfallet kan oftast behandlas som icke aktivt avfall och exempelvis lämnas till kommunal avfallsanläggning. Vissa långlivade alfaaktiva preparat, som skall omhändertas av leverantören, om produkten kasseras, måste emellertid behandlas som lågaktivt avfall.

Om konsumentprodukter efter avslutad användning måste omhändertas som aktivt avfall ges regler och föreskrifter för detta i samband med att tillstånd lämnas till försäljning av produkterna.

Verksamheten i Studsvik medför att radioaktivt avfall fortlöpande uppkommer. I anslutning till anläggningarna i Studsvik finns därför också ett system för uppsamling, behandling och förvaring av radioaktivt avfall. I Studsvik tar man också emot aktivt avfall från andra verksamheter såsom sjukhus, annan forskning och industri.

Avfallsanläggningen är försedd med en krossutrustning för visst avfall och utrustning för ingjutning av lågaktivt avfall med betong. Flytande och halvflytande medelaktivt avfall förvaras i nergrävda betongtankar

infodrade med syrafast keramisk material. Vidare finns förråd i betongfack och utrymmen för lagring av avfall utomhus.

Nu uppförs en förbränningsugn med en beräknad kapacitet av 900 ton lågaktivt avfall per år. Denna ugn utgör en del av en ny anläggning för avfallsbehandling i Studsvik vilken även inrymmer utrustning för sortering, pressning och ingjutning.

Det radioaktiva avfall, som är upplagrat i Studsvik fordrar till en del lagringstider som är lika långa eller längre än för det låg- och medelaktiva avfall som uppkommer vid kärnkraftverk.

Tabell 9.1 visar de avfallsmängder som erhålls i landet utanför kärnbränslets kretslopp. Ungefär hälften av detta avfall uppkommer i samband med kärnenergiforskningen och tillverkningen av radioisotoper i Studsvik. Den andra hälften transporteras dit från sjukhus, forskningsinstitutioner och industrier.

Tabell 9.1 Uppsamlat aktivt avfall från verksamhet med kärnenergiforskning och isotopframställning i Studsvik samt avfall som transporteras dit från verksamheter utanför Studsvik.

Typ av avfall	Årliga avfallsmängder	
	Från Studsvik m^3	Från verksamheter utanför Studsvik m^3
Lågaktivt avfall		
Brännbart	200	200
Icke brännbart	15	10
Medelaktivt avfall		
Fast	15	1
Halvflytande	5	–
Flytande	0.1	–
Fast alfaaktivt avfall	10–15	1

10 Förutsättningar för slutlig förvaring av högaktivt fast avfall i svensk berggrund

Förenta Staterna har de längsta erfarenheterna av att förvara högaktivt avfall. Lagringen skedde till en början i enkla tankar av kolstål vilket lett till några uppmärksammade fall av läckage. Dessa äldre tankar ersätts nu av nya och säkrare konstruktioner. För det avfall, som bildas vid upparbetning av civilt kärnbränsle planeras förvaring som en salpetersur lösning i tankar av rostfritt stål och med dubbla väggar i särskilda lagerutrymmen av betong, se sid 28. Bl. a. engelska erfarenheter av att lagra på detta sätt har varit mycket goda, och inget läckage har inträffat. Lagring av flytande högaktivt avfall under lång tid innebär emellertid alltid viss risk för utläckning. Flera metoder att överföra avfallslösningar till fast och stabil form har därför utvecklats, främst kalcinering och förglasning.

Avfallets radioaktivitet avtar med tiden, men vissa av avfallsämnena kommer att avge skadlig strålning ännu efter många tusen år. Deras radioaktiva livslängd överstiger vanliga mått för mänsklig planering, men är kort i förhållande till berggrundens ålder. Man har därför alltsedan 1950-talet ansett att avfallet kan förvaras i berggrunden under så lång tid att dess strålning går ned till ofarlig nivå. En sådan förvaring skulle varken kräva tillsyn eller särskild kylning.

Som första lösning tänkte man sig förvaring i bergsalt, som är fritt från grundvatten och som förhindrar att avfallet kommer upp till ytan. Sedan några år förvaras stora mängder låg- och medelaktivt avfall i en nedlagd saltgruva i Asse, Västtyskland, där man också förberett försöksverksamhet med högaktivt förglasat avfall när sådant blir tillgängligt. På andra håll undersöks förutsättningarna för att förvara högaktivt avfall i tjocka leravlagringar. I många länder, bl. a. USA, Kanada, Frankrike och England, har man också börjat intressera sig för att förvara högaktivt fast avfall i kristallina bergarter av samma slag som uppbygger vårt lands berggrund. Man anser numera att många olika typer av berggrund kan erbjuda gynnsamma förutsättningar för en slutlagring av högaktivt fast avfall.

För svensk del kan en förvaring av högaktivt fast avfall i berggrunden bli aktuell någon gång mellan 1990 och 2000, när vårt första använda kärnbränsle har upparbetats och det framtagna avfallet fått svalna i något tiotal år. Utredningen har därför uppdragit år Sveriges geologiska undersökning att undersöka förutsättningarna för att förvara högaktivt förglasat

avfall i svensk berggrund. En sådan förvaring kan i sina huvuddrag bygga på teknik som finns och som är enkel i förhållande till upparbetningens krävande hantering av högaktiva, starkt sura lösningar och den följande kalcineringen eller glastillverkningen vid höga temperaturer. Långtidssäkerheten vilar emellertid i avgörande grad på förhållandena i berggrunden och vår förmåga att klarlägga dessa.

10.1 Allmänna förutsättningar

En översikt över förutsättningarna för slutförvaring i svensk berggrund av kärnkraftens högaktiva avfall gavs i utredningens lägesrapport 1974 (DsI 1974:6). För en förvaringsläggning uppställdes där kraven att

- den joniserande strålningen från avfallet avskärmas fullständigt
- värmeutvecklingen från avfallet bortleds utan skadlig förhöjning av temperaturen i omgivningen
- det radioaktiva avfallet skall inte under den erforderliga förvaringstiden spridas till jordytan genom naturliga processer, olyckshändelser eller krigshandlingar.

Avskärmningskravet uppfylls lätt av en berganläggning, och beräkningar utförda vid AB Atomenergi har bekräftat lägesrapportens slutsats att också värmebortledningskravet kan tillgodoses i svenskt urberg. Likaså är det klart att ett gott skydd mot spridning genom olyckshändelse, krigshandling, stöld och sabotage kan erhållas om avfallet förvaras i berggrunden.

Beträffande de långsiktiga naturliga processerna kan konstateras att Sveriges urbergsområden utanför Skåne sedan flera hundra miljoner år varit stabila och legat utanför jordens deformations- och vulkanbälten. Den genomsnittliga erosionen under dessa tidsrymder har uppgått till mindre än 5 m per miljon år. En förnyad berggrundsdeformation, som kunde sätta i gång en ny djupgående erosion av betydelse för en förvaringsanläggning i berg skulle förutsätta att jordens deformationsmönster läggs om radikalt inom mindre än hundratusen, eller på sin höjd, en miljon år. Sådana förändringar tar ungefär hundra gånger längre tid, och det kan därför betraktas som uteslutet att avfall i en svensk bergrumsanläggning skall komma att spridas till följd av en oväntad berggrundsdeformation eller djupgående allmän erosion. Motsvarande gäller i princip också för jordbävningar. Förvaringsplatser i Sveriges berggrund kan dessutom väljas så att skadeverkningarna av en eventuell jordbävning helt undviks.

Stabiliteten i en berganläggning är på detta sätt oberoende av vilka oförutsedda förändringar som under avfallets långa förvaringstid inträffar i marknivå. Även om det kommer en ny istid, vars inlandsis skrapar bort byggnadsverk och jordlager, eller en värmeperiod, då polartrakternas is smälter och havets nivå stiger ca 60 m, eller ett framtida storkrig, som utplånar vår tekniska civilisation, så kommer förhållandena i ett djupt bergrum att vara nära nog oförändrade. Denna stabilitet utgör därför grundförutsättningen för en tillsynsfri slutförvaring i berg.

I utredningens lägesrapport (DsI 1974:6) gavs också en positiv bedömning av möjligheterna för en slutförvaring i berg med hänsyn till riskerna för spridning med grundvattnet. Emellertid framhölls angelägenheten av att denna bedömning ges ett mer fullständigt underlag genom undersökningar i utvalda områden och att man i tid skaffar sig tillräckligt långa observationsserier rörande grundvattnet. Med hänsyn till grundvattenfrågorna rekommenderades vidare att en avfallsanläggning förläggs till grundvattenfattigt berg i ett område med små höjdskillnader och ej i närheten av större vattendrag. De senare skulle också innebära ökade risker för lokal erosion. Med hänsyn till allmänt geologiska och resursbevarande synpunkter rekommenderas också att avfallsanläggningen läggs i någon vanlig och i stora mängder uppträdande bergart, som helt saknar utvinningsvärde. Detta innebär också att det inte finns någon anledning till framtida gruvdrift som skulle kunna skada en förvaringsanläggning.

Lägesrapporten utmynnade i slutsatsen att de allmänna geologiska förutsättningarna för en långtidsförvaring av högaktivt fast avfall i svensk berggrund är gynnsamma, men att närmare undersökningar kring grundvattenfrågorna är angelägna.

10.2 Grundvattnets roll

De ämnen i det aktiva avfallet, som är av intresse i detta sammanhang är strontium, cesium och transuraner, främst plutonium. Beträffande strontium och cesium i förglasat avfall är i grundvattenmängden i normalt berg för liten för att åstadkomma någon spridning av betydelse under deras livstid. Beträffande transuranerna finns inga direkta iakttagelser rörande grundvattnets långsiktiga verkan, eftersom dessa ämnen inte normalt finns i naturen. Undersökningar av transuranernas uppträdande i grundvatten och i omgivningen kring nergrävt lågaktivt fast avfall har påbörjats i USA. Dessa undersökningar kommer inom kort att lämna viktig information på detta område. Transuranerna liknar emellertid kemiskt i hög grad de s. k. lantaniderna (sällsynta jordarter) samt uran, vilket redan nu ger en möjlighet att bedöma grundvattnets roll med hjälp av jämförelser.

Medelhalten av lantanider i granitisk berggrund är ca 300 g per ton, och förekomster av lantanidförande mineral är ganska vanliga. Dessa mineral är i regel föga påverkade av vittring, och när vittring ändå iakttas finner man ofta en återutfällning av lantaniderna i mineralets omedelbara närhet. Vid mycket kraftig vittring av granit till kaolin sker en viss utlösning av lantanider, men de utfälls åter på vattnets vidare väg, eftersom rapporterade halter i grundvattnet är låga, 2–60 mg per ton, liksom i ytvatten. I Sverige, där berggrunden i stor utsträckning är granitisk, har man i ytvattenprov uppmätt en halt av 0,2 mg lantan per ton (ca 1,2 mg lantanider per ton). I den mån transuranerna motsvarar lantaniderna är risken för deras spridning i vattnets kretslopp följaktligen försumbar.

Uranets uppträdande är mera komplicerat. Vid oxidation upplöses

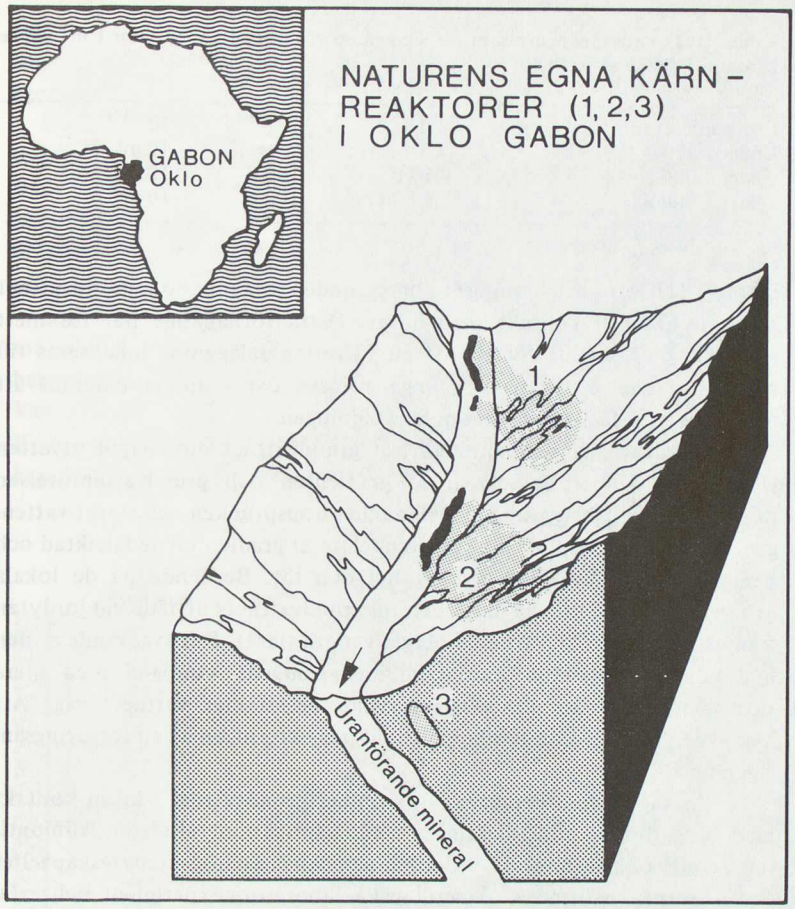
uranet i naturen effektivt av karbonathaltigt grundvatten, under bildandet av uranyl-karbonatkomplex, och en utfällning sker när reducerande förhållanden åter inträder, varvid uranet blir mycket orörligt. Detta leder ibland till stora omflyttningar av uran i vattnets kretslopp och återutfällningen kan t. o. m. ge upphov till bildning av betydande uranmalmer. I framtiden kommer avfallet att härröra från ett kärnbränsle som genomgått flera kretslopp. Det är därför motiverat att närmare studera spridningen av transuraner från avfall som förvaras i berggrunden.

Teoretiska jämviktsberäkningar och många direkta mätningar av uranets förekomst i vattnet och dess återutfällning har utförts vid geokemisk uranmalmsletning. Man har uppmätt uranhalter upp till 1800 mg per ton i grundvatten i rikligt vattenförande berggrund från trakten av Masugnsbyn i Norrbotten, där en enda källa (7,2 m^3 vatten per timme) beräknas fälla ut över 6 kg uran per år. Man skulle kunna vänta sig en liknande spridningsbenägenhet och utfällningsmekanism för transuranerna, exempelvis plutonium, om de bildar karbonatkomplex på samma sätt som uran. Av särskilt intresse i detta sammanhang är undersökningar av uranförekomsten Oklo i Gabon, figur 10.1. Med stöd av omfattande mätningar hävdas att 1,5 ton plutonium, som bildades här vid en naturlig kedjereaktion för ca 1800 milj år sedan, hann sönderfalla totalt utan att någon spridning inträffade. I detta fall skulle alltså både uran och plutonium ha varit orörliga på samma plats och under samma betingelser mer än två miljoner år, d. v. s. hela den tid som behövdes för att den bildade mängden plutonium skulle sönderfalla fullständigt.

Slutsatsen av dessa jämförelser är att i den mån transuranerna motsvarar lantaniderna kommer deras spridning i grundvattnet att vara försumbar, medan omfattande spridning kan befaras om de mera liknar uran, och om avfallet utsätts för betydande grundvattenflöden under oxiderande betingelser. Spridningen begränsas om vattenflödet är litet, och ingen spridning med grundvattnet äger rum vid reducerande förhållanden. Reducerande förhållanden är förhärskande på större djup under grundvattenytan, och kan byggas in för mycket lång tid i en förvaringsanläggning.

Beträffande vattnets uppträdande kan konstateras att berggrunden ovanför grundvattenytan genomströmmas av sjunkvatten från nederbörden. Förhållandena är i sådana fall kraftigt oxiderande. I gott berg ligger grundvattenytan högt. Om grundvattenytan i en ordinär bergrygg ligger mer än 50 m under bergytan betyder det i regel att berget är vattengenomsläppande. Det är följaktligen svårt att finna utrymme för en förvaringsanläggning ovan grundvattenytan. En sådan skulle dessutom kräva anordningar för att avskärma och dränera sjunkvattnet. Det är sannolikt svårt att garantera att dessa anläggningar fungerar tillfredsställande under de erforderliga långa lagringstiderna. Förvaringsanläggningar ovan grundvattenytan förefaller därför olämpliga, i synnerhet med tanke på att klimatförändringar under förvaringstiden skulle kunna leda till högre och växlande läge på grundvattenytan.

Vattenflödet under grundvattenytan kan beräknas om man känner bergets genomsläpplighet (permeabilitet) och den hydrauliska gradienten.



Källa: FoF 5/75
Aka 1976-03-07

Figur 10.1 Uranförekomst vid Oklo i Gabon.

På större djup motsvarar gradienten ungefär landytans regionala lutning.

Permeabiliteten hos svenskt urberg har för en bergtunnel beräknats till $3 \cdot 10^{-8}$ m/s. Denna siffra kan ungefärligen sägas motsvara medelgott berg. Beräkningar på andra data från svenska tunnlar ger värden ner till $1 \cdot 10^{-9}$ m/s. I allmänhet hänför sig dessa data till tunnelavsnitt där man haft anledning att mäta vatteninläckningen, och det är möjligt att ännu lägre värden gäller för torrare avsnitt. För kristallina bergarter av liknande slag finns amerikanska mätningar, som ger ett genomsnittsvärde på $1{,}5 \cdot 10^{-10}$ m/s.

De vattenmängder som rör sig genom en bergsektion med en kvadratmeters tvärsnitt vid hydrauliska gradienten 0,3 %, olika permeabilitet, och under olika tidsrymder ges i tabell 10.1.

Eftersom storleken på den hydrauliska gradienten inte i avgörande grad påverkas av landhöjningen kan denna försummas, och man kan räkna med oförändrade vattenmängder långt framåt i tiden. Om i stället havsytan stiger, blir gradienten nära noll i de områden som hamnar under

Tabell 10.1 Vattenmängder som rör sig genom ett tvärsnitt med ytan 1 m^2 vid en hydraulisk gradient på 0,3 %.

Permeabilitet m/s	10^{-8}	10^{-9}	10^{-10}
Under 1 år	1 l	0,1 l	10 ml
Under 1 000 år	1 m^3	100 l	10 l
Under 1 miljon år	1 000 m^3	100 m^3	10 m^3

vattnet, och vattenströmningen i berggrunden avstannar om grundvattnet står i hydraulisk kontakt med havet. Detta förhållande har föranlett engelska geologer att föreslå att en förvaringsanläggning lokaliseras till någon isolerad ö till havs. Många svenska öar kommer däremot att förbindas med fastlandet genom landhöjningen.

Den hydrauliska gradienten driver grundvattnet mot något ytvatten eller havet. Under dalbottnar är gradienten och grundvattenrörelsen uppåtriktad och berggrunden i allmänhet uppsprucken och starkt vattengenomsläppande. Under grundvattendelare är gradienten nedåtriktad och berggrunden i allmänhet relativt hel och tät. Beroende på de lokala geologiska förhållandena kan tiden till grundvattnets utträde vid jordytan från ett utrymme djupt nere i berget variera starkt. Det avgörande är den hydrauliska gradienten och avfallsanläggningens samband med mera vattengenomsläppliga sprickzoner, vilka bestämmer vattnets väg. Att klarlägga detta är en huvuduppgift vid projekteringen av en förvaringsanläggning.

På sin väg genom berggrunden kommer grundvattnet i intim kontakt med bergarternas mineral samt särskilda sprickmineral såsom laumontit (en zeolit) och lermineral, vilka kännetecknas av hög jonbyteskapacitet och adsorptionsförmåga. Amerikanska laboratorieexperiment och erfarenheter från läckage av flytande aktivt avfall i jord visar att radioaktivt cesium, strontium och plutonium adsorberas kraftigt, vilket starkt skulle begränsa risken för spridning. I vilken utsträckning detta kan tillämpas också på svenska grundvattenförhållanden i berg har inte undersökts ännu.

En följd av berggrundens stabilitet och den ytterst långsamma vattenomsättningen är att det djupa grundvattnet kemiskt sett står i jämvikt med bergartsmineralen. Därigenom är dess sammansättning bestämd inom vissa gränser, vilket underlättar både teoretiska och experimentella undersökningar av dessa förhållanden.

10.3 Förhållandena vid en anläggning i berg

En förvaringsanläggning kommer att medföra vissa förändringar i de naturliga förhållandena. För att överblicka dessa kan man exempelvis tänka sig en anläggning, som i princip motsvarar en gruva. Den består då av ett schakt till önskat djup, ett system av orter (tunnlar) för att köra ut avfallsbehållarna, och slutligen borrade förvaringshål, i vilka avfallet skall placeras. Se figur 4.8 på sidan 59. Proportionen mellan schakt, orter och borrhål kan variera inom vida gränser. Runt schakt och orter

finns en s. k. löskärna, d.v.s. en zon med uppsprucket berg som bildas vid sprängningsarbetena. Utanför denna zon har berget sina ursprungliga egenskaper.

Under anläggningstiden och driften kommer den hydrauliska gradienten att vara riktad in mot bergrummet, vilket kan resultera i inläckning från vattenförande sprickor. Detta ger i så fall goda möjligheter att klarlägga deras förekomst och att i viss utsträckning täta dem, samt att placera ut lämpliga mätceller för att i framtiden övervaka grundvattnets nivå och sammansättning.

När driften läggs ned fyller man igen anläggningen med lösa fyllnadsmaterial, t. ex. sprängsten eller sand och jord, och försluter schaktet med betong för att återställa markytan och minska åtkomligheten. Självfallet kan avfallet förvaras så att det blir åtkomligt igen om man så önskar. Kontrollmätningar rörande grundvatten, temperatur och radioaktivitet kan fortgå också efter det att anläggningen fyllts igen.

1 Sand eller magnetitslig

2 Asfaltplugg

3 Tätande jonbytarlera med magnetit

4 Beständig vattentät kapsling

5 Förglasat högaktivt avfall

6 Urberget

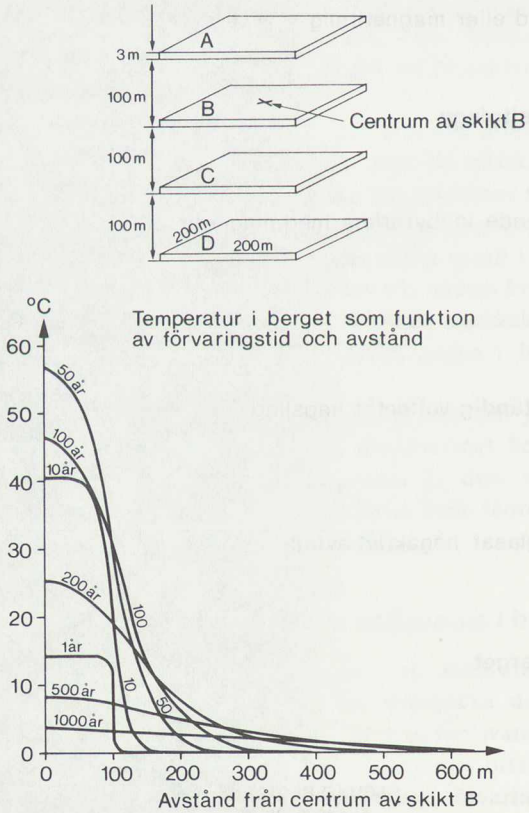
SGU/O. BROTZEN
Aka 1976-03-16

Figur 10.2 Förslag till anordning för förvaring av förglasat högaktivt avfall i berg. Ej skalenlig principskiss.

Anläggningen kommer sedan att på naturlig väg sakta vattenfyllas tills den ursprungliga grundvattenytan återställts. Detta kan ta mycket lång tid, men under huvuddelen av förvaringstiden kommer anläggningen, bortsett från dess översta del, att vara vattenfylld. Förvaringshålen förseglas mot orterna, vilket hindrar lokal cirkulation, men förhindrar inte att också förvaringshålen vattenfylls. Vattentät försegling kan åstadkommas i förvaringshålen utanför löskärnan med asfalt och vissa leror, figur 10.2. Båda dessa material finns i naturen och den geologiska erfarenheten visar att de är stabila i berggrunden under hundratals miljoner år. På detta sätt kommer vattengenomströmningen kring avfallskropparna att nära motsvara den som gäller vid ostörda naturliga förhållanden.

Det radioaktiva avfallet kommer att höja temperaturen i berggrunden runt anläggningen. Orienterande beräkningar av denna temperaturstörning har utförts vid AB Atomenergi.

Beräkningarna visar att svalningstiden före den slutliga förvaringen är av stor betydelse för hur tätt avfallskropparna kan förvaras, och härigenom för anläggningens utformning.



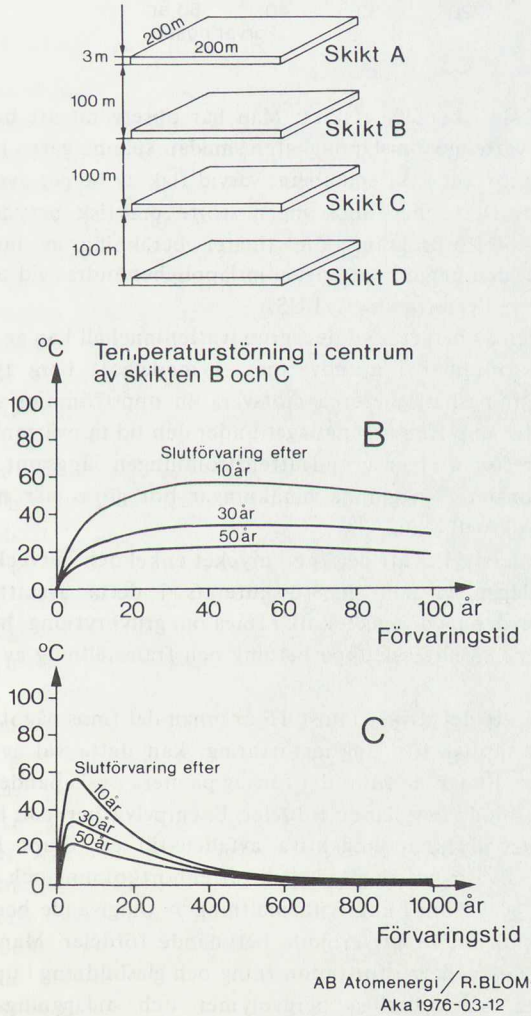
AB Atomenergi/R. BLOMQVIST
Aka 1976-03-11

Figur 10.3 Beräknad temperaturstörning i urberg vid långtidsförvaring av högaktivt avfall

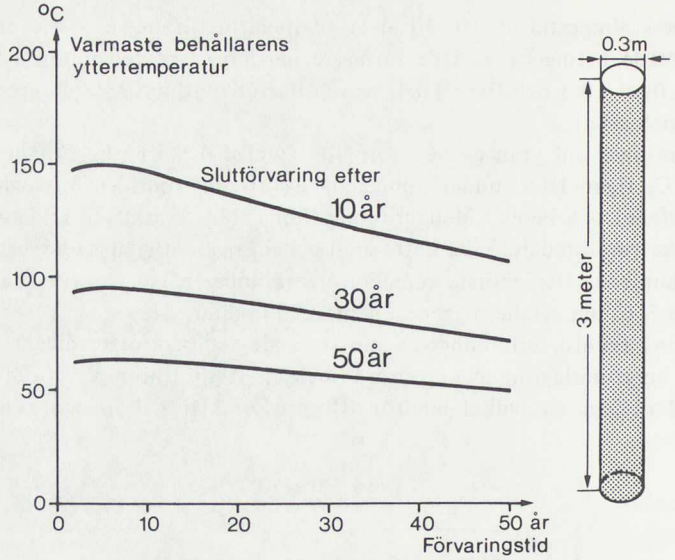
Med en svalningstid av 10–30 år är temperaturstörningen under de genomräknade betingelserna i de varmaste partierna i berget mindre än 60° C, se figur 10.3 och figur 10.4, och är därför ofarlig för stabiliteten hos leror och asfalt.

Temperaturen vid ytan av den varmaste avfallsbehållaren beräknades till 150° C, figur 10.5, under antagande av att det finns en luftspalt mellan avfallet och berget. Mellanrummet bör i stället vara fyllt av lera, och kanske vara bredare, men detta ändrar bara oväsentligt på temperaturförhållandena. Den största temperaturförhöjningen vid markytan är mindre än 3°C, om avfallet ligger på minst 200 m djup.

Det finns teknisk erfarenhet av motsvarande temperaturstörningar i berg från bergrumslagring av uppvärmd tjockolja. Uppvärmningen gör att berget vill utvidga sig, vilket medför att sprickor kläms ihop och vissa



Figur 10.4 Beräknad temperaturstörning i det varmaste partiet av berget vid långtidsförvaring av högaktivt avfall som funktion av förvaringstid och svalningstid före förvaringen.



Figur 10.5 Temperatur vid ytan av den varmaste avfallsbehållaren som funktion av förvaringstid och svalningstid före förvaringen.

spänningar uppstår i bergets ytskikt. Man har observerat att hopklämningen minskat vattengenomsläppligheten, medan spänningarna i sällsynta fall givit upphov till s. k. smällberg, varvid flak av berget avspjälkats från bergväggen. Detta har dock ingen större praktisk betydelse för igenfyllda berg. Datorprogram som tillåter beräkning av hur spänningarna i berget och bergets vattengenomsläpplighet ändras vid temperaturändringar har nyligen framtagits i USA.

Uppvärmningen av berget med dess grundvatteninnehåll kan ge upphov till konvektionsströmmar i grundvattnet. I medelgott berg tycks de uppkomna strömningshastigheterna motsvara en uppströmning som når något tiotal meter upp från utgångsläget under den tid uppvärmningen är som störst. Därefter återgår grundvattenströmningen långsamt till sitt ursprungliga mönster. Noggranna beräkningar bör göras när man har mätdata från en aktuell plats.

Det måste understrykas att det är en mycket enkel och outvecklad typ av förvaringsanläggning, som har diskuterats i detta avsnitt. I allt väsentligt bygger den på dagens teknik i fråga om gruvbrytning, bergborrning, bergtätning, kärnbränsleupparbetning och framställning av glasformigt avfall.

Med tanke på att det dröjer minst 15 år innan det finns något svenskt högaktivt avfall färdigt för långtidsförvaring, kan detta val av modell synas orealistiskt. Redan nu finns det förslag på mera nyskapande teknik, som ser ut att erbjuda betydande fördelar. Exempelvis har man tänkt sig att leda ned det flytande högaktiva avfallet till ett djupt liggande bergrum, där dess värmealstring leder till vattenbortkokning och därefter till inbäddning i glas, som bildas vid smältning av omgivande berggrund.

En sådan teknik ser ut att erbjuda betydande fördelar. Man slipper riskerna av och kostnaderna för indunstning och glasbildning i upparbetningsanläggningen. Erforderliga bergvolymer och anläggningsarbeten

minskas kraftigt. Riskerna för spridning av avfallet minskas sannolikt också, eftersom avfallet förblir samlat i en enda kropp, och avfallet är omgivet av ett tjockt och sannolikt stabilt hölje av inaktivt glas. Lovande förstudier om en sådan teknik har nyligen publicerats.

Oavsett om detta förslag kan förverkligas eller ej, så kan man ta för givet att avfallstekniken kommer att utvecklas snabbt. Förutsättningarna för kommande problemlösningar kan inte överblickas på samma sätt som för en konventionell anläggning. Det kan då vara riktigt att som här först behandla en hantering som bygger på vad som är tekniskt möjligt i dag och sedan bedöma nya metoders förutsättningar, säkerhet och kostnader mot denna. Detta innebär med andra ord att man inte i dag tar ställning till hur man i framtiden kommer att hantera det radioaktiva avfallet, utan endast försöker belysa om och hur avfallet skulle kunna förvaras med dagens teknik. På så sätt tas inte kommande lösningar av problemet ut i förskott.

10.4 Praktiska synpunkter

Översikten över de olika förutsättningarna och deras betydelse gör att man kan sätta in en rad delproblem rörande avfallsförvaringen i ett funktionellt sammanhang. Den grundläggande frågan om tillförlitligheten hos förvaringsanläggningen är i sista hand huruvida de skadliga ämnena i avfallet, som eventuellt kan komma att lämna anläggningen och nå fram till jordytan, kommer att ligga under tillåtna gränsvärden. Som vi har sett beror detta på volymen och den kemiska sammansättningen hos det grundvatten som kommer i kontakt med avfallet och därefter lämnar anläggningen och vidare på hur svårlösligt avfallet är i detta grundvatten, och hur mycket av de i vattnet lösta ämnena, som hinner kvarhållas och sönderfalla på grundvattnets vidare väg till jordytan. Avfallets svårlöslighet, berggrundens täthet och dess förmåga att kvarhålla de skadliga ämnena bildar följaktligen tre skilda hinder mot avfallets spridning, varvid berggrundens täthet också ökar den för jonbyte och adsorption betydelsefulla kontakten mellan berget och grundvattnet. Berggrundens täthet är samtidigt en garanti mot framtida jordbävningar, eftersom sådana rörelser i jordskorpan av mekaniska skäl är bundna till redan befintliga sprickzoner.

Det mest praktiska under dessa förhållanden är att i första hand inrikta sig på avfallet och dess närmaste omgivning för att där begränsa de avfallsmängder som överhuvudtaget kan komma ut från anläggningen. Detta ger möjligheter till teknisk kontroll och minskar den totala påverkan på miljön. De ytterligare hindren för avfallets spridning på vägen till jordytan kan då betraktas som extra säkerhetsfaktorer. Deras effekter ökar ju längre väg grundvattnet har att gå och ju djupare anläggningen placeras, men det är svårt att i förväg beräkna deras verkan. Man kan dessutom befara att de yttre spridningsvägarna kan ändras i framtiden, exempelvis genom tillkommande bergbrunnar. Förutsättningarna för det yttre försvaret mot spridning ändras då på ett i dag oförutsebart sätt.

Möjligheterna till teknisk kontroll av avfallet och dess närmaste omgivning är däremot goda. Sedan länge finns metoder att bestämma bergets vattengenomsläpplighet genom att fylla borrhål med vatten, lägga på ett övertryck och mäta den vattenförlust, som förorsakas av utströmningen genom borrhålens väggar. Genom att på detta sätt provtrycka varje enskilt förvaringshål, innan en avfallscylinder får placeras ut, kan man få en garanti för att det framtida vattenflödet håller sig under föreskrivna värden.

De vattentryck man använder är mycket större än vad berget någonsin kommer att utsättas för på naturlig väg. Att bergets vattengenomsläpplighet inte kommer att ändras nämnvärt på naturlig väg under förvaringstiden inses om man betänker att genomsläppligheten betingas av de sprickor som bildats i berget sammanlagt under de senaste tusen miljoner åren. I princip skulle det behövas motsvarande påkänningar och jordbävningar under minst lika lång tid enbart för att fördubbla sprickigheten och den därav förorsakade genomsläppligheten.

Som tidigare nämnts kan man också styra grundvattnets sammansättning och göra den reducerande vid återfyllningen av anläggningen, när denna tas ur drift. Andra åtgärder är att omge avfallscylindrarna med en vattentät inkapsling av något motståndskraftigt material, samt ett yttre lager av lera, som både ytterligare minskar vattenflödet och medelst jonbyte binder de avfallsämnen, som skulle kunna kunna lakas ut ur avfallsglaset.

Grundläggande för dessa olika åtgärders varaktighet är att de vattenmängder det blir fråga om under förvaringstiden är begränsade. Detta förutsätter att avfallet placeras i sprick- och grundvattenfattigt berg, och att man kan undvika berggrundens vattenförande zoner. Utredningen har därför låtit Sveriges geologiska undersökning utföra en omfattande metodstudie i Pellbodaberget i Robertsfors kommun, Västerbotten. Gnejsen i Pellboda är i många avseenden representativ för många andra gnejsområden i det svenska urberget, figur 10.6. Resultaten av undersökningarna i Pellboda redovisas i särskild bilaga till betänkandet. De visar att det i dag finns teknik för att finna områden med sprick- och grundvattenfattigt berg, även sådana som är täckta med jord, och att i förväg kartlägga sådana sprick- och krosszoner i berget, som kan vara grundvattenförande. Andra undersökningar, som nu planeras eller förbereds, skall belysa grundvattnets rörelse och sammansättning på djupet, samt avfallsglasets svårlöslighet, olika inkapslingsmaterials beständighet och lerors användbarhet för att fånga upp eventuellt utlösta avfallsämnen. När resultaten föreligger har man de grunddata, som behövs för att beräkna säkerheten hos de olika åtgärderna mot avfallets spridning.

Redan nu kan man emellertid göra enkla bedömningar av en förvaringsanläggnings säkerhet med hjälp av summariska överslagsberäkningar. Om exempelvis en avfallscylinder, som har diametern 0,3 m och längden 3 m, förvaras i 100 000 år i berg med permeabiliteten 10^{-9} m/s, orienterad vinkelrätt mot den hydrauliska gradienten 0,3 %, så har den under denna tid kringflutits av ca 10 m^3 vatten.

Om cylindern är försedd med ett vattentätt hölje av koppar, så är det

Figur 10.6 Förekomst av sedimentgnejs i det svenska urberget

ytterst sannolikt att avfallet efter denna tid ännu inte börjat komma i beröring med grundvattnet. Teoretiska jämviktsberäkningar visar nämligen att metallisk koppar är mycket stabil och olöslig i normalt grundvatten, och detta bekräftas av geologisk erfarenhet. Stora mängder metallisk koppar som sitter i ca 1 000 miljoner år gamla bergarter, har t. ex. utvunnits ur gruvor vid Lake Superior, från nära dagytan och ned till 2 000 meters djup. Man kanske också kan säga att samma sak i viss mån bekräftats av vår vardagliga erfarenhet med tanke på de långt större vattenmängder som genomströmmar kopparrören i våra hus och industrier.

10.5 Sammanfattning och slutsats

Ett försök har gjorts att överblicka förutsättningarna för långtidsförvaring av högaktivt förglasat avfall i svensk berggrund, särskilt med

hänsyn till möjligheterna att bemästra problemen med den teknik, som man kan räkna med i dag. På många områden krävs ytterligare kraftfulla arbetsinsatser för att närmare ange hur förvaringen skall utformas i olika avseenden, och redan pågående arbeten kan leda till väsentliga ändringar i den teknik som kan komma att användas när svenskt högaktivt avfall, färdigt för långtidsförvaring, verkligen föreligger.

Genomgången leder till slutsatsen att förvaring av förglasat högaktivt avfall i berggrunden är en metod som i allt väsentligt kan bygga på dagens teknik i fråga om gruvbrytning, bergborrning, bergtätning, kärnbränsleupparbetning, framställning av förglasat avfall och inkapsling. Med denna metod kan berggrundens täthet, avfallsglasets svårlöslighet och en vattentät, i berget beständig inkapsling beräknas ge ett trefaldigt skydd mot avfallets spridning med grundvattnet. Ytterligare skydd kan åstadkommas genom att omge varje avfallscylinder med ett lager av jonuppfångande lera. Utöver detta finns ett mycket gott naturligt skydd mot att avfallet skall nå jordytan genom grundvattnets långa uppehållstid i berggrunden och de naturliga adsorptionsprocesserna, men dessa moment kan i dag inte överblickas på motsvarande sätt. Däremot är möjligheterna goda att tekniskt kontrollera avfallet och dess närmaste omgivning, och det bedöms som ytterst sannolikt att avfall, som förvaras i gott berg på föreslaget sätt ännu efter hundratusen år inte har kommit i beröring med grundvattnet.

11 Säkerhet, strålskydd och miljöskydd

11.1 Strålning och strålningspåverkan

11.1.1 *Människans normala strålningsmiljö*

Nästan allting i vår omgivning, liksom vår egen kropp, innehåller radioaktiva ämnen som utsänder joniserande strålning. De vanligaste radioaktiva ämnena i biosfären är kalium-40, radium-226 samt kortlivade dotterprodukter till radium, såsom den radioaktiva ädelgasen radon-222.

Kännedom om den naturliga bestrålning som människan utsätts för och dess variationer har stor betydelse för bedömning av strålrisker. Människan liksom den biologiska arvsmassan har ständigt funnits i den naturliga strålningsmiljön som därför måste betraktas som normal från strålrisksynpunkt. På samma sätt är det rimligt att anta att små stråldostillskott som är avsevärt mindre än de naturliga variationerna i bakgrundsstrålningen inte innebär någon påvisbar ändring av den enskilda individens totala riskbild. De dominerande källorna till vår naturliga bestrålning är

– uran och torium, med dotterprodukter, i mark och byggnadsmaterial	50 mrad per år
– kosmisk strålning från solen och världsrymden	30 mrad per år
– kalium-40 i människokroppen	20 mrad per år

Totalt ger oss således naturliga strålkällor i genomsnitt en stråldos på ca 100 mrad per år. Variationerna är emellertid mycket stora och dosen beror bl. a. av berggrundens art, latituden och höjden över havet. Likaså har arten av byggnadsmaterial i bostäder betydelse. Bortsett från kosmisk strålning brukar dosbidraget från omgivningen i trähus vara 15–20 mrad per år och i betonghus mellan 20 och 100 mrad per år. I en del lättbetonghus kan det uppgå till 250 mrad per år. Även inom en och samma bostad kan dosraten, d.v.s. stråldosen per tidsenhet variera tiotals mrad per år beroende på var man uppehåller sig.

Radonhalten i luft inomhus ligger vanligen mellan 0,5 och 2 picocurie per liter men kan bli högre vid dålig ventilation. Som jämförelse kan nämnas att det hygieniska riktvärdet för radon i jämvikt med sina dotterprodukter i gruvor är 30 picocurie per liter luft. Radonhalten i

vatten från brunnar och kallkällor brukar vara av storleksordningen 1000 picocurie per liter men kan i vatten från djupborrade brunnar uppgå till 10 000-tals picocurie per liter. Det naturligt förekommande radonet kan därför förorsaka stråldoser på upp mot flera tusen mrem per år i lungor och magsäck.

Radiumhalten i havsvatten uppskattas till 0,1 picocurie per liter medan dricksvatten i regel innehåller lägre aktivitet. Livsmedel brukar innehålla 1–2 picocurie radium-226 per gram kalcium och radium tas liksom kalcium upp i skelettet. Vid ett normalt intag av ca 1 picocurie radium-226 per dygn med födan blir människokroppens normala radiumhalt ca 30 picocurie. Denna radiumhalt förorsakar en årlig stråldos på 6 mrem i skelettet.

Utöver stråldoserna från naturligt förekommande strålkällor utsätts människan för varierande stråldoser från konstgjorda strålkällor. Bland dessa dominerar medicinsk apparatur för strålbehandling eller stråldiagnostik.

Vid strålbehandling av elakartade tumörer ges stråldoser på flera tusen rad inom ett begränsat område. Sådana doser skulle vara dödande om de erhölls över hela kroppen men vid en lokal bestrålning kan de få tumörer att minska eller försvinna. Samtidigt skadas närliggande friska vävnader endast tillfälligt och kan sedan återhämta sig.

I Sverige utförs årligen ca 4 miljoner röntgenundersökningar inom sjukhusen och över 5 miljoner röntgenexponeringar hos tandläkare. Stråldoserna skiftar i hög grad beroende av undersökningens art. Dosen i könskörtlarna kan ligga mellan 200 och 2000 mrad per undersökning vid de undersökningar där det primära röntgenstrålknippet träffar könskörtlarna. Vid övriga undersökningar är dosen i könskörtlarna endast mellan 1 och 100 mrad per undersökning. Den genomsnittliga stråldosen i den aktiva benmärgen ligger oftast mellan 50 och 1000 mrad per undersökning.

Kollektivdosen till benmärg och könskörtlar genom röntgenundersökningar blir för den svenska befolkningen av storleksordningen 1 miljon manrad per år. d. v. s. en genomsnittsdos av 120 mrad per individ och år. Detta är ungefär lika mycket som den naturliga stråldosbelastningen. Enstaka röntgenundersökningar av komplicerad natur och begränsade till patienter med allvarliga sjukdomar kan emellertid ge stråldoser som avsevärt överstiger genomsnittet.

Radioaktiva ämnen används även för strålbehandling och diagnostik. I Sverige behandlas årligen ca 3 000 patienter med i genomsnitt 10 millicurie jod-131 mot sjukdomar i sköldkörteln. Den diagnostiska användningen omfattar årligen ca 100 000 patienter, varvid de vanligaste nukliderna är jod-131, teknetium-99m och xenon-133. Vid sådana undersökningar blir stråldoserna i benmärg och könskörtlar oftast inte större än som är vanligt vid röntgenundersökningar, men enstaka organ kan få högre doser. Så är exempelvis stråldosen i sköldkörteln vid de enklaste sköldkörtelundersökningarna i regel ca 1500 mrad och vid scintigrafiska undersökningar med jod-131 ca 75000 mrad.

Personer i radiologiskt arbete får ofta genomsnittliga stråldoser på

några hundra mrem per år. Deras årsdos är av gällande bestämmelser begränsad till högst 5000 mrem. Den internationella erfarenheten pekar på att personalen vid kärnkraftverk och upparbetningsanläggningar får genomsnittliga årsdoser omkring 1000 mrem. Vid kärnkraftverket i Simpvarp var genomsnittsdosen för personalen 218 mrem under år 1975.

De stråldoser, som patienter och ibland även personer i strålningsarbete får, kan erhållas inom loppet av en kort tidrymd och ofta lämna stora delar av kroppen i det närmaste obestrålade. Till skillnad häremot ger de naturliga strålkällorna och i många fall även radioaktiva miljöföroreningar en stråldos som är fördelad över lång tid och som ofta omfattar hela kroppen. Kärnvapenprov samt civil och militär reaktordrift har lett till en ansamling av långlivade radioaktiva ämnen i miljön.

11.1.2 *Stråldoser vid extern och intern bestrålning*

Stråldoser från radioaktiva ämnen kan åstadkommas genom extern bestrålning från strålkällor utanför kroppen eller genom intern bestrålning från radioaktiva ämnen som kommit in i kroppen med vatten, föda eller andningsluft.

Extern bestrålning

Den externa bestrålningen, som kan uppkomma i samband med hantering av radioaktivt material, förorsakas huvudsakligen av gammastrålning och i sällsynta fall av neutroner. Då strålkällan befinner sig utanför kroppen har alfa- och betastrålning alltför liten genomträngningsförmåga i luft, skärmmaterial och kroppsvävnad för att innebära någon väsentlig risk.

Gammastrålningens intensitet avtar i omvänd proportion mot kvadraten på avståndet från strålkällan. På stora avstånd minskar intensiteten ännu mer genom strålningens absorption i mellanliggande luft.

Gammastrålning kan avskärmas med t. ex. bly eller betong, varvid det för flertalet aktuella radionuklider fordras en skärmning med 3–8 mm bly eller 40–50 mm betong för att minska intensiteten till hälften.

Beräkningen av stråldoser från radioaktiva ämnen i luften är ofta komplicerad genom att man inte alltid har möjlighet att mäta koncentrationerna. Vid global spridning av långlivade nuklider såsom krypton-85 blir variationerna i koncentrationerna så småningom försumbara. Atmosfärens innehåll av krypton-85 beräknades 1972 vara totalt 60 miljoner curie, varav hälften kunde härledas till upparbetning av bränsle från kända kärnkraftverk, under det att den andra hälften antogs komma från militära anläggningar. Halten av krypton-85 i luft vid markytan på 30°–60° nordlig latitud var 1972 mellan 15 och 20 picocurie per m^3, vilket beräknades ge en stråldos på ca 0,003 mrad per år utöver den naturliga bakgrundsstrålningen på ca 100 mrad per år, d.v.s. ett försumbart dostillskott.

Allmänt sett är beräkning av externa stråldoser väsentligt mycket enklare än beräkning av interna stråldoser. Externa stråldoser kan också direkt mätas och på detta sätt kan stråldoser på arbetsplatser och i

omgivningen av kärnkraftanläggningar fortlöpande kontrolleras. Även en global kontroll av den externa strålmiljön är härigenom möjlig.

Intern bestrålning

Många radioaktiva ämnen som tillförs kroppen med dricksvatten eller föda absorberas endast mycket obetydligt i magsäck och tarmar och kommer därför aldrig in i blodet i sådan utsträckning att upplagringen i kroppen får någon betydelse. Den största stråldosen erhålls då av magsäckens och tarmarnas slemhinnor. Detta gäller bl. a. för isotoper av grundämnena zirkonium, niob, cerium och prometium, för vilka upptaget ur mag-tarmkanalen till blodet är mindre än 0,01 %. Det gäller också för rutenium och barium trots att dessa grundämnen kan tas upp till flera procent.

Transuranelementen utgör härvidlag undantag. Trots att de tas upp i mycket ringa omfattning genom mag-tarmkanalen, mellan 0,001 och 0,01 %, kan den stråldos, som de förorsakar i benvävnad bli betydande. Transuranerna upplagras i skelettet, har mycket lång s. k. effektiv halveringstid och avger alfastrålning, som har ca tio gånger så stor biologisk verkan som beta- och gammastrålning.

Några ämnen, såsom tritium, jod och cesium tas upp nära hundraprocentigt i blodet. Även strontium tas upp i stor omfattning. De radioaktiva ämnen som har nått blodet från mag-tarmkanalen transporteras av blodet genom kroppen och kan nå alla dess organ och vävnader. Tritium samt cesium fördelas därvid jämnt i kroppens mjukvävnader och förorsakar helkroppsbestrålning. Ett antal s. k. bensökande ämnen, bl. a. strontium och aktiniderna, upplagras företrädesvis i skelettet. Jod tas upp av sköldkörteln.

När ett radioaktivt ämne har upplagrats i ett organ varierar dess uppehållstid beroende på ämne och organ. Ämnets aktivitet minskar successivt beroende dels på det fysikaliska sönderfallet, dels på den biologiska omsättningen. Förhållandena kan vara mycket komplicerade, men ofta kan man ungefärligt anta att den aktivitet som försvinner per tidsenhet är proportionell mot den mängd som finns kvar. Man brukar då tala om den effektiva halveringstiden, d. v. s. den tid det tar för radionuklidmängden i ett organ att genom en kombination av utsöndring och radioaktivt sönderfall minska till hälften. Om man känner aktiviteten av det radioaktiva ämne som upplagrats, effektiva halveringstiden för radionukliderna i organet samt organets storlek kan stråldosen beräknas.

För att kunna beräkna stråldosen per genom svalget intagen mikrocurie av en nuklid måste man också veta hur stor del av den tillförda mängden som absorberas i mag-tarmkanalen och vilken andel som upplagras i det givna organet.

Inandning är också en viktig transportväg. Följden av inandning av ett radioaktivt ämne är beroende av om ämnet är lösligt eller olösligt. Ett olösligt ämne stannar en tid i andningsorganen och olika långt in i luftvägarna beroende på ämnets partikelstorlek. Det transporteras till största delen bort ur lungorna genom utandning, hosta och rörelserna i

flimmerepitelet. Om det radioaktiva ämnet är i olöslig form ger det en stråldos huvudsakligen i andningsorganen. Om ämnet är lösligt tillförs det blodet via lungorna och når därefter de olika organen på samma sätt som om det hade tagits upp ur mag-tarmkanalen.

Här används benämningen kritiskt organ för att beteckna det organ som beräknas få den högsta stråldosen. Detta kan dock ibland vara missvisande speciellt vid höga stråldoser, eftersom en stråleffekt på olika organ kan ha helt olika betydelse från hälsosynpunkt. Benmärgen, som ofta får en hög stråldos då skelettet blir kraftigt bestrålat, är särskilt kritisk, under det att t. ex. en uttalad strålskada på sköldkörteln inte får lika allvarliga konsekvenser.

Absorption av plutonium och övriga transuraner i mag- tarmkanalen är mycket obetydlig. Därför får skelettet en mycket högre stråldos per intagen mikrocurie om intaget skett genom luftvägarna än om det skett genom svalget. Hur stor dosen blir, beror på lösligheten hos ämnet.

Beräkningar av stråldosen per mikrocurie för de viktigaste nukliderna i radioaktivt avfall samt för naturligt förekommande radium och radon har genomförts och redovisas i tabell 11.1. Av denna framgår att plutonium-239 inte är den mest kritiska nukliden, då det gäller intag via svalget. Såväl strontium-90 som jod-129 och jod-131 ger fler mrem per mikrocurie än någon av transuranerna. Naturligt förekommande radium-226 ger ännu högre stråldos per mikrocurie än dessa nuklider och mer än 20 gånger så stor stråldos som plutonium-239.

Tabell 11.1 De viktigaste nuklidernas radiotoxicitet.

Nuklid		Dos via svalget			Dos vid inandning		
		Kritiskt organ	mrem/μCi	rem/μg	Kritiskt organ	mrem/μCi	rem/μg
Tritium	–3	hela kroppen	0,23	2,3	hela kroppen	0,36	3,6
Strontium	–89	skelett	350	10000	skelett	430	12000
Strontium	–90	skelett	6400	920	skelett	11000	1600
Zirkonium	–95	mage, tarmar	33	700	hela kroppen	18	390
Niob	–95	mage, tarmar	20	800	hela kroppen	3,6	140
Rutenium	–103	mage, tarmar	24	770	mage, tarmar	11	350
Rutenium	–106	mage, tarmar	200	680	mage, tarmar	70	240
Jod	–129	sköldkörtel	9000	0,0015	sköldkörtel	7000	0,0012
Jod	–131	sköldkörtel	2000	250000	sköldkörtel	1400	175000
Cesium	–137	hela kroppen	40	3,5	hela kroppen	36	3,2
Barium	–140	mage, tarmar	65	4800	skelett	110	8000
Cerium	–144	mage, tarmar	200	630	skelett	1400	4400
Prometium	–147	mage, tarmar	10	9	skelett	210	200
Neptunium	–237	skelett	1300	0,002	skelett	4300000	6,5
Plutonium	–238	skelett	820	13	skelett	6100000	100000
Plutonium	–239	skelett	880	0,055	skelett	7100000	450
Plutonium	–240	skelett	880	0,19	skelett	7100000	1600
Plutonium	–241	skelett	18	2,2	skelett	140000	17000
Plutonium	–242	skelett	760	0,003	skelett	7100000	28
Americium	–241	skelett	880	2,9	skelett	2100000	7000
Americium	–243	skelett	90	0,018	skelett	2100000	420
Curium	–244	skelett	550	48	skelett	1400000	120000
Radon	–222	magsäck	200	31000	lungor	210	33000
Radium	–226	skelett	360000	360	skelett	430000	430

Även jämförelser mellan stråldoser per massenhet är av intresse. Här dominerar jod-131, med en stråldos på 250 000 rem i sköldkörteln per förtärt mikrogram, d. v. s. nära 5 miljoner gånger högre stråldos per mikrogram än plutonium-239. Man bör emellertid understryka att jod-131 har en förhållandevis kort halveringstid och knappast finns kvar efter ett halvt år. Därnäst ger ingen av de övriga nukliderna i avfallet en så hög stråldos per mikrogram som det naturliga förekommande radonet, som tillförs kroppen löst i vatten. Samtliga transuraner ger låga stråldoser per mikrogram och plutonium-239 hör till dem som ger de lägsta stråldoserna.

Vid inandning är bilden en annan och transuranerna ger de högsta stråldoserna per inandad mikrocurie. I lungorna kan höga stråldoser uppstår om aktiniderna förekommer i partikelform. Stråldosen är emellertid då begränsad till mycket små områden i partiklarnas omedelbara närhet.

Det har länge diskuterats hur riskbedömningen skall ske när människan utsätts för sådana radioaktiva partiklar. I partiklarnas omedelbara närhet dödas celler av en bestrålning som vida överstiger vad som erfordras för att med stor sannolikhet döda en cell. Detta innebär en ökning av energin per dödad cell och därmed en minskning av det totala antalet dödade celler jämfört med en mer jämn fördelning av aktiviteten. Många hävdar att samma resonemang kan föras beträffande risken för uppkomsten av cancer och att det för en given mängd av ett radioaktivt ämne därför skulle medföra mindre risk om aktiviteten är fördelad på ett fåtal aktiva partiklar. Några forskare har dock hävdat att man inte kan utesluta en betydligt större cancerrisk om aktiviteten är partikelburen och att risken för lungcancer efter inandning av plutoniumpartiklar har underskattats kraftigt. För denna uppfattning finns dock inte något stöd från erfarenheten av plutoniumhantering och den delas inte av flertalet forskare. Ett antal frågetecken kvarstår dock ännu beträffande riskbedömningen vid inandning av plutonium.

Då det gäller stråldosen per massenhet blir jod-131 även vid inandning den kritiska nukliden och av transuranelementen är det bara de förhållandevis kortlivade nukliderna plutonium-238 samt curium-244 som når ungefär lika höga dosvärden per inandat mikrogram. Flera andra nuklider ger emellertid högre doser än plutonium-239, t. ex. strontium-89, strontium-90, barium-140, cerium-144, de flesta övriga transuranelementen samt det naturliga radonet.

Vid beräkning av de stråldoser som skulle kunna förorsakas om en olycka inträffar under lagring eller transport av använt kärnbränsle, radioaktivt avfall, plutonium eller från aktivitetsläckage från upparbetningsanläggningar måste man göra något antagande om vilken bråkdel av den totala mängden som kan slippa fri. Därefter måste antaganden göras om rimliga spridningsvägar genom vilka de radioaktiva ämnena kan nå människan, samt hur effektivt radioaktiva ämnen transporteras från ett led till ett annat i en radiologisk transportkedja. UNSCEAR har här utvecklat en särskild beräkningsmetodik.

Då de radioaktiva ämnena kan väntas tillföras människan via dricks-

vatten eller livsmedel förstärks skillnaderna mellan de olika nuklidernas farlighet. De ämnen som inte lätt absorberas i människans mag-tarmkanal har nämligen i regel också låg transportkapacitet genom livsmedelskedjorna. Isotoper av grundämnena strontium, rutenium, jod, cesium och cerium får därigenom ökad betydelse. Transportvägarna för olika radionuklider har studerats mycket ingående i samband med den radioaktiva miljöföroreningen efter kärnvapenproven.

Spridningen av de nuklider som kan innebära risk vid inandning är mer svårbedömd. Framför allt fordras en mera ingående studie av förutsättningarna för att dessa nuklider skall bli luftburna.

11.1.3 *De biologiska strålriskerna*

Akuta skadeverkningar av joniserande strålning har varit kända sedan seklets början. Däremot har de genetiska verkningarna och de sena cancerogena verkningarna varit föremål för större uppmärksamhet först under de senaste tjugo till trettio åren. Värdefulla sammanfattningar har under senare år gjorts av bl. a. ICRP, UNSCEAR och den amerikanska vetenskapsakademien. Skadeverkningar från joniserande strålning indelas i celldestruktion som leder till vävnadsdöd och organskador, cancerogena verkningar, ärftliga skador samt skador som inverkar på fostrets utveckling.

Celldestruktion

Att celler skadas, förstörs och avlägsnas är en normal företeelse hos levande vävnad. De flesta kroppsvävnader har emellertid förmåga att ersätta förstörda celler. Om många celler skadas inom ett begränsat område uppträder vävnadsdöd. Även i sådana fall kan läkning ske, ofta med ärrbildning, men i regel utan större framtida men. Vardagliga exempel är brännskador, där påverkan på huden kan variera från hudrodnad och blåsbildning till sår och vävnadsdöd. Liknande förändringar uppträder efter höga stråldoser i huden. En dos av 400–600 rad ger hudrodnad och vid doser överstigande 1 000 rad finns risk för blåsbildning, vätskeavsöndring och sårbildning.

Av speciellt intresse i strålskyddssammanhang är effekterna av allmänbestrålning d. v. s. bestrålning av hela kroppen. Understiger stråldosen 100 rad i engångsdos är risken för allvarliga akuta skador försumbar. Om stråldosen överstiger 200 rad ökar risken för blivande akuta skador. I första hand skadas då de blodbildande organen. Om skadan huvudsakligen berör dessa organ, vilket är fallet vid stråldoser under 400–500 rad, märks en allvarlig påverkan först efter två till tre veckor när antalet livsviktiga vita blodkroppar har minskats avsevärt och infektionsrisken därför är stor. Vid stråldoser på ca 300 rad i hela kroppen är möjligheterna att överleva ca 50 % men vid stråldoser överstigande 500 rad är möjligheterna mycket små. Det organ som vid stråldoser mellan 500 och 2000 rad får den avgörande skadan är mag-tarmkanalen. Förstöring av

tarm-slemhinnan gör att kroppen inte kan ta upp vätska och näring och skadorna leder till döden efter omkring en vecka. Allmänbestrålning med flera tusen rad kan leda till döden inom ett par dygn till följd av skador på det centrala nervsystemet.

Om stråldosen inte ges på en gång utan under en längre tid hinner de bestrålade vävnaderna återhämta sig och förstörda celler bytas ut. Detta är ett förhållande som utnyttjas vid strålbehandling genom att man kan använda sig av skillnader i tumörers och friska vävnaders återhämtningsförmåga och därigenom kan öka den selektiva förstörelsen av en tumör. Återhämtningen gör det möjligt för vävnader och organ att tåla totalt ackumulerade stråldoser på tusentals rad om bestrålningen endast omfattar begränsade delar av kroppen.

Strålningsinducerad cancer

Redan på 1920-talet visste man att extern, lokal, långvarig exponering med förhållandevis små stråldoser om några hundra rad per år kunde ge upphov till cancer. Först i mitten av 1950-talet, när det blev möjligt att studera de sena skadeverkningarna av 1945 års kärnvapenexplosioner över Hiroshima och Nagasaki och när man också genomförde omfattande undersökninar av leukemiförekomster bland patienter som röntgenbehandlats för vissa godartade åkommor, fick man en noggrannare uppfattning om dessa risker.

Cancerrisken har varit föremål för omfattande studier, såväl genom djurexperiment som genom epidemiologiska studier av personer som utsatts för höga stråldoser. Dessa studier har gett en uppfattning om risken för leukemi, bröstcancer och sköldkörtelcancer. Därutöver har man kunnat studera ett antal grupper personer som har utsatts för intern exponering.

Den nuvarande kunskapen om riskerna för cancer efter bestrålning med joniserande strålning har sammanfattats i 1972 års UNSCEAR-rapport, i den amerikanska vetenskapsakademins BEIR-rapport från samma år samt i ICRP:s Publication 8 och Publication 14. Vidare föreligger från de senaste åren en omfattande litteratur om risken för lungcancer vid arbete i gruvor med höga halter av radon och dess dotterprodukter.

Ifråga om den viktigaste upplysningen, nämligen om stråldoser under ett tiotal rad överhuvud taget medför någon risk för cancer ens vid engångsbestrålning och om det alls finns någon cancerrisk vid långvarig bestrålning med låg dosrat, mindre än några rad per år, ger ingen av dessa rapporter någon ledning. Situationen är här nästan exakt densamma som i slutet av 1950-talet då man var medveten om att cancerrisken vid dessa låga stråldoser är så liten att dess existens inte kan bevisas eller motbevisas genom epidemiologiska studier.

Djurexperimentella studier vid höga stråldoser avslöjar mycket kompli cerade samband mellan cancerfrekvens och stråldos. Immunologiska försvarsmekanismer spelar sannolikt stor roll i dessa samband. Tyvärr ger dessa observationer föga vägledning vid bedömning av inverkan av låga

stråldoser. Man vet att kroppen har förmåga att avlägsna nybildade felbyggda celler, men ännu inte hur effektiv denna mekanism är. ICRP och UNSCEAR grundar därför sina bedömningar på antagandet om ett linjärt samband mellan dos och risk. Man är därvid medveten om att risken vid små stråldoser kanske starkt överskattas men antagandet har ansetts berättigat ur strålskyddssynpunkt.

Såväl UNSCEAR som BEIR-kommittén och ICRP påpekar att risken per rad sannolikt är lägre vid långvarig bestrålning med låga årliga doser än vid akut engångsbestrålning, om strålningen är glest joniserad som t. ex. gammastrålning. Man har ansett sig kunna räkna med en minskning av risken till en tredjedel.

Med det hypotetiska och sannolikt alltför pessimistiska antagandet om ett linjärt samband mellan dos och skadeeffekt får man fram en riskfaktor på 1:10 000 per rad för den totala cancerrisken om hela kroppen utsätts för bestrålning t. ex. genom radioaktiva ämnen i omgivningen. Vid bestrålning av enstaka organ synes cancerrisken, med samma antagande, vara av storleksordningen 1:1 000 000 till 1:100 000 per rad. För alfastrålande ämnen får man räkna med ca 10 gånger så stor riskfaktor per rad.

Den totala årliga genomsnittliga stråldosen från kärnkraftindustrin i början av 2000-talet, inkluderande utsläppen från utländska reaktorer och upparbetningsanläggningar, väntas i Sverige ligga vid några få mrem och med säkerhet under 10 mrem. Det högre värdet i kombination med en riskfaktor på 1:10 000 per rem och en befolkning på 10 miljoner ger en uppskattning på 10 cancerfall per år. Detta bör sättas i relation till den naturliga cancerfrekvensen i Sverige på ca 30 000 fall per år. Det bör också understrykas att siffran 10 cancerfall per år är hypotetisk och endast gäller under förutsättning att små stråldoser har proportionsvis lika stor cancerogen effekt som stora stråldoser.

Förändringar i arvsanlagen

Att joniserande strålning utlöser mutationer, påvisades 1927 av amerikanen H J Muller i hans arbeten med bananflugor. Kring hans och andra forskares upptäckter har en rik litteratur växt upp, som framhåller den joniserande strålningens risker också för människans genetiska konstitution. Ett antal rapporter (UNSCEAR, BEIR och ICRP Publication 8 och 14) har sammanfattat våra kunskaper på detta område. Tyvärr saknas alltjämt tillräckligt med material för att belysa risken av låga stråldoser, vare sig dessa ges som engångsbestrålning eller vid långvarig bestrålning.

Hur kärnkraften ökar den naturliga stråldosens genetiska risker, kan beräknas på olika sätt. Om dostillskottet anges till 10 mrad per år och 300 mrad per generation, d. v. s. 30 år, så leder detta enligt BEIR-rapporten till 36 svåra genetiska skador per miljon individer i varje generation d. v. s. ca en svår skada per år. Detta bör sättas i relation till den spontana frekvensen av svåra genetiska skador som uppskattas till 30 000 per miljon levande födda.

Om man antar ett linjärt samband mellan stråldos och mutationer,

också vid låga stråldoser, så skulle risken för svåra genetiska skador vid en helkroppsbestrålning, räknad per rad, bli av samma storleksordning som cancerrisken. Endast en del av de totala skadorna inträffar under de första generationerna. I stället fördelas de på ett flertal generationer.

Fosterskador

Under det tidiga havandeskapet bildas och utvecklas de olika organen och kroppsdelarna. Under denna period är fostret särskilt strålkänsligt. Vid bestrålning av ett foster med doser överstigande ett tiotal rad under de första två månaderna är risken för utvecklingsrubbningar hög och sådana stråldoser brukar anses vara skäl för en abort. Vid doser understigande 1 rad brukar risken anses vara försumbar vid sidan av den naturliga risken för fosterskador.

Bestrålning av fostret medför oavsett stadiet liksom bestrålning efter födseln risk för cancer och förändringar i arvsanlagen. Ett antal epidemiologiska undersökningar tyder på att dessa risker är högre vid bestrålning under fosterstadiet än senare i livet. Man räknar ofta med en fem gånger så stor risk per rad för ett foster jämfört med risken i vuxen ålder men uppskattningen är osäker och det är också oklart om denna risk är olika stor under olika stadier av fostrets utveckling.

11.1.4 *Strålrisker med plutonium*

99,5 % av plutoniet i det använda bränslet avskiljs vid upparbetningen varför ca 0,5 % finns kvar i det högaktiva avfallet. Strålriskerna från det separerade plutoniet bestäms emellertid inte av mängden plutonium-239 utan av mer kortlivade isotoper. Det är framför allt plutonium-238 och plutonium-240 som ger de högsta stråldoserna om någon del av detta skulle komma in i människokroppen.

Då det gäller den mindre mängd plutonium som ligger kvar i det högaktiva avfallet kan man emellertid betrakta plutonium-239 som den huvudsakliga källan till strålrisk. Riskerna minskar inte nämnvärt efter 1000 års lagring och nuklidblandningen kan ur risksynpunkt sägas vara likvärdig med ca 10 curie plutonium-239 per ton bränsle under miljoner år framöver.

Risken från plutonium beror i hög grad på om aktiviteten kan nå människokroppen via svalget eller genom inandning, eftersom absorptionen i mag-tarmkanalen är mycket obetydlig. Vid intag via svalget av små plutoniummängder ackumuleras en stråldos i skelettet under tiotals år innan någon skada kan bli märkbar. Om stråldosen är utspridd över en lång tid fordras det åtskilliga 10 000-tals rem för att ett organ skall bli allvarligt skadat. Vid förtäring av plutonium krävs det tiotals millicurie, d. v. s. upp mot ett gram plutonium-239 för allvarliga organskador men endast några milligram plutonium-238.

Om man andas in plutonium räcker det med en tusendel av dessa mängder för att åstadkomma motsvarande skador. Här kan således inandning av något milligram plutonium-239 eller några mikrogram

plutonium-238 åstadkomma organskador.

Med de nämnda riskerna fordras en genomsnittlig stråldos av ca 100 000 manrem per krävt människoliv. Detta motsvarar vid inandning ca 10 mikrogram plutonium-238 eller 2 milligram plutonium-239 och vid förtäring ca 10 milligram plutonium-238 eller 2 gram plutonium-239.

Risken efter förtäring av plutonium är således betydligt lägre än risken efter dess inandning. Förutsättningarna för att plutonium skulle kunna nå människokroppen och bli tillgängligt för förtäring är också små. Plutonium tas till skillnad mot exempelvis cesium och rutenium inte lätt upp i växter och djur. I vatten sedimenterar det relativt snabbt och mätningar på organismer vid havsbottnen har inte visat någon större omsättning. Plutonium har vid flera tillfällen spritts över land, bl. a. vid Rocky Flats i USA. Enligt undersökningar som där har gjorts har man inte kunnat påvisa någon transportmekanism av betydelse för det plutonium som har förorenat marken.

Av vad som är känt kan man dra slutsatsen att, vid spridning av avfall på land eller i vatten, plutoniumisotoperna inte är kritiska nuklider i jämförelse med cesium-137 och strontium-90.

Situationen är annorlunda om det finns risk för inandning av plutonium. Genom kärnvapenprov har ca 0,3 miljoner curie plutonium-239, d. v. s. ca 5 000 kg spritts i atmosfären. Detta har gett koncentrationer i luften på ca 10^{-19} curie per liter. Detta motsvarar en årlig dosinteckning av ca 0,5 mrem i skelettet.

Mätningar på plutoniumfördelningen i kroppen efter obduktion har visat att inandning, såsom väntat, har varit den vanligaste intagsvägen. Det återstående frågetecknet på lång sikt är således om plutonium, som av någon orsak kommit fritt från avfallslagren, kan tänkas komma att medverka till en bestående plutoniumkoncentration i atmosfären. Det är emellertid omöjligt att tänka sig en process som skulle kunna sprida plutonium från avfallslager så att man tillnärmelsevis skulle få en plutoniumkoncentration i hela atmosfären av den storleksordning som kärnvapenproven givit upphov till. Däremot är lokala högre koncentrationer i luften åtminstone teoretiskt tänkbara t. ex. genom en brand i ett plutoniumlager. En av de viktigaste säkerhetsåtgärderna inom kärnkraftindustrin kommer att innebära användning av system som förhindrar spridning av plutonium till atmosfären.

11.1.5 *Strålskyddsrekommendationer*

Den internationella strålskyddskommissionen, ICRP, utger sedan år 1928 strålskyddsrekommendationer som tillämpas av myndigheterna i praktiskt taget alla länder. ICRP:s nu gällande grundläggande rekommendationer har publicerats i ICRP Publication 9 (1965) och innebär att

- onödiga strålkällor och onödig bestrålning skall undvikas
- strålkällor och användning av strålning måste kunna försvaras med tanke på den resulterande nyttan

- alla stråldoser skall hållas så låga som möjligt med hänsyn till ekonomiska och samhälleliga överväganden
- inga stråldoser skall få överstiga vissa rekommenderade dosgränser

ICRP:s dosgränser gällde ursprungligen endast personer i strålningsarbete. För dessa är dosgränserna, vilka vanligtvis kallas de högsta tillåtliga stråldoserna,

- 5000 mrem per år vid helkroppsbestrålning, varvid könskörtlar och benmärg är kritiska organ
- 30 000 mrem per år för sköldkörtel och i huvudsak även för benvävnad.
- 15 000 mrem per år för övriga inre organ

Från år 1956 har ICRP emellertid också rekommenderat att stråldosen till personer som inte arbetar med strålning bör hållas under 10 % av dessa dosvärden oräknat de stråldoser som erhålls från naturlig strålning och vid medicinsk bestrålning av patienter.

Skälen till att ICRP rekommenderar lägre dosgränser för dem som inte arbetar med strålning är flera. Den som arbetar med strålning är direkt övervakad och ofta försedd med mätinstrument, under det att den som bestrålas utanför en arbetsplats inte kan övervakas annat än indirekt genom bestämmelser som reglerar spridningen av strålkällor i samhället. Den som arbetar med strålning och kanske får doser nära dosgränserna bör inte därutöver få lika höga doser utanför arbetsplatsen. I strålningsmiljön utanför arbetsplatserna finns det också barn och om varje individ skulle kunna utsättas för lika höga stråldoser under barnaåren som senare i strålningsarbete skulle den totala bestrålningen före barnalstring bli större än vad man räknar med då man satte dosgränserna för strålningsarbete.

Bakom valet av dosgräns ligger en historisk utveckling. Man vet numera att livslångt arbete vid stråldoser upp till 5000 mrem per år inte leder till några påvisbara skador genom cellförstöring. Den återstående risken gäller då sena skador i form av cancer eller förändring av arvsanlagen. Det är inte möjligt att fastställa om denna risk existerar om stråldosen understiger 5000 mrem per år. För att vara försiktig räknar man därför med att det kan finnas risker kvar även vid låga stråldoser. Som tidigare nämnts gör man det förenklade antagandet att dessa risker är direkt proportionella mot stråldosen.

Med detta betraktelsesätt medför varje dostillskott en viss risk som är oberoende av tidigare erhållna stråldoser. Om man inte hade gjort detta antagande skulle man ha varit tvungen att addera alla stråldoser, oavsett källan, för att kunna bedöma risken av ett nytt dostillskott. Med det gjorda antagandet däremot kan varje ny strålkälla bedömas fristående och man kan pröva dess berättigande genom att väga risktillskottet mot nyttan.

Ur dosgränsen kan man härleda sekundära gränser, t. ex. för utsläpp av radioaktiva ämnen från en viss anläggning eller för koncentrationen av en viss radioaktiv nuklid, i t. ex. luft eller vatten. Sådana sekundära gränser kallas ibland operativa gränsvärden.

De operativa gränsvärdena kompletteras med åtgärdsnivåer med vilka avses exempelvis den koncentration av ett radioaktivt ämne i ett livsmedel eller i luft som föranleder förbud mot saluförande av livsmedlet eller beslut om evakuering av det område där luften innehåller alltför mycket radioaktiva ämnen.

Åtgärdsnivåerna är i många fall av uppenbara skäl avsevärt högre än de operativa gränsvärdena. Det bör observeras att den skillnad mellan åtgärdsnivåer och operativa gränsvärden som vidmakthålls inom strålskyddsområdet oftast saknas ifråga om icke-radioaktiva miljöföroreningar där koncentrationsgränser eller hygieniska riktvärden oftast är liktydiga med åtgärdsnivåer.

Genom att ICRP:s rekommenderade dosgränser gäller den totala stråldosen från alla strålkällor utom de medicinska och de naturligt förekommande måste strålskyddet administreras så att varje enskild strålkälla begränsas på ett sådant sätt att det totala förväntade antalet strålkällor även i framtiden inte kommer att förorsaka stråldoser som överstiger ICRP:s dosgränser.

För att överblicka framtida stråldoser till följd av nu pågående verksamhet har man i strålskyddssammanhang infört några nya begrepp. Ett av dessa är dosinteckningen som kan definieras som summan av alla de framtida årsdoserna som genomsnittligt erhålls inom en given grupp. Denna grupp kan vara hela jordens befolkning eller en mindre grupp och den behöver inte bestå av samma individer från år till år.

Ett annat nytt begrepp är kollektivdosen. Den utgörs av produkten av antalet bestrålade människor och deras genomsnittliga stråldos. För strålskyddsändamål är enheten för stråldos rem. Kollektivdosen anges då i manrem. Det betyder att en kollektivdos av 1 manrem kan innebära antingen 0,01 rem till 100 personer eller 0,001 rem till 1 000 personer, etc.

För ett givet antal bestrålade individer blir det förväntade antalet framtida skador direkt proportionellt mot kollektivdosen eller mera exakt den kollektiva dosinteckningen. Den senare kan därför betraktas som en räkning i förskott på all skada verksamheten kommer att åstadkomma i framtiden.

Med hjälp av dosinteckningen är det därför möjligt att presentera konsekvenserna för varje utsläpp av radioaktiva ämnen, där man inte bara tar hänsyn till de omedelbara verkningarna. Genom att beräkna den globala kollektivdosinteckningen, utan hänsyn till några geografiska gränser, kan man få ett mått på den totala skadeverkan ett utsläpp kan komma att förorsaka, oavsett var skadan inträffar.

Genom att exempelvis begränsa den globala kollektivdosinteckningen från varje kärnkraftverk har man en möjlighet att också hålla den sammanlagda framtida globala kollektivdosen från all världens kärnkraftverk under kontroll. Med ett stort antal kärnkraftverk i världen kommer världens befolkning att erhålla ungefär samma dosbidrag. Den genomsnittliga framtida årliga stråldosen kan man då lätt erhålla genom att dividera summan av de årliga kollektivdosbidragen från alla kärnkraftverken med antalet personer i hela världen.

Strålskyddsinstituten i Danmark, Finland, Island, Norge och Sverige samarbetar bl. a. om principerna för begränsning av utsläpp av radioaktiva ämnen. Under 1974 presenterades en publikation med gemensamma rekommendationer. Frågan har också diskuterats inom paneler och seminarier anordnade av bl. a. det internationella atomenergiorganet (IAEA), världshälsoorganisationen (WHO) och OECD:s kärnenergiorgan (NEA).

Vid statens strålskyddsinstitut, som är svensk strålskyddsmyndighet, pågår arbete med att utforma strålskyddsrekommendationer för den verksamhet som strålskyddslagen behandlar. Som en etapp i det arbetet framlade strålskyddsinstitutet i början av 1975 ett förslag till nya bestämmelser för begränsning av utsläpp av radioaktiva ämnen från kärnkraftverk med lättvattenreaktorer.

11.2 Arbetarskydd

Frågor som berör arbetarskyddet spelar en mycket central roll för planering och drift av olika anläggningar i kärnbränslets kretslopp. Sådana frågor gäller t. ex. maskiner, tryckkärl och andra tekniska anordningar, kemikalier, arbetslokaler, bergrum, ventilation och ergonomi samt skydd för arbetstagare mot t. ex. brand och explosion. De tre myndigheterna arbetarskyddsstyrelsen, kärnkraftinspektionen och strålskyddsinstitutet täcker tillsammans arbetarskyddet inom kärnenergianläggningar. Viktiga frågor rör den lokala skyddsverksamheten och arbetstagarnas roll i skyddsarbetet, vilken har betydelse för arbetsmiljön. Arbetstagarna är numera representerade både i arbetarskyddsstyrelsen och yrkesinspektionen. Vid anläggningarna är strålskyddet en väsentlig del av arbetarskyddet. Strålskyddslagen är därför bland annat en arbetarskyddslag. Samhällets intresse för arbetarskyddsfrågor har tilltagit, samtidigt som antalet arbetsmiljöer, där man måste skydda sig mot joniserande strålning, genom kärnkraftutbyggnaden har ökat. Samverkan mellan arbetarskydds- och strålskyddsmyndigheten har därför ökat under senare år. Då strålriskerna ofta har ett nära samband med andra risker är det väsentligt att denna samverkan är synnerligen väl utbyggd.

När man t. ex. fann att radon under jord kan medföra vissa risker för gruvarbetare inledde strålskyddsinstitutet och arbetarskyddsstyrelsen ett samarbete för att närmare klarlägga förhållandena. Strålskyddsinstitutet mäter och utvärderar radioaktivitet i gruvor och samråder med arbetarskyddsstyrelsen i frågor om föreskrifter för strålskydd vid gruvarbete. Strålskyddet bör ses som en av förutsättningarna för en god arbetsmiljö i likhet med skydd mot värme, buller och stress. Arbetsmiljöutredningen har i sitt betänkande belyst dessa frågor.

11.3 Miljöfrågor

Radioaktiva nuklider, som släpps ut i naturen, sprids vidare i ekosystemen och kan på olika vägar nå människan. För att kunna bedöma möjliga effekter är det således väsentligt att kartlägga dessa spridningsvägar. Man

brukar med en sammanfattande benämning kalla detta område för radioekologi.

Vid statens naturvårdsverk finns en sektion för radioekologi som arbetar med radioekologiska vattenfrågor i samråd med statens strålskyddsinstitut. Undersökningar pågår i anslutning till kärnkraftverken, där naturen studeras under en serie av år innan kraftverken tas i drift. Efter idrifttagningen undersöker man upptag och anrikning av radioaktiva nuklider i t. ex. sediment, vegetation, bottenorganismer och olika organsystem hos skaldjur och fiskar av ekologisk och ekonomisk betydelse. Av vikt är också effekterna av det uppvärmda kylvattnet, som kan påverka det biologiska systemet i utsläppsområdet.

Vid kärnkraftverket i Forsmark uppförs en s. k. biotestanläggning med ca 1 km^2 invallat skärgårdsvatten genom vilken kylvattnet från reaktorerna skall passera. Denna anläggning skapar särskilt goda möjligheter till detaljerade analyser av påverkan på biologiska system.

I samband med radioaktivt nedfall från kärnvapenproven gjorde FOA omfattande landekologiska undersökningar av spridning i naturen av olika radioaktiva nuklider. Resultaten av dessa undersökningar och kompletterande arbeten som nu utförs vid AB Atomenergi, radiofysiska institutionen vid Lunds universitet och lantbrukshögskolan kan användas för bedömning av vilka eventuella radioekologiska följder som spridning av radioaktivitet från t. ex. kärnkraftverk och upparbetningsanläggningar får.

11.4 Säkerhet och strålskydd vid hantering av använt kärnbränsle och radioaktivt avfall

För att få fram underlag för bedömning av säkerhets- och strålskyddsaspekter vid hantering av använt kärnbränsle och radioaktivt avfall har utredningen lagt ut uppdrag hos olika expertorgan. Sålunda har AB Atomenergi bl. a. utfört en riskanalys för en upparbetningsanläggning inkl transporter. Vidare har bolaget redovisat en studie över lagring och lagringskrav för plutonium. Försvarets forskningsanstalt har genomfört en studie över uppkomst och spridning av luftburen aktivitet vid förvaring av plutonium och högaktivt avfall. Därjämte har strålskyddsinstitutet granskat problemen från strålskyddssynpunkt.

Vissa delar av det material som utredningen på detta sätt inhämtat återfinns i sin helhet som bilagor till betänkandet. Här ges emellertid en översiktlig redovisning.

11.4.1 *Hantering av använt kärnbränsle*

Varje år måste en reaktor laddas om med färskt bränsle men endast en tredjedel till en femtedel ersätts med nya bränsleelement beroende på om det är fråga om tryckvatten- eller kokarreaktorer. De bränsleelement som skall ersättas flyttas från reaktorn ett i taget över till bränslebassängen.

Ungefär en fjärdedel av bränsleelementen i en reaktorhärd skulle tätt

sammanpackade kunna ge upphov till en kriticitetsolycka. Därvid skulle radioaktiva gaser nå omgivningen. För att förhindra detta lagrar man de använda bränsleelementen under vatten i fasta fack med bestämda avstånd mellan elementen.

Om ett bränsleelement oavsiktligt tas upp ur bassängen eller om mekaniska skador uppkommer på bränslet till följd av exempelvis fallande laster skulle radioaktivitet kunna läcka ut till omgivningen. Detta förhindras genom konstruktiva och administrativa åtgärder.

Bassängerna skall inte kunna tömmas när bränsle finns lagrat. I annat fall skulle nämligen strålnivån i bassänghallen nå så höga värden att reparationsarbete inte kan genomföras utan omfattande och tidskrävande skyddsåtgärder. Risken för okontrollerade utsläpp till omgivningen skulle då också öka.

Om vatten förloras från bassängen i snabbare takt än vad som är möjligt att kompensera genom återfyllning skulle en överhettning av bränslet kunna inträffa. En sådan förlust av vatten skulle kunna erhållas genom fel på bassängkylningen som medför bortkokning av bassängvattnet eller genom läckage från bassängsystemet. Höga krav ställs därför på byggnadskonstruktionen och på tillförlitligheten hos de kylsystem som är knutna till bassängkylningen.

Om en olycka trots allt skulle inträffa når frisläppt radioaktivitet först reaktorhallen. Strållarm erhålls då från fast installerade strålningsvakter. Reaktorhallen utryms och omkoppling till hjälpventilation sker. Därmed skapas ett undertryck i byggnaden och ventilationsluften passerar partikel- och kolfilter, som minskar utsläppet till atmosfären.

Svårartade missöden i samband med bränslehanteringen skulle kunna leda till att radioaktivitet läcker ut från kraftverket till omgivningen. Den omedelbara och huvudsakliga verkan därav skulle bli att driftpersonalen, personer på kraftverksområdet, de närboende och den i vindriktningen närmast befintliga delen av befolkningen utsätts för bestrålning från den luftburna delen av den utläckta radioaktiviteten. Olyckor av det slaget beräknas dock inte kunna medföra några akuta strålskador på befolkningen utanför anläggningen.

Före transport av de använda bränsleelementen till en upparbetnings- eller lagringsanläggning placeras dessa i en speciell transportbehållare, som sänks ned i ett avbalkat fack i bränslebassängen. När behållaren är fylld sätts locket på plats och behållaren rengörs noggrant utvändigt innan transporten verkställs.

11.4.2 *Upparbetning av använt kärnbränsle*

Det bränsle som tas emot vid en upparbetningsanläggning lagras i bassängsystem av ungefär motsvarande slag som vid kärnkraftverken. På grund av att bränsleelementen svalnat under längre tid är mängden flyktiga ämnen mindre. Samtliga ädelgaser utom krypton-85 har avklingat helt. Av halogenerna t. ex. jod-131 återstår endast en ringa mängd efter en svalningstid på sex månader och efter ett år har jod-131 helt försvunnit.

En anläggning för upparbetning av använt bränsle har till uppgift att med olika processer behandla det utbrända materialet och återvinna uran och plutonium. Vidare skall det högaktiva avfallet och annat avfall tas om hand och behandlas för slutlig förvaring.

Den aktiva delen av en upparbetningsanläggning omges av tjocka betongväggar. Detta innebär ett väsentligt skydd även vid inträffade olyckor eller missöden.

Vid upparbetningen öppnas först bränsleelementen och då frigörs gasformiga och lättflyktiga ämnen. Därefter separeras uranet och plutoniet från klyvningsprodukterna och kapslingsmaterialet. Genom att det använda bränslet upparbetas tidigast efter ett års svalning har jod-131 försvunnit genom sönderfall. Dock kan jod-131 åter bildas vid en kriticitetsolycka.

Enligt det förslag till nya strålskyddsnormer som utarbetats av strålskyddsinstitutet bör de högsta stråldoserna till personer i omgivningen av ett kärnkraftverk inte överstiga 10 mrem per år. Kollektivdosen till befolkningen i landet bör inte överskrida 1 manrem per megawatt eleffekt och år för hela kärnbränslegången. Till kollektivdosen beräknas upparbetningsanläggningen bidra med 30–50 %.

Enligt UNSCEAR kan kollektivdosen från den globala spridningen av utsläppt tritium och krypton-85 beräknas uppgå till 0,15 respektive 0,11 manrem per megawatt eleffekt och år. Under senaste året har vidare problemet med kol-14 uppmärksammats.

Under förutsättning att svalningstiden är minst ett år kan således utsläpp av övriga gasformiga klyvningsprodukter från en upparbetningsanläggning ske utan restriktioner och ändå inte överskrida de mycket rigorösa gränser som gäller för kärnkraftindustrin med tanke på den globala strålningsmiljön.

De nuklider som kan förekomma i vattenutsläppen från en upparbetningsanläggning är huvudsakligen långlivade klyvningsprodukter såsom strontium-90, zirkonium-95, niob-95, rutenium-106, cesium-137 samt cerium-144. Dosberäkningar inom UNSCEAR tyder på att kollektivdosen från aktivitetsutsläppen i vatten från upparbetningsanläggningarna är mindre än 0,1 manrem från upparbetning av en bränslemängd som motsvarar 1 megawatt eleffekt och år.

För utsläpp av tritium är situationen speciell. Avskiljning ur processen är möjlig men kostsam. Utsläppen kan dock utan större svårighet styras antingen till atmosfären eller till vattenrecipient. Vid kustläge är det senare säkerligen minst belastande för omgivningen. Vid inlandsläge där dricksvattentäkt kan förekomma i recipienten, bör utsläppen i stället göras i luften.

Några problem med värmeutsläpp från en upparbetningsanläggning uppstår knappast ens i inlandsrecipienter.

Normala utsläpp från en upparbetningsanläggning bör således ej bereda bekymmer vid svalningstider över ett år. Vid mycket stora anläggningar kan huddoser från krypton-85 i närområdet bli begränsande och kräva avskiljning eller mycket höga skorstenar. Införs effektiv kryptonavskiljning torde denna nuklid bli utan betydelse ur strålskyddssynpunkt.

Haveriutsläpp av radioaktivitet från en upparbetningsanläggning kan

tänkas ge såväl akuta som fördröjda hälsoskador. Jämfört med en reaktor innehåller en upparbetningsanläggning ungefär lika mycket aktivitet men mer långlivade och mindre flyktiga och mindre energirika klyvningsprodukter. En upparbetningsanläggning har dessutom lägre tryck och temperaturer i processen än reaktorn. Som en nackdel måste framhållas de stora mängder av sura lösningar med avfallsprodukter som förekommer och som vid läckage skulle kunna spridas i mark och vatten.

11.4.3 *Hantering av plutonium*

Lagring av plutonium under längre tid bör undvikas. Åtminstone ur svensk synpunkt finns inte heller någon anledning till att spara plutonium för eventuella framtida snabba brid-reaktorer. Denna typ av reaktorer kan tidigast komma in i det svenska kraftsystemet omkring 1995.

Dessa överväganden och även tekniska skäl t. ex. att plutonium-241 snabbt sönderfaller till americium-241 leder till slutsatsen att det plutonium som kommer från upparbetning av använt bränsle från de svenska kärnkraftverken utan dröjsmål bör användas för tillverkning av plutoniumberikat bränsle. Det bör understrykas att denna slutsats även gäller om bränslet upparbetas utomlands och plutoniet måste återsändas till Sverige.

Även om snabb återföring av plutonium till reaktorerna eftersträvas kan man sannolikt inte helt undvika vissa mindre lager av plutonium.

Riskerna vid hantering av plutonium är spridning i luft och vatten, oavsiktlig kriticitet, strålning samt brand, överhettning eller explosion. Spridning i luft och vatten av lagrat plutonium kan orsakas av t. ex. läckande behållare, rör eller ventiler eller vid ovarsam hantering av materialet i lagerutrymmet. Dubbel inneslutning, mekanisering och avståndsmanövrerad hantering är exempel på åtgärder som sätts in för att minska eller eliminera riskerna.

Det är svårare att under längre tid lagra plutonium i form av nitratlösning än att förvara det i fast form som oxid eller metall. En vätska kan lättare spridas genom läckage. En lösning kan förorsaka korrosion med läckage som följd. I vatten lösta radioaktiva ämnen ger upphov till radiolys d.v.s. det bildas syrgas och vätgas (knallgas), vilket kan medföra tryckstegringar och även risk för explosion.

Kriticitetsrisker

Kriticitet innebär att klyvbart material samlas i tillräcklig mängd, koncentration och geometrisk form för att en kedjereaktion skall uppstå. Det finns numera ett tillräckligt bra underlag för att teoretiskt beräkna hur plutonium skall lagras och hanteras för att kriticitet skall kunna förhindras. Hittills har endast några få kriticitetsolyckor med plutonium inträffat, samtliga i anläggningar för hantering av militärt plutonium.

Vatten är en god moderator, d. v. s. bromsar ned neutroner till lägre hastigheter vilket underlättar kedjereaktioner. Närvaro av vatten medför sålunda ökade kriticitetsrisker. Vätskor med höga halter av klyvbart

material kräver den yttersta försiktighet och noggrann kontroll vid förvaring, transport och hantering.

Strålrisker

De direkta strålriskerna från plutonium är mera beroende av ämnets halt av de mera kortlivade alfa-strålande isotoperna plutonium-238 och plutonium-240 än den långlivade plutonium-239. Vid upprepad återanvändning av plutonium som bränsle i lättvattenreaktorer ökar dessa halter liksom de direkta strålriskerna. Den betastrålande plutonium-241 har en alfa- och gammastrålande dotternuklid, americium-241.

Lagring av plutonium innehållande höga halter plutonium-241 medför att strålningen från americium-241 successivt tilltar. Bearbetning av plutonium som nyligen separerats i en upparbetningsanläggning kräver endast relativt enkla strålskärmar för att förhindra skador från direkt strålning. För plutonium som lagras något år behövs betydligt kraftigare strålskärmning, vilket i många fall kräver en ökad automatiseringsgrad vid t. ex. tillverkning av plutoniumberikat bränsle. Hänsyn måste också tas till den neutronstrålning som uppstår då alfa-strålning träffar lätta atomslag såsom väte i vattenlösningar eller fluor i plutoniumfluoridföreningar. Viss neutronstrålning uppstår också vid s. k. spontan klyvning av högre plutoniumisotoper och övriga transuraner.

Brand-, överhettnings- och explosionsrisker

Plutonium från använt reaktorbränsle är avsevärt mera aktivt än det anrikade uran som används som reaktorbränsle. Det har också en högre värmeutveckling, ungefär 10 watt per gram. Denna värmeutveckling ökar vid lagring på grund av bildandet av americium och kan femfaldigas inom loppet av några tiotal år. Luftkylning är dock i allmänhet tillräcklig, eftersom behållarna måste göras små eller tunna för att förhindra kriticitet.

På grund av den betydligt större skaderisken för det plutonium som kommer in i kroppen genom inandning jämfört med det som kommer in genom svalget är det särskilt viktigt att förhindra att ämnet blir luftburet, i form av gas eller dammpartiklar. Utredningen har studerat olika vägar genom vilka plutonium skulle kunna bli luftburet. Den största risken torde föreligga vid brand och explosion. Det är alltså av yttersta vikt att förhindra brand i såväl plutonium som andra material som finns i dess närhet. Plutonium kan brinna när det förekommer som metall. Vid lagring, transporter och annan hantering av plutonium föreligger det emellertid vanligen i form av oxid eller nitratlösning, vilka inte är brännbara. Framför allt gasbildningen vid radiolys i lösningar medför en stor brand- och explosionsrisk. Längre tids lagring av plutonium i vätskeform bör därför undvikas liksom transporter av plutonium som vätska. Ett brandskyddssystem i ett plutoniumlager utformas i princip som brandskydd i andra sammanhang med undantag för släckningsmedlet. Det är väsentligt att släckningsmedlet inte medför risk för kriticitet,

men det får heller inte förorsaka reaktioner som leder till en ökning av spridningsriskerna av andra orsaker, t. ex. sekundära explosioner, stark gasutveckling, korrosion och filterskador. Man använder därför ofta sprinklersystem med en komprimerad flytande organisk gas.

Den mängd av det tillgängliga plutoniet som vid brand blir luftburet i egentlig mening, d. v. s. bundet till partiklar mindre än några tiotal mikrometer, varierar starkt. En allmän iakttagelse från missöden och experimentella undersökningar är dock att det endast är fråga om en mycket liten del.

Vid försök där plutoniumoxidpulver upphettats till 1 000° har man funnit att några tiotusendelar av materialet blivit luftburet inom en timme. Liknande värden har uppmätts vid indunstning och påföljande upphettning av plutoniumnitratlösningar. Under de flesta andra förhållanden som undersökts har dock väsentligt lägre värden observerats. Kvantitativa uppskattningar av vilka plutoniummängder som kan bli luftburna kräver dock detaljstudier av enskilda anläggningar.

Då anläggningar som innehåller plutonium måste vara helt slutna blir brandskyddsåtgärderna särskilt komplicerade. Brandskydd i samband med lagring och hantering av plutonium kan dock numera anses väl utvecklat och kan utföras att svara mot alla rimliga krav på säkerhet.

År 1969 uppkom brand i ett plutoniumlager vid Rocky Flats i USA. Branden uppstod i en box placerad i en produktionslokal. Uppgifter saknas om hur mycket plutonium som var inblandat liksom plutoniets beskaffenhet. Hur branden startade synes också vara oklart. Ca 99 % av det plutonium som var inblandat kunde återvinnas. Spår av plutonium fanns på byggnadens yttertak men kunde inte upptäckas utanför anläggningen vid provtagning på växter och luft.

11.4.4 *Lagring av flytande högaktivt avfall*

Vid en upparbetningsanläggning kommer betydande aktivitetsmängder att förvaras i flytande form. Förvaringen av det flytande avfallet innebär en potentiell risk för spridning av aktivitet i luft, mark och vatten.

Från huvudprocessen i upparbetningen leds koncentrat av högaktivt flytande avfall i rörledning till rostfria cisterner för förvaring. Enligt förutsättningarna för utredningens lokaliseringsstudie kommer tankarna att förläggas i bergrum med minst 10 m bergtäckning. Innehållet har mycket hög radioaktivitet och avger dessutom värme i sådan grad att det ständigt måste kylas med rörslingor i vilka kylvatten cirkuleras. Det är nödvändigt att genom flera av varandra oberoende kylsystem ständigt upprätthålla kylningen av tankarna. I annat fall börjar innehållet självkoka, vattnet kokar bort och de torra resterna smälter tankbotten och avger aktiva gaser till omgivningen. Tankarna är försedda med ventilations- och gasreningssystem.

Det högaktiva avfallet innehåller ett stort antal radioaktiva ämnen. De flesta av dessa är mycket svårflyktiga men kan spridas i atmosfären till viss del om avfallet blir extremt varmt eller genom explosion och brand som medför att materialet sönderdelas och sprids som finfördelade fasta partiklar.

Flera olika händelser kan orsaka att aktivitet frigörs till omgivningen från tankar för högaktivt flytande avfall. Exempel härpå är korrosion, fel på kylsystemet, vätgasexplosion och yttre påverkan såsom jordbävning, sabotage, etc.

De missöden som hittills inträffat i världen vid förvaring av flytande högaktivt avfall har samtliga berott på korrosion. Från USA har flera missöden med läckande avfallsbehållare rapporterats. I samtliga fall är det tankar av vanligt kolstål och av äldre modell som läckt. Det största av dessa läckage omfattade 435 m^3 innehållande 40 000 curie cesium-137, 14 000 curie strontium-90 och 4 curie plutonium-239. Det upptäcktes 1973 vid en förvaringsanläggning i Hanford. Vid detta tillfälle och vid tidigare läckage har det aktiva materialet antingen fångats upp i den yttre betonginneslutningen eller stannat kvar i närmaste omgivande jordlager genom markens jonupptagande förmåga.

Inga läckage har rapporterats från lagring av flytande högaktivt avfall i tankar av rostfritt stål. I Storbritannien har man nu 20 års erfarenhet av sådan lagring.

11.4.5 *Överföring av flytande högaktivt avfall i fast form*

Som framgått av det föregående kan lagring av högaktivt avfall i flytande form innebära betydande säkerhetsrisker beroende på att lagringstankarna har en begränsad livslängd. Av denna orsak pågår nu inom alla länder med upparbetningsanläggningar arbeten med att utveckla teknik för att överföra det flytande högaktiva avfallet i fast form. På detta sätt beräknar man att en tillfredsställande säkerhet kan uppnås även under mycket långa lagringstider.

För överföring av det flytande högaktiva avfallet i fast form har flera metoder utvecklats främst för kalcinering och förglasning. Hittills finns industriell erfarenhet endast från kalcineringsförfarandet. Processen tillämpas vid Idaho Nuclear Co i USA där man har behandlat 10 200 m^3 flytande avfall under tiden 1963–1974.

I Marcoule i Frankrike har man i stor försöksskala drivit en anläggning för överföring av det flytande högaktiva avfallet till glas som tappas på stålbehållare. Denna kommer att efterföljas av anläggningar i full skala i Marcoule 1977–79 och i La Hague 1981.

För förvaring av behållarna med förglasat högaktivt avfall måste kylbehovet noga klarläggas. Behovet av kylning beror dels på avfallets ålder, dels på behållarnas form och tekniska anordningar för förvaringen.

En möjlighet som föreslagits är att förvara och kyla avfallsbehållarna i en vattenbassäng på samma sätt som använda bränsleelement. I bassängerna förvaras avfallsbehållarna i långa rader under flera meters vattentäckning. Bassängvattnet cirkulerar kontinuerligt genom renings- och kylsystem. En annan möjlighet är luftkylda arrangemang. I Marcoule, lagras avfallsbehållarna i 13 m djupa brunnar under forcerad luftkylning.

Om det fasta avfallet förvaras i cylindrar med 30 cm diameter blir dosraten på en meters avstånd enligt amerikanska uppgifter ca 40 000 rad per timme efter 10 år och 3 500 rad per timme efter 100 år. Den högsta

tillåtna årliga stråldosen för personer i strålningsarbete skulle på en meters avstånd då erhållas på 5 sekunder ännu efter 100 år. Detta innebär att man under denna tidsrymd inte kan komma nära avfallet utan kraftig strålskärmning.

Inte ens efter 1 000 år är dosraten försumbar. Dosraten förorsakas till stor del av neutroner som frigörs vid spontan klyvning av de kvarvarande aktiniderna. Den kan enligt amerikanska beräkningar väntas uppgå till nära 1 rad per timme på en meters avstånd från en avfallsbehållare.

Nämnvärd frigörelse av aktivitet från avfall i fast form erhålls endast om temperaturen i behållarna stiger och når så hög temperatur, att de flesta av de radioaktiva ämnena förångas. Om kylningen bortfaller förmår normalt egenkonvektionen motverka förångning. Förhindras däremot värmeavledningen genom nedsatt konvektionsverkan, t. ex. av nedrasat bassängmaterial, skulle avfall kunna förångas i de mest övertäckta behållarna.

På grund av de frigjorda ämnenas höga förångningstemperatur och användning av effektiva filter, kommer större delen att kondenseras och tas upp i filtren före utsläpp till omgivningen.

Vid förvaring i vattenbassäng skulle utebliven kylning under en längre tid kunna medföra att temperaturen på bassängvattnet ökar och att det kan börja koka. Skulle vattnet koka bort är det risk för att de senast framställda behållarna smälter ned och tillför bassängrummet luftburen aktivitet. På grund av den stora vattenvolymen i bassängen tar det emellertid lång tid innan allt vatten har kokat bort.

Vid luftkylning kan motsvarande risk elimineras genom att anläggningen konstrueras så att kylningen är effektiv även vid naturlig luftcirkulation.

11.4.6 *Slutlig förvaring av fast högaktivt avfall*

Det har tidigare nämnts att det högaktiva avfall som uppstår vid upparbetning av använt kärnbränsle så snart det är tekniskt möjligt kommer att överföras till fast form eftersom lång tids förvaring i flytande form innebär vissa risker för läckage. Det är likaså klart att det högaktiva avfallet måste förvaras skilt från biosfären under mycket lång tid, tusentals år eller mer.

För att kunna bedöma säkerheten vid förvaring av aktivt avfall under långa tidsperioder är det nödvändigt att man har en god kännedom om de förhållanden under vilka materialet förvaras. Av de olika metoder för förvaring som föreslagits inriktas intresset nu främst mot förvaring i olika geologiska bildningar. I flera länder bedrivs ett omfattande arbete för förvaring i saltlager. För Sveriges del är förvaring i urberg den mest aktuella metoden. Ett möjligt alternativ är förvaring i sedimentära bergarter.

Det förvaringssätt som nu undersöks i Sverige är lagring av fast högaktivt avfall i tätt berg på några hundra meters djup under grundvattennivån och troligen även under havsytans nivå. En del mycket långsik-

tiga fenomen måste beaktas vid val av förvaringsplats. Hit hör erosion, meteoritnedslag, vulkanutbrott och förkastningar.

Risken att yterosion under långa tidsrymder skall frigöra aktivitet undanröjs genom val av tillräckligt borrdjup. Förvaring på några hundra meters djup ger tillfredsställande säkerhet i detta hänseende.

Risken för meteoritnedslag som ger kratrar med större djup än 300 m måste betraktas som utomordentligt ringa. Detsamma gäller för Sveriges del även risken för vulkanutbrott. Den svenska berggrunden kännetecknas nämligen av en mycket hög stabilitet och frånvaro av starkt förstörande geologiska processer. Detta är viktigt eftersom förkastningar i hårda bergarter kan ge upphov till vattengenomsläppliga brottzoner och ökad grundvattenströmning.

I Sverige pågår nu undersökningar för att få fram kriterier för val av plats för slutförvaring av högaktivt avfall. Arbetet går ut på att ange vilka krav som måste ställas på bergets egenskaper och förvaringsplatsens omgivning för att säkerheten skall vara betryggande både på kort och lång sikt. Det är klart olämpligt att välja ett område som i en framtid skulle kunna bli föremål för en malmexploatering. Av bland annat detta skäl är gamla utbrutna gruvor uteslutna.

Förutsättningarna för en säker slutförvaring måste undersökas närmare och prövas genom såväl teoretiska som experimentelia arbeten under ett antal år. Innan den slutliga förvaringen av högaktivt avfall förutses en lång tid av kontrollerad lagring varvid materialet bör vara åtkomligt för tekniska åtgärder.

11.4.7 *Transport av använt kärnbränsle och radioaktivt avfall*

Transporter av använt kärnbränsle och aktivt avfall sker huvudsakligen med bil, tåg eller med båt. Transportbehållarna för använt bränsle väger upp till 100 ton. En vanlig storlek är 30–70 ton. Transporter av nytt kärnbränsle sker även med flyg. Tidigare har flyg även använts för transport av plutonium. Nu har dock inställningen i Förenta Staterna ändrats så att flyttransport av plutonium bedöms mer restriktivt.

Transporter av använt bränsle, nytt bränsle med eller utan plutonium och fast förglasat avfall gäller material med mycket liten benägenhet att spridas till biosfären ens vid brand eller omfattande skador på transportdon och inneslutningar. Ett undantag kan vara plutonium i oxid- eller annan form som fraktas t. ex. från upparbetning till bränslefabrik. Detta är ett av flera skäl för samlokalisering av upparbetningsanläggning och fabrik för tillverkning av plutoniumberikat bränsle.

Sjötransporter medför i de flesta fall inte några akuta hälsorisker eftersom eventuell frigörelse av aktivitet sker till havsvatten utan några snabba okontrollerbara överföringsvägar till människan.

Järnvägstransporter och landsvägstransporter är sannolikt jämförbara ur risksynpunkt med hänsyn till de speciella försiktighetsåtgärder som vidtas. Landsvägstransporter har en större olyckssannolikhet, även om det kan vara lättare att bevaka landsvägs- än järnvägstransporter. Haverier-

nas möjliga omfattning i dessa två fall beror troligen mest på transportbehållare och det transporterade ämnets art och inte på transportsättet.

I flera länder bland annat Förenta Staterna och Västtyskland planerar man att så långt möjligt undvika transporter på landsväg av använt kärnbränsle. I Sovjetunionen fraktas det för närvarande på järnväg. Fordon och laster är mycket tunga, vilket medför höga krav på vägnät och broar.

Huvudparten av det låg- och medelaktiva avfallet lagras i dag i anslutning till den verksamhet där avfallet uppstår. Man kan emellertid anta att avfallet i framtiden i stor utsträckning kommer att sändas till en central lagringsplats. I så fall ökar antalet transporter vilket även inverkar på riskbilden. För närvarande transporteras huvuddelen av avfallet i fast form. Till en framtida central anläggning kan emellertid transporter av såväl flytande som halvflytande avfall bli aktuella.

Främst trafikolyckor eller brand kan leda till att aktivitet sprids under transport. Huvuddelen av utspridd aktivitet kan i de flesta fall saneras på en olycksplats. Lättlösliga ämnen som cesium och tritium kan dock under ogynnsamma omständigheter sprida sig med vatten.

Antalet transporter av radioaktivt material har hittills varit ringa i Sverige. IAEA har utarbetat riktlinjer för sådana transporter. Riktlinjerna tar hänsyn till ämne och transportsätt. Därigenom erhålls betryggande säkerhet för att haverier endast i mycket begränsad omfattning kan påverka omgivningen. Utgångspunkten är att transporter sker på sådant sätt att en viss beräknad risk inte överskrids vid en enstaka transport. Denna är jämförlig med risken för exempelvis transport av radioaktiva isotoper till sjukhus, en verksamhet som är av förhållandevis stor omfattning. Eftersom IAEA beräknar risken för en enstaka transport blir den totala risken beroende av det totala antalet transporter. Med de speciella anpassningar till olika transportsätt som tillkommit genom internationella transportorganisationer gäller rekommendationerna numera för alla transporter av radioaktivt material til lands, till sjöss och i luften. IAEA:s riktlinjer bildar grundvalen för de bestämmelser som utfärdats av svenska myndigheter.

Endast typ-provade och godkända behållare får användas vid transport av använt kärnbränsle. För ett godkännande krävs bl. a. att behållaren, utan att skärmningsförmågan väsentligt påverkas eller att det radioaktiva innehållet sprids utanför behållaren, motstår

- fritt fall på 9 meter mot en oeftergivlig yta
- fritt fall på 1 meter mot änden av en 15 cm tjock vertikal stålstång
- brand under 30 min vid 800°C samt
- nedsänkning i vatten till 15 meters djup

De höga säkerhetskraven vid konstruktion och tillverkning av behållarna och en skärpt kontroll vid transporter av radioaktiva material har medverkat till att olyckstillbuden vid sådana transporter kunnat hållas väsentligt lägre än för transporter av vanligt gods.

Under de senaste 25 åren har i Förenta Staterna transporterats mer än 3 600 behållare med använt kärnbränsle. Inte i något fall har det

radioaktiva innehållet vid dessa transporter gett upphov till personskador. Endast lokal kontamination runt olycksplatsen har inträffat i några enstaka fall. År 1971 rapporterades i Förenta Staterna 2 255 olyckor vid transporter av farligt gods. Av dessa avsåg 10 st transporter med radioaktivt material varav 3 st orsakade att radioaktivt material spreds utanför behållarna.

Skadans omfattning vid en olycka i samband med transport av radioaktivt material är starkt beroende av materialets sammansättning och fysikaliska form, den andel som frigörs till omgivningen och i vilken utsträckning transportbehållaren skadas och skärmningseffekten går förlorad. Skadebilden påverkas dessutom av sådana faktorer som den meteorologiska situationen och befolkningsförhållandena vid olycksplatsen.

Vid transport av använt bränsle är risken för att bränsleelementen skall friläggas vid en transportolycka ytterligt liten på grund av de säkerhetsregler som tillämpas. Vid en sådan olycka förblir transportbehållarna intakta även vid relativt svåra olyckor.

Vid sjötransport skulle en behållare kunna hamna i vattnet vid lastning eller lossning vid kaj. Emballaget skall i de flesta fall klara sådana missöden utan att skadas. Eftersom emballage och bränslestavar korroderar mycket långsamt står en lång bärgningstid till förfogande. Om bränslet vid en förlisning eller annan olycka av något skäl ej kan bärgas löses det upp över en period av många år varvid de radioaktiva produkterna långsamt kan spridas i omgivningen. Innehållet av strontium-90, som är en av de riskdominerande nukliderna i bränslet, kan därför bli avgörande för skadans omfattning och för behovet av motåtgärder.

Högaktivt fast avfall från upparbetningsanläggningar förutses komma att fraktas i samma typ av behållare som använt kärnbränsle. Riskerna i samband med sådana transporter är mindre än vid transporter av använt kärnbränsle, eftersom huvuddelen av de flyktiga klyvningsprodukterna är borta. Aktiviteten hos klyvningsprodukterna i avfallet domineras av strontium-90 och cesium-137. Närvaron av dessa nuklider kan emellertid leda till att omfattande saneringsåtgärder måste vidtas, om en väsentlig del av aktiviteten skulle frigöras vid en olycka.

På grund av risken för kriticitet transporteras plutonium i begränsade mängder och under stränga säkerhetsbestämmelser. Inte minst måste eventuella risker för stöld av transportbehållare med plutonium beaktas. Riskerna för omgivningen i samband med dessa transporter har i amerikanska utredningar bedömts som mycket små.

11.5 Sabotage, stöld, terror

I det föregående har redogörelser lämnats främst för de åtgärder som krävs vid konstruktion och drift av olika anläggningar som innehåller radioaktivt material för att anläggningarna skall vara säkra ur strålrisksynpunkt. Frågor om skydd mot sabotage, stöld och terror har endast kortfattat berörts. Utredningen har emellertid låtit utföra en mera

ingående och allmän studie av detta problemkomplex bl. a. med hjälp av rikspolisstyrelsen. Statens kärnkraftinspektion har att tillse att det fysiska skyddet vid befintliga kärnkraftanläggningar är tillfredsställande.

I debatten kring kärnkraften och dess fredliga utnyttjande har riskerna för radioaktiva utsläpp ofta uppmärksammats. Det är framför allt riskerna på grund av olyckshändelser, materialfel eller bristande kunskap och förutseende hos konstruktörer och driftpersonal vid olika kärnkraftanläggningar, som hittills debatterats. Under senare tid har man emellertid i allt större utsträckning börjat diskutera möjligheterna till och riskerna för avsiktliga åtgärder i syfte att åstadkomma radioaktiva utsläpp eller framkalla hot därom. I detta sammanhang kommer sabotage, stöld och terrorhandlingar i blickpunkten. Dessa risker har i och för sig funnits ända sedan kärnkraften började utnyttjas, men först nu har man funnit anledning att på allvar studera problemen.

För att uppnå en effekt behövs dock att människor är beredda att i illegalt syfte tillgripa sådana våldsamma medel. På denna punkt kan vi idag sägas befinna oss i ett annat läge än för endast några år sedan. Inte minst beror detta på utvecklingen i världen i fråga om användning av terror.

Terrorism i olika former har funnits länge och utnyttjats som påtryckningsmedel för olika ändamål. Den har dock tidigare oftast haft sitt ursprung i nationella företeelser och dess verkningar har sällan berört större geografiska områden. Vårt eget land var länge helt befriat från internationella terrorhandlingar av allvarligare slag.

Terrorismen har emellertid på ett påtagligt sätt spridits internationellt och kan nu förekomma över hela världen. Våldsaktioner som härletts till organisationer såsom Ustasja, Svarta September, Röda Armén och Baader-Meinhof torde vara nog för att illustrera detta. Dessa organisationers agerande kännetecknas ibland av en fullständig hänsynslöshet och förakt för människoliv och andra värden. Svenska exempel på detta utgör mordet på den jugoslaviske ambassadören, kapningen av SAS-planet från Göteborg och ockupationen av den västtyska ambassaden.

Det är svårt att bedöma riskerna för att internationella terrororganisationer skulle vara beredda att utnyttja kärnkraften för sina syften. Sådana handlingar kan dock inte uteslutas. I första hand kan man räkna med dels hot om sprängning, sabotage eller dylikt vid kärnkraftanläggningar för att sprida radioaktivitet, dels tillgrepp av strategiskt klyvbart material i syfte att tillverka bomber.

Politiska ytterlighetsgrupper, i vilkas handlingsprogram våld ingår, kan möjligen förutsättas vara beredda att använda sig av sabotage och terror. Med hänsyn till sådana gruppers ringa antal i vårt land och deras allmänna agerande bedöms dock för närvarande riskerna för att våldsaktioner av denna storleksordning skulle tillgripas som relativt små. Vad man kan räkna med som realistiskt är emellertid att politiska ytterlighetsgrupper såsom förberedelser för eventuellt framtida handlande försöker infiltrera sina anhängare och sympatisörer i anläggningar, som kan utgöra lämpliga sabotage- och terrorobjekt.

Aktionsgrupper av olika slag kan ibland vara av ganska militant natur

och kan antagas under vissa förhållanden använda våld för att nå sina syften. Det är dock högst tveksamt om detta våld under rådande förhållanden skulle kunna tänkas bli av så allvarlig art att det skulle innefatta angrepp mot kärnkraftanläggningar och liknande. För närvarande torde riskerna för angrepp från sådana grupper kunna betraktas som små.

Bland grupper och organisationer bör slutligen även nämnas mer eller mindre lösligt sammanhållna förbrytarligor, som främst av ekonomiska skäl skulle kunna tänkas antingen utnyttja kärnkraften som utpressningshot eller tillgripa klyvbart material för avyttring till intresserad köpare. Mot detta talar dock materialets svårtillgänglighet och besvärligare hanterbarhet i förhållande till många andra medel.

Angrepp från enskilda personer måste bedömas som mindre troliga, även om sådana inte helt kan uteslutas. Framför allt mentalt störda människor, som saknar förmåga att göra realistiska bedömanden, skulle i vissa situationer kunna tänkas göra försök att skada anläggningar eller komma i besittning av klyvbara ämnen. Riskerna för att en ensam person skall lyckas genomföra ett framgångsrikt angrepp är dock i det närmaste obefintliga.

För närvarande är den internationella terrorismen tveklöst den största riskfaktorn vad avser stöld, sabotage och terror. Det är också denna riskfaktor som just nu skulle kunna tänkas styra insatser och anordningar för säkerheten kring hanteringen av klyvbart material. Oavsett hur den aktuella hotbilden ter sig måste emellertid den lämpliga skyddsnivån väljas i förhållande till tänkbara angrepp och angreppsformer. Omsvängningar i hotbilden kan ofta ske snabbt och utan den förvarningstid, som skulle krävas för att i ett nytt läge vidta mera genomgripande åtgärder för att öka skyddet. Därför måste den lägsta godtagbara skyddsnivån bestämmas utifrån erfarenhet och sannolikhetsbedömningar och inte med avseende på den aktuella situationen.

11.5.1 *Sabotage*

Sabotage mot militära eller industriella mål kan ske under krigstillstånd och genomförs då i avsikt att störa och försvaga fienden. Aktioner från denna utgångspunkt kan bedömas vara mycket osannolika under annat än beredskapstillstånd eller i direkt krigsläge. Politiska ytterlighetsriktningar kan också ha valt sabotage som ett medel att störa samhälleliga funktioner. Även utpressningssituationer med hot om sabotage kan förekomma. I dessa fall avses hotet om sabotage utgöra ett påtryckningsmedel för att uppnå speciella syften.

Upplevda oförrätter kan hos enskilda individer utgöra motiv för sabotage mot den egna arbetsplatsen. Om det i dessa fall gäller personer med ingående kunskaper om anläggningen kan stora skador orsakas av även begränsade ingrepp.

Valet av metod och medel för sabotagets genomförande beror på bl. a. resurser och motiv. Erfarenheterna visar att störningar genom sabotage hittills varit relativt ovanliga under fredstid.

Genom i förväg lämpligt vidtagna åtgärder kan risken för sabotage och följderna därav väsentligt begränsas. Sådana åtgärder kan avse såväl anläggningens konstruktiva utformning och lokalisering som rent administrativa insatser. De senare utgörs av olika former av kontroll vid anställning av den egna personalen, begränsat tillträde för utomstående, teknisk och personell bevakning av anläggningen, utarbetande av beredskapsplaner mot sabotageförsök m. m.

Genom en väl vald anläggningsteknisk uppbyggnad med på viktiga punkter skilda dubblerade skyddssystem torde anläggningen kunna utformas på ett sådant sätt att anläggningen inte är attraktiv som sabotagemål.

Risken för avsiktliga störningar av nämnd art mot kärnenergianläggningar kan, lika litet som vid andra typer av industriell verksamhet, helt uteslutas. Liksom vid exempelvis ett kol- eller oljeeldat kondenskraftverk kan ett kärnkraftverk utsättas för sabotage i anslutningsledningar till stamlinjenät eller transformatorstationer. Denna typ av sabotage slår visserligen ut verket som energikälla men ger inga radiologiska risker för omgivningen. Erfarenheter tyder på att sabotagen vanligtvis syftat till att skada anläggningen som sådan eller delar av den och inte haft avsikten att skapa någon risk för omgivningen.

Intet talar för att denna risk skulle vara högre för kärnenergianläggningar med deras omfattande inbyggda säkerhetssystem. Riktlinjer med detaljerade anvisningar för att säkra skyddet av kärnkraftanläggningar har utarbetats såväl i Sverige som i utlandet. Ansvariga instanser följer med uppmärksamhet dessa frågor och vidtar löpande de anpassningar som säkerheten kräver.

Driften av kärntekniska anläggningar regleras i vårt land av våra tillståndsgivande myndigheter. Innan tillstånd för sådan drift erhålls analyseras anläggningens säkerhetsfrågor. Sådana säkerhetsanalyser täcker ett mycket brett spektrum av tänkbara olyckor. För alla dessa eventuella olyckor har säkerhetsåtgärder vidtagits som skall förhindra eller begränsa olyckornas konsekvenser. Konsekvensen av ett sabotage kan alltså inte bli större än av dessa olyckor såvida inte säkerhetsanordningen satts ur spel eller sabotören orsakat en ännu svårare olycka än som förutsetts i säkerhetsanalysen. Studier som utförts beträffande sabotage och dess konsekvenser har bl. a. lett till slutsatsen att sabotage inte skapar några unika förhållanden som ställer krav på nya inslag i säkerhetsanalysen.

11.5.2 *Stöld*

De mest allvarliga momenten med hänsyn till risken för stöld och sabotage har för plutonium bedömts vara bränsleelementtillverkningen samt lagring och transport. Motsvarande för använt bränsle är förvaring vid reaktorn eller i upparbetningsanläggningen och under transport. Stöld av klyvbart material i avsikt att framställa en kärnladdning kan beaktas i säkerhetsanalysen. Ifråga om radioaktivt avfall är lagringen och förekommande transporter mest intressanta.

Vanligen används för bränsleelement i kärnkraftreaktorer av lättvattentyp en anrikning av uran-235 mindre än 5 %. Stöld av oanvända sådana

element kan ha intresse för vapentillverkning endast vid tillgång till anrikningsanläggning. Användning av plutoniumberikade element utgör i detta avseende en ökad risk genom att plutoniet kemiskt kan separeras från uranet och därefter utnyttjas för vapentillverkning. Innan det sålunda erhållna plutoniet kan utnyttjas för vapentillverkning måste det dock först omvandlas till metallisk form. På grund av plutoniets fysikaliska, kemiska och biologiska egenskaper kräver sådana processer extraordinära insatser. Bl. a. måste hela metallhanteringen äga rum i inert atmosfär eller i vakuum.

När bränsleelementen satts in i reaktorn har stöldrisken kraftigt reducerats. Använda element utgör dock genom sitt innehåll av klyvningsprodukter en tänkbar risk. Innehållet av klyvningsprodukter, som gör elementen starkt radioaktiva, försvårar samtidigt deras hantering och medför att sådana element placerade i en förvaringsbassäng inte utgör någon stöldbegärlig vara. Om det vid klyvningsprocessen bildade plutoniet efter upparbetningen separeras från uranet och klyvningsprodukterna uppstår en ny situation med eventuell risk för stöld av klyvbart material. Denna risk innebär betydande säkerhetsproblem och medför att all hantering, lagring och transport av plutoniet måste ske under övervakning och med omfattande administrativ kontroll.

En ökad produktion av plutonium har befarats kunna resultera i en ökad möjlighet för illegal tillverkning av kärnladdningar. Bl. a. svenska studier i hithörande frågor betonar dock svårigheterna för en sådan tillverkning. Man anser en sådan möjlig endast med tillgång till ett stort antal kvalificerade medarbetare som representerar många olika vetenskapliga och tekniska områden. Härvid bör också noteras att det i kärnkraftreaktorerna framställa plutoniet på grund av sin isotopsammansättning är mindre väl lämpat för framställning av kärnladdningar. Även ekonomiska skäl talar för att illegala organisationer skulle välja andra medel att nå sina mål.

En illegal åtkomst av klyvbart material försvåras genom nuvarande bevaknings- och kontrollorganisationer. Det troligaste fallet som i sig självt är mycket osannolikt är att försök till sådan åtkomst sätts in mot en transport av klyvbart material. Det kan därför vara önskvärt att anläggningar för anrikning, upparbetning och bränsleelementtillverkning ges sådan lokalisering att transportbehoven minskas. Dessutom kan stöldbegärligheten minskas genom att det klyvbara materialets koncentration begränsas.

Arbete pågår med utformning av föreskrifter för skydd av klyvbart material under bl. a. transporter. Reglerna kommer i första hand att utformas som skydd mot stöld men kan med tillägg gälla även som skydd mot sabotage och terrorhandlingar.

Föreskrifterna kommer troligen att utformas efter principerna att transportfordonets personal skall stå i ständig radiokontakt med polisen via en speciell larmkanal. Viktigare transporter skall dessutom ske under direkt polisövervakning. Vidare skall det klyvbara materialet förvaras i specialbyggda behållare av stålplåt eller liknande som ger ett sådant inbrottsskydd att larmad polis hinner fram till platsen innan angreppet

hunnit fullbordas.

Genom internationell överenskommelse har inom IAEA byggts upp ett system för kontroll av klyvbart material. Detta kontrollsystem innehåller bl. a. även periodiska fysiska inventeringar av mängden klyvbart material. Genom denna internationella övervakning avser man att förhindra att klyvbart material kommer på avvägar utan att detta upptäcks.

11.5.3 *Terror*

Den form av terror som vanligtvis framhävs i debatter och andra sammanhang går ut på att någon illegal liga lyckas stjäla tillräcklig mängd plutonium och därav tillverkar en kärnladdning. Helt uteslutet är det ej men för detta krävs en stor och långvarig arbetsinsats med hjälp av högt kvalificerad personal täckande många discipliner. En fungerande kärnladdning är vidare svår att framställa då kraftreaktorplutonium avsevärt avviker från det som används i kärnladdningar.

Det erbjuder dock inga svårigheter att med stulet plutonium i någon lätt spridbar form såsom oxid eller lösning tillsammans med en sprängladdning få ganska stora områden förorenade med plutonium. Detta kan antas medföra avspärrning av stora områden samt mycket besvärlig och långvarig avsökning för att kartlägga spridningen. Saneringen blir utomordentligt svår att utföra fullständigt. Kvarvarande plutonium är under långa tider farligt för inandning. Även om materialet ganska snart blir mindre åtkomligt för människan finns dock en viss risk för den enskilde individen.

Terrorverkan har i det här fallet sin begränsning i att inga omedelbara skador ger sig tillkänna, att det är svårt att få en spridning i lämplig form och att enbart spridningsögonblicket ger de verkligt påtagliga riskerna. Däremot kan man inte bortse från den psykologiska verkan liksom att de mängder plutonium som krävs inte behöver vara särskilt stora.

11.5.4 *Åtgärder, mot stöld, terror och sabotage*

Det svenska kärnkraftprogrammet befinner sig fortfarande i ett ganska tidigt skede. Erfarenheter föreligger ännu inte från effekterna av skydd mot sabotage, stöld och terror.

Det fysiska skyddet synes dock vara tämligen likartat och oberoende av vilken slags anläggning eller vilka objekt, som skall skyddas. Den allmänna kunskapen om och erfarenheten av säkerhetsskydd, som idag finns inom många svenska företag, t. ex. kraftindustrin, och inom rikspolisstyrelsen utgör emellertid en mycket god grund att stå på. Tillsammans med möjligheterna att utnyttja utländska erfarenheter innebär detta att förutsättningarna för att de här aktuella säkerhetsproblemen vid och kring olika slag av kärnkraftanläggningar skall kunna bemästras, måste betecknas som goda.

Ur säkerhetssynpunkt är det mycket viktigt att endast pålitlig personal får tillträde till kärntekniska anläggningar och framför allt anläggningarnas vitala delar. Ett aldrig så effektivt skalskydd runt en anläggning är av föga värde om en presumtiv angripare utan större svårighet kan bereda sig

tillträde genom att ta anställning vid företaget eller på annat sätt får möjlighet att attackera anläggningen inifrån.

Anläggningar, där klyvbart material hanteras, bör om möjligt indelas i olika skyddszoner, avsedda att avgränsa mera vitala delar av anläggningen från andra. Samtidigt skall skyddszonerna tjänstgöra som ett på djupet fungerande skydd mot olovligt inträngande i anläggningen. Antalet skyddszoner samt avgränsningarna däremellan blir beroende av anläggningarnas utformning och betydelse ur säkerhetssynpunkt.

Kärntekniska anläggningar bör byggnadstekniskt utformas så att obehörigt tillträde förhindras eller i varje fall avsevärt försvåras. Därjämte bör krävas att viktiga delar av sådana anläggningar även erhåller skydd mot våldsamma angrepp, t. ex. sprängning eller brand. Inte minst när det gäller byggnadstekniska åtgärder är det av största vikt att säkerhetsfrågorna kommer in på ett så tidigt stadium som möjligt under planeringsskedet.

Systematiska åtgärder har till främsta uppgift att förhindra allvarliga konsekvenser av störningar i processer och liknande. Åtgärderna består i allmänhet av dubblering av viktiga säkerhetssystem och funktioner, så att vid störningar i ett system ett annat automatiskt övertar funktionen. Detta gäller inte minst för säkerställande av tillförseln av kylvatten och elektrisk kraft.

Tekniska bevakningsåtgärder kan till en del komplettera personella bevakningsinsatser, till en del ersätta dessa. Det finns i dagens läge ett mycket stort utbud av bevakningstekniska anordningar och system att tillgå. Det bör särskilt beaktas att alla komponenterna i skyddet ges en likvärdig säkerhetsnivå. De rekommendationer, som lämnats i CDL-rapporten "Åtgärder mot sabotage vid värmekraftanläggningar" torde i tillämpliga delar kunna tillämpas även i andra anläggningar där klyvbart material hanteras.

11.6 Oavsiktligt mänskligt felhandlande

Vid hantering av material eller processer, som är potentiellt farliga för personal och omgivning, är det viktigt att man försäkrar sig mot fel med svåra konsekvenser som kan uppstå genom missbedömningar eller felaktigt handlande från driftpersonalens sida. En viss risk för mänskligt felhandlande finns alltid vid industriella anläggningar. Utredningen har med hänsyn härtill gjort en preliminär genomgång av de processer som hänger samman med hantering av använt kärnbränsle och radioaktivt avfall. Vi har därvid kunnat stödja oss på erfarenheter som kommit fram i samband med drift av kärnkraftreaktorer. Den princip man där följt har varit att i största utsträckning automatisera processer så långt att driftpersonalen inte behöver ingripa vid de tillfällen då fel uppstår. Särskilda anordningar finns för att förhindra felkoppling. Om personalen genom eget ingripande stoppar energiproduktionen i reaktorn träder på nytt automatiska kontrollorgan in som ser till att avstängning sker på ett

sådant sätt att risker undviks.

De processer av huvudsakligen kemisk natur som kommer till användning vid bearbetning av använt kärnbränsle eller radioaktivt avfall sker i allmänhet betydligt långsammare än processerna vid reaktordrift. Man har därför längre tid på sig att fatta beslut om eventuella åtgärder. De åtgärder som måste vidtas av driftpersonal i kontrollrummet är emellertid likartade.

Kemiska explosioner har inträffat vid upparbetning av kärnbränsle. Vid en rätt utförd anläggning är dock konsekvenserna små för personal och omgivning, eftersom huvudparten av processerna sker bakom tjocka betongskydd som också skyddar mot explosion. Man kan vid upparbetning och hantering av aktivt avfall vänta sig en hög grad av automatisering i framtiden, bl. a. beroende på datateknikens snabba framsteg. Särskilt kommer på detta sätt viktiga ömtåliga processer och processteg att kunna skyddas mot felingrepp. Däremot är det knappast troligt att t. ex. driften av en upparbetningsanläggning kan automatiseras i samma utsträckning som driften av en kärnreaktor.

Särskild uppmärksamhet måste ägnas hantering av klyvbart material som skulle kunna ge upphov till oavsiktlig kriticitet om mängder, koncentrationer eller geometrisk form i väsentlig grad skiljer sig från tidigare bestämda regler. De kriticitetsolyckor som inträffat i världen har enligt tillgängliga rapporter i samtliga fall berott på felaktigt handlande från personalens sida. Det bör påpekas att de fall där människor kommit till skada samtliga inträffat i anläggningar för produktion av klyvbart material för militärt bruk, där man för säkerheten i stor utsträckning förlitat sig på administrativ kontroll. För att denna ska bli effektiv krävs en mycket sträng övervakning. Av denna orsak byggs nu anläggningar för civil upparbetning så att kriticitet förhindras genom konstruktiva åtgärder.

11.7 Krigsskydd

För bedömning av krigsskyddsaspekter har utredningen även inhämtat synpunkter från försvarsstaben. Av dessa framgår att det svenska försvaret från sina utgångspunkter ej har motsatt sig den hittills utbyggda och nu planerade kärnkraftutbyggnaden i landet. Genom att en stor del av elproduktionen koncentrerats till ett fåtal platser föreligger emellertid risk för att en angripare kommer att bekämpa kärnkraftverken. Motiven för en sådan bekämpning är främst antingen att störa eller slå ut elproduktionen. I viss utsträckning kan det även vara fråga om att sprida radioaktivitet. Med en lämplig lokalisering av anläggningen jämte vissa skydds- och beredskapsåtgärder bedöms dock effekten bli låg då spridningen endast torde omfatta en förhållandevis begränsad yta.

Det är således inte sannolikt att en angripande medvetet bekämpar en upparbetningsanläggning. Risk för att en anläggning bekämpas av misstag bl. a. vid krigshandlingar inom det område där anläggningen är lokaliserad föreligger dock alltid. Med hänsyn härtill är det nödvändigt att

dimensionera skyddet och övriga åtgärder efter angriparens möjligheter till bekämpning.

Från försvarssynpunkt är det önskvärt med inlandslokaliseringar av såväl kärnkraftverk som kärnkraftanknutna verksamheter. Om dessa av olika skäl förläggs vid kusten bör emellertid operativt känsliga områden undvikas. Det kan ibland vara nödvändigt att bergförlägga vissa verksamheter för att få erforderligt skydd mot krigshandlingar.

I en krigssituation föreligger risk för att transporter av klyvbart material utsätts för bekämpning varför sådana transporter bör inställas. Den förvarningstid som kan komma att ges före ett krigsutbrott bör utnyttjas så långt möjligt för att minska riskmomenten i hanteringen av använt kärnbränsle.

Vissa åtgärder av skyddskaraktär bör forceras så att de om möjligt är genomförda före krigsutbrott. Så bör exempelvis kärnkraftverkens förvaringsbassänger tömmas där detta är möjligt och bränsleelementen överföras till ur krigssynpunkt säkra lagringsbassänger. För detta behövs en stor transportorganisation med överkapacitet av transportflaskor. En avställning av anläggningarna ovan jord och tömning på produkter bör också kunna genomföras. Riskerna i krigstid vid transport av fast högaktivt avfall och plutonium bedöms vara jämförbara med riskerna vid transport av använt bränsle och bör således inte heller utföras.

Möjligheterna att minska haverikonsekvenserna i krig genom lämpliga civilförsvarsåtgärder bedöms av civilförsvarsstyrelsen som relativt goda. Civilförsvarets skyddsrum bör kunna utgöra tyngdpunkten i ett system av lämpliga åtgärder såsom information, alarmering, indikering, skydd och evakuering m. m.

11.8 Riskanalys

Riskanalys är en metod att utvärdera säkerheten hos system genom att kvantitativt ange konsekvenserna av haverifall med frigörelse av radioaktivt material samt sannolikheten för deras inträffande. Med riskbörda avses kombinationen, ofta produkten, av konsekvensens storlek och sannolikheten för denna konsekvens. Ett helt spektrum av tänkbara haverier, deras sannolikheter och konsekvenser behöver normalt analyseras för att en tillräckligt nyanserad bild skall erhållas av verksamheten ifråga.

Mer specifikt kan riskanalysen syfta till att skapa underlag för jämförelse mellan olika tekniska alternativ, inom ett begränsat system eller mellan olika system. Vidare kan man tänka sig jämförelse mellan specifika risker och de kostnader som en eliminering av dessa risker innebär. Kunskaper om risknivån i ett system ger dessutom underlag för jämförelse med andra risker eller med nyttan av verksamheten ifråga.

I den svenska närförläggningsutredningen och i den amerikanska s. k. Rasmussenstudien, som båda, men med olika inriktning, analyserat risker för omgivningen vid drift av kärnkraftverk, har man kvantifierat dessa och jämfört dem med andra typer av risker. Behandlingen av använt

bränsle och avfallshanteringen har dock ännu inte blivit föremål för lika ingående och fullständiga analyser.

Det specifika problemet för avfallsbehandlingen anges i en tysk rapport vara risken för spridning av starkt giftiga radioaktiva ämnen på lång sikt efter slutlig förvaring. En motsvarande långtidsaspekt finns även för vissa förbränningsgaser från olja, gas och kol. Speciell uppmärksamhet måste ägnas åt frågan om hur man skall bedöma olika behandlingsalternativ särskilt för slutförvaringen, med hänsyn till riskerna i ett korttidsperspektiv i förhållande till de långsiktiga riskerna.

USAEC redovisade säkerhets- och riskfrågorna över olika behandlingsalternativ i ett arbete från 1974.

De olika processerna i bränslets kretslopp och däri ingående behandlingssteg torde ha helt olika risknivåer för omgivningen och det är riskanalysens uppgift att identifiera de riskabla momenten. Några av de faktorer som påverkar konsekvensbilden är mängden av radioaktivt material som sprids vid haveriet, haveriförloppet, det radioaktiva materialets spridningsegenskaper och radiologiska giftighet aktuella exponeringsvägar, meteorologiska och andra spridningsförhållanden samt storleken av den berörda befolkningsgruppen och dess fördelning. På haverisannolikheten inverkar bl. a. konstruktion, material- och montagekvalité samt kontroll- och säkerhetsanordningar.

Riskanalysarbeten pågår utomlands och i viss utsträckning även i Sverige. Bland annat har SKBF nyligen låtit utföra en riskstudie. Tekniken befinner sig ännu i ett inledningsskede.

12 Forskning och utveckling

I de enskilda kärnkraftländerna och inom internationella samarbetsorganisationer på kärnenergiområdet har en markant ökning skett de senaste åren av insatser för forskning, utveckling och demonstration av en tillfredsställande hantering och förvaring av använt bränsle och radioaktivt avfall. Bakgrunden är dels ökade krav på faktiska erfarenheter av att den totala hanteringen av använt bränsle och avfall har en godtagbar säkerhet, dels den avsevärt ökade andel av de totala kostnaderna i kärnbränslets kretslopp som nu representeras av kretsloppets slutsteg, från upparbetning av bränsle till slutförvaring av avfallet.

12.1 Nationella insatser i vissa länder

12.1.1 *Förenta Staterna*

I Förenta Staterna har energiforskningsorganet ERDA utarbetat en plan över forskning, utveckling och demonstration för hela energiområdet. Planen presenterades för kongressen den 30 juni 1975. För radioaktivt avfall är den övergripande målsättningen att

- utveckla teknologin för avfallshantering så att kraven på skydd av miljön och människan uppfylls
- uppföra och driva anläggningar för lagring och slutförvaring av det radioaktiva avfall som staten har ansvar för
- utveckla system och teknologi för transport av material för kärnbränsle och radioaktivt avfall på ett säkert, ekonomiskt och ur miljösynpunkt godtagbart sätt

Planen omfattar även insatser för utveckling av metoder för nedläggning av radioaktivt förorenade anläggningar och utökad kontroll av lakrester från uranutvinning. Som stöd till industrins verksamhet ingår insatser för att förbättra tekniken att upparbeta använt bränsle och återföra uran och plutonium i reaktorer. ERDA överväger dessutom att i samarbete med industrin demonstrera i industriell skala upparbetning av oxidbränsle samt behandling och lagring av avfall och plutonium. På uppdrag av kongressen har dess kontor för teknologivärdering (Office of Technology Assessment, OTA) gjort en kritisk analys av ERDA:s förslag. OTA finner beträffande kärnbränslets kretslopp att, efter uranförsörj-

ningen, är slutförvaring av avfall det led som kräver störst uppmärksamhet. Slutförvaring i bergsalt bedöms tekniskt genomförbar, men OTA anser omedelbara insatser nödvändiga för att lösa återstående frågor och för att demonstrera metodens användbarhet.

En studie över olika tekniska möjligheter att behandla och slutförvara högaktivt avfall utgavs av AEC i maj 1974. En ny omfattande studie över tekniska alternativ för behandling och förvaring av radioaktivt avfall redovisades av ERDA för kongressen under våren 1976.

I september 1974 rapporterade AEC en studie om den totala miljöpåverkan som kunde förutses från hantering av högaktivt och transuraninnehållande avfall. Den närmaste uppgiften angavs där vara att bygga en anläggning för tillfällig förvaring av avfallet för att längre fram bygga anläggningar för avfallets slutförvaring i geologiska bildningar. En ny utgåva av denna rapport förväntas under 1976, där hänsyn tas till bl. a. effekter av fördröjningen i utbyggnad av kärnkraft i USA. Målsättningen är nu att bygga flera anläggningar för slutförvaring i berggrunden och att under 1980-talet driva en försöks anläggning för slutförvaring i bergsalt.

Under 1974 utgav AEC även en studie över miljöpåverkan vid återanvändning av plutonium i oxidbränsle för lättvattenreaktorer. Efter kompletterande studier över säkerhetskontrollen av plutonium och annat klyvbart material planerar NRC att höra berörda parter under 1976. Detta skulle kunna leda fram till ett grundläggande beslut under 1977 att inleda prövning av ansökningar från industrin i USA att tillverka och använda plutoniumberikat oxidbränsle för lättvattenreaktorer i industriell skala.

Omfattande tekniska, experimentella och utredande insatser görs på uppdrag av ERDA vid nationella forskningslaboratorier, universitet och privata företag. För högaktivt avfall omfattar insatserna bl. a. överföring av flytande avfall i fast form och förvaring av avfallet. I dessa arbeten ingår att studera

- processer
- utrustning, bl. a. en ny stor kalcineringsanläggning
- hanteringssystem
- långtidsstabilitet hos avfall som glas och keramik
- utformning och prov av behållare
- säkerhetsanalys
- kontrollerad förvaring i anläggningar ovan jord
- försöksanläggning för slutlig förvaring i bergsalt i New Mexico
- studie av olika bergarters lämplighet för slutlig förvaring, såsom granit, basalt och olika sedimentära bergarter

Havsdumpning av radioaktivt avfall är inte tillåten i USA, men teoretiska studier har nu påbörjats av möjligheten att förvara avfallet under havsbotten. I första hand utvärderas säkerhet och tekniska möjligheter. Praktiska försök förutses kunna påbörjas år 1978 med en försöksanläggning i drift omkring år 2000.

För att diskutera nuläget och det planerade programmet på avfalls-

området har ett antal konferenser planerats. I juli 1976 ägnas sålunda en veckolång konferens, arrangerad av ERDA och Oak Ridge National Laboratory, åt teknologin för behandling och förvaring av radioaktivt avfall. Under hösten 1976 anordnas av olika regeringsorgan, bl. a. the Council of Environmental Quality, en konferens om samhälleliga och ekonomiska aspekter på radioaktivt avfall. Bägge dessa konferenser är öppna för allmänheten.

12.1.2 *Sovjetunionen*

Från Sovjetunionen har pågående insatser på avfallsområdet redovisats vid internationella konferenser och symposier. Av materialet framgår att man utvecklar samma metoder och principer för behandling och förvaring av radioaktivt avfall och för upparbetning som i USA och Västeuropa. Aka-utredningens studieresa i SSSR i november 1975 har bekräftat detta intryck. Bl. a. visades då arbeten för koncentrering och ingjutning av låg- och medelaktivt avfall i asfalt och betong samt utvecklingsarbeten för ingjutning av högaktivt avfall i glas. Vid ett IAEA-symposium i mars 1976 redovisades bl. a. studier av olika glaskvaliteters lämplighet för ingjutning av högaktivt avfall, resultat från drift av en inaktiv försöksanläggning för förglasning av avfall och studier för utformning av en aktiv anläggning. I SSSR pågår också sedan 1964 försök att pumpa ned flytande medelaktivt avfall i berg på stora djup. Teoretiska studier över slutförvaring av även högaktivt avfall med denna metod efter 10 års kontrollerad lagring av avfallet i tankar har också utförts.

12.1.3 *Frankrike*

I Frankrike omfattar programmet vid utvecklingsorganet CEA bl. a.

- metoder för avskiljning av aktinider från högaktivt avfall och från annat alfaaktivt avfall
- omvandling av långlivade nuklider i avfallet genom bestrålning med neutroner
- förbättrade metoder för förglasning av högaktivt avfall
- långtidsstabilitet hos förglasat högaktivt avfall

Ministeriet för industri och forskning leder undersökningar som omfattar

- geologiska bildningar som barriärer vid förvaring av radioaktivt avfall
- seismiska undersökningar och provborrning vid La Hague för undersökning av möjligheten att där slutförvara högaktivt avfall i granit

Vid CEA och inom industrin görs samtidigt insatser för utveckling av upparbetningstekniken för oxidbränsle, bl. a. avseende avgasrening och utrustning för själva upparbetningsprocessen.

12.1.4 *Storbritannien*

I Storbritannien planeras en utbyggnad av kapaciteten för upparbetning i Windscaleanläggningen. I anslutning till denna studeras

- lagring av använt bränsle och högaktivt avfall
- avskiljning och förvaring av krypton-85, jod-129 och tritium
- behandling och slutförvaring av plutoniuminnehållande avfall

Den tidigare studerade processen för ingjutning av högaktivt avfall i glas utvecklas nu till en rutinmetod. Man studerar också nya glassorter, som möjliggör att lägre temperaturer och enklare utrustning kan användas i förglasningsprocessen. Enligt planen tas en aktiv försöksanläggning i drift 1977 och en större demonstrationsanläggning beräknas vara i full drift 1986.

Studier av möjligheten att i Storbritannien slutförvara högaktivt avfall i berggrunden har påbörjats. Slutförvaring på eller under havsbottnen har diskuterats som en lämplig uppgift för internationellt samarbete. Insatser för metoder att rengöra och lägga ned radioaktivt förorenade anläggningar har även planerats.

12.1.5 *Västtyskland*

I Västtyskland pågår utvecklingsinsatser för avfallshantering bl. a. i anslutning till planeringen för den upparbetningsanläggning som avses bli driftsklar 1985 med en kapacitet av 1 500 ton per år. Insatserna omfattar

- utformning av en anläggning för lagring av flytande och fast högaktivt avfall
- ingjutning av högaktivt avfall i borsilikatglas med olika processer
- ingjutning av högaktivt avfall i fosfatglas och inkapsling av glaset i metallmatris
- behandling av kapslingsavfall
- avskiljning av flyktiga och gasformiga klyvningsprodukter ur avgasen vid upparbetning (ädelgaser, jod, tritium)
- behandling av alfaaktivt avfall

Grundläggande forskning pågår dessutom över nya glastyper lämpliga för ingjutning av högaktivt avfall. Andra insatser avser förbättrade metoder att rengöra radioaktivt förorenad utrustning i kärntekniska anläggningar samt transport och förvaring av utbytta reaktordelar. Ingjutning av avfall i asfalt har sedan flera år utförts vid Karlsruhes kärntekniska forskningscentrum. Studier av säkerheten för denna teknik görs bl. a. i samarbete med Eurochemic.

Vid den nedlagda saltgruvan i Asse utprovas förbättrade metoder att slutförvara lågaktivt avfall i bergsalt. En teknik utvecklas där även för att i bergsalt slutförvara medel- och högaktivt avfall. En första experimentell anläggning i Asse för slutförvaring av högaktivt avfall planeras nu vara färdig 1984.

Upparbetningsanläggningen planerar man att förlägga över en mäktig bergsaltformation för att utan marktransporter kunna direkt slutförvara

låg- och medelaktivt avfall från upparbetningen direkt i bergsaltet på lämpligt djup under markytan. Förläggning av anläggningen för slutförvaring av högaktivt avfall i bergsalt gör man dock oberoende av läget för upparbetningsanläggningen. Planen är att kunna slutförvara förglasat högaktivt avfall med ett minimum av mellanlagring i marknivå.

12.1.6 *Japan*

I Japan görs insatser på avfallsområdet till stor del i anslutning till utveckling av kapacitet för upparbetning. Insatserna omfattar bl. a. glasingjutning av högaktivt avfall, avskiljning av aktinider ur avfallet, rening av gaser från upparbetning, lagringsteknik för avfall och teknik för rengöring och nedläggning av kärntekniska anläggningar. Man planerar att under 1977 påbörja experimentell havsdumpning av lågaktivt avfall på 6 000 m djup i Stilla Havet.

12.1.7 *Kanada*

I Kanada planeras för en central förvaringsanläggning för använt bränsle och insatser görs för att slutförvara högaktivt avfall i berggrunden. Kanadensiska förekomster av bergsalt kartläggs och utvärderas medan man gör mer ingående insatser för förvaring i urberg. Kanada genomför nu ett omfattande program om slutförvaring av högaktivt, fast avfall i urberg. Från amerikansk sida avser man därför att endast göra mindre egna insatser på detta område. Arbetet med urbergarter i Kanada överensstämmer i sina huvuddrag med motsvarande svenska och man har från kanadensisk sida visat ett stort intresse för de arbeten med gnejs i Sverige som utredningen inlett genom SGU.

Simulering av värmeeffekter i granit med elektriska värmekällor planeras, strålningseffekter på mineral och bergarter har studerats översiktligt, och anläggningstekniska frågor utreds av en gruvkonsult. Kanada ligger långt framme i mätteknik och teori rörande grundvattenrörelser.

I Kanada framställdes glasblock med högaktivt avfall redan 1960. Ett antal glasblock placerades då i marken och utlakningen har fortlöpande observerats. Enligt en redovisning i mars 1976 har utlakningen av strontium-90 minskat väsentligt sedan 1960. Försöket har gett värdefulla data för spridningen av strontium-90 för det fall att behållarmaterialet genomträngts av grundvatten.

Den centrala anläggningen för bränsle planeras stå färdig 1985. Man planerar f. n. ej för upparbetning men håller möjligheten öppen att upparbeta i framtiden.

Slutförvaring av högaktivt avfall i berggrunden planeras nu ske i försöksskala 1987–88.

12.2 Internationellt arbete

12.2.1 *ICRP (International Commission on Radiological Protection)*

ICRP har i sina publikationer lagt grunden för de strålskyddsnormer som används i alla länder och därmed också för avfallsbehandlingen. Avfallshantering behandlas särskilt i publikation nr 5, som för närvarande omarbetas.

12.2.2 *UNSCEAR (United Nations' Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation)*

UNSCEAR sammanställer och värderar aktuell information inom hela strålskyddsområdet. Kommittén har därvid ägnat särskild uppmärksamhet åt omgivningspåverkan från kärnvapenexplosioner.

12.2.3 *IAEA (International Atomic Energy Agency)*

FN:s internationella atomenergiorgan IAEA redovisar sitt arbete bl. a. i rapporter från symposier, i tekniska rapporter och som rekommendationer. Förberedande arbete inom IAEA sker ofta i rådgivande kommittéer eller expertgrupper. Avsikten med denna del av IAEA:s arbete är bl. a. att kartlägga strålningsnivåer och effekter av kärnenergianvändning samt att ge rekommendationer som kan tjäna som utgångspunkt för nationella regler. Enligt Londonkonventionen från 1972 om havsdumpning skall IAEA ange vilka typer av aktivt avfall som inte får dumpas samt utforma krav på aktivt avfall som får dumpas i havet.

IAEA studerar frågorna kring nergrävning av radioaktivt avfall i mark. Man undersöker vidare möjligheterna att upprätta dels internationella lagringsplatser för högaktivt avfall och alfaaktivt avfall dels regionala kärnbränslecentra för begränsning av antalet upparbetningsanläggningar i världen. Som ett resultat av ett par expertmöten utarbetas för närvarande riktlinjer för behandling och förvaring av låg- och medelaktivt avfall.

Sedan 1959 har internationellt samarbete bedrivits i IAEA:s regi för att utforma rekommendationer till medlemsländerna om krav på utformning av emballage och på transport av radioaktivt material. Dessa transportregler gavs ut 1961 i IAEA:s Safety Series nr 6. Sedan dess har denna rekommendation omarbetats tre gånger, senast 1973.

IAEA:s transportregler har accepterats av alla medlemsstater och av internationella organisationer, som genomför transporter. I nationella transportbestämmelser för farligt gods bildar IAEA:s regler grundstommen. Särskilda internationella regler finns för järnvägstransporter, flygtransporter, sjötransporter och vägtransporter.

12.2.4 *OECD:s kärnenergiorgan Nuclear Energy Agency (NEA)*

NEA har sedan länge lagt ned betydande insatser på avfallsområdet. Den dumpning av lågaktivt radioaktivt avfall till havs som vissa medlemsländer

utför sker i NEA:s regi. Detta innebär att organisationen övervakar att internationella konventioner följs i detta arbete. Tillfälliga kommittéer bearbetar avfallsfrågorna. Resultatet av kommittéernas arbete publiceras i form av rapporter, t. ex. 1971 års rapport om den praktiska hanteringen av radioaktivt avfall i Västeuropa. Denna rapport omarbetas för närvarande.

Under hösten 1975 inrättade NEA enligt en överenskommelse med det internationella energiorganet, International Energy Agency (IEA), en särskild kommitté för avfallsfrågor (Radioactive Waste Management Committee). Arbetet på avfallsområdet inom NEA kommer härigenom att ges större vikt än tidigare. Särskilda undergrupper inrättas för studier av långtidsförvaring av radioaktivt avfall i olika geologiska bildningar och av behandling och förvaring av radioaktivt avfall. Kommittén ser som en av sina viktigaste uppgifter att få till stånd ökat samarbete på avfallsområdet mellan olika länder och stöder bl. a. ett särskilt avfallsprogram vid Eurochemic.

12.2.5 *EG (Europeiska Gemenskapen) Euratom*

EG:s miljövårdsprogram från 1973 innehåller ett beslut om ett femårsprogram inom området radioaktivt avfall. Man avser att kartlägga bl. a. administrativa, juridiska och ekonomiska problem vid lagring av radioaktivt avfall.

I EG:s forskningscentrum i Ispra i Italien pågår ett avfallsprojekt som bland annat omfattar behandling av transuraner i avfall. Vidare ingår forskning om effekter vid långtidsförvaring av radioaktiva ämnen i glas.

Samarbetet inom EG för transport av radioaktivt material är begränsat men man försöker göra tillståndsreglerna för transporter i medlemsländerna så enhetliga som möjligt. Man analyserar de särskilda problem som är förknippade med transport av radioaktivt material.

12.2.6 *COMECON*

Inom de östeuropeiska ländernas ekonomiska organ COMECON leds det kärntekniska samarbetet av en permanent kommission för fredlig användning av kärnenergi. År 1971 tillsatte kommissionen ett samordnande vetenskapligt och tekniskt råd för områdena upparbetning av bränsle, hantering och förvaring av radioaktivt avfall samt rengöring av radioaktivt förorenad utrustning. Programmet för perioden 1971–75 omfattade bl. a. asfaltingjutning av avfall, förvaring av flytande och gasformigt avfall i djupa geologiska bildningar och av fast avfall i bergsalt och i ytsediment samt studier av spridning av radioaktiva ämnen kring kärntekniska anläggningar. I det nu påbörjade programmet för perioden 1976–80 ingår insatser för

– behandling av låg- och medelaktivt avfall, bl. a. genom omvänd osmos för att minska volymen

– metoder och utrustning för upparbetning av bränsle samt solidifiering och förvaring av högaktivt och annat avfall
– slutförvaring av alla typer av avfall i geologiska bildningar
– metoder för rening av radioaktiva gaser

Insatserna redovisas och diskuteras vid återkommande konferenser. Den fjärde konferensen äger rum under 1976 för diskussion av den sista 5-årsperiodens resultat. Det samordnande rådet höll i april 1976 sitt nionde möte för diskussion av möjligheterna att bygga en gemensam upparbetningsanläggning för använt bränsle från lättvattenreaktorer.

12.2.7 *Foratom*

Organisationen är ett samarbetsorgan för kärnkraftindustrin i Västeuropa. Den redovisar sina synpunkter i särskilda rapporter. Under 1975 utkom en rapport om behandling av avfall. Rapporten framhåller att så länge specificerade krav för avfallets slutliga förvaring saknas är det svårt att välja effektiva metoder för behandling av avfallet vid kärnkraftverken.

12.2.8 *Unipede*

Unipede är en europeisk sammanslutning av elproducenter och eldistributörer. Inom denna organisation har år 1974 utsetts en arbetsgrupp för radioaktivt avfall. Gruppen skall bearbeta kraftindustrins synpunkter och försöka få fram lämpliga system för avfallsbehandlingen. Som ett första steg kartläggs nu kraftverkens organisation för hantering av aktivt avfall, avfallsmängder samt erfarenheter med olika behandlingsmetoder.

12.2.9 *ISO (International Organization for Standardization)*

Inom ISO:s tekniska kommitté för kärnenergi har bildats arbetsgrupper bl. a. för vissa standardiseringsfrågor inom områdena transport av kärnbränsle, upparbetning av kärnbränsle samt hantering av radioaktivt avfall. Inom den sistnämnda arbetsgruppen inriktas arbetet på standardisering av mätmetoder för karakterisering av fast radioaktivt avfall.

12.3 Insatser i Sverige

Under 1972 fördes överläggningar mellan företrädare för industridepartementet, AB Atomenergi och kraftproducenterna om ett särskilt FoU-program för åren 1973-1976. Dessa resulterade i ett avtal mellan Statens Vattenfallsverk, Oskarshamnsverkets Kraftgrupp AB (OKG) och Sydsvenska Kraft AB om finansiering av ett särskilt utvecklingsprogram. Samtidigt undertecknades ett avtal mellan staten och AB Atomenergi om detta bolags medverkan i det nya programmet. Regeringen godkände avtalen och inrättade i anslutning därtill delegationen för forskning rörande kärnkraftens säkerhets- och miljöfrågor (Kärnsäkforsk) med uppgift att planera och administrera forskningsprogrammet. Delega-

tionens sekretariat var placerat i Studsvik. Enligt direktiven inriktades verksamheten på utvecklingsarbeten för kraftreaktorers, främst lättvattenreaktorers, säkerhet och inverkan på miljön genom radioaktiva utsläpp. Frågor om behandling och förvaring av högaktivt avfall från upparbetning av använt kärnbränsle ingick inte i delegationens verksamhet. Vattenfall, OKG och Sydkraft åtog sig att gemensamt finansiera utvecklingsprojekt under åren 1973 och 1974 inom en kostnadsram av 12 milj. kr. För projekt som påbörjades under 1975 ställdes ytterligare 8 milj. kr. till delegationens förfogande.

För utvecklingsarbeten om låg- och medelaktivt avfall beviljade Kärnsäkforsk cirka 1 miljon kronor. Projekten har i huvudsak berört frågor kring reaktordrift såsom hantering av halvflytande avfall och omhändertagande av förbrukade härdkomponenter med hög inducerad aktivitet. Andra projekt omfattar bl. a. förbränningsanläggningar, möjlighet att gräva ner radioaktivt avfall i mark samt att utveckla mätteknik för bestämning av aktivitetsinnehåll i fast lågaktivt avfall. En del arbetsuppgifter bearbetas i nordiskt samarbete om hantering av fast reaktoravfall.

Kärnsäkforsk beställde dessutom projekt för 2,5 milj. kr inom det radioekologiska området som avser risker med radioaktivt avfall och plutonium. Projekten utförs vid AB Atomenergi, försvarets forskningsanstalt och lantbrukshögskolan.

Regeringen beslöt den 4 december 1975 att Kärnsäkforsk skulle upphöra med sin verksamhet med utgången av år 1975. Ansvaret för det forsknings- och utvecklingsarbete som delegationen beslutat under tiden 1 januari 1973–31 december 1975 överfördes samtidigt till statens kärnkraftinspektion respektive nämnden för energiproduktionsforskning. Kärnkraftinspektionen övertog därvid ansvaret för den del av programmet som avser bl. a. hantering av radioaktivt avfall, medan nämnden för energiproduktionsforskning övertog ansvaret för insatser som avser kärnkraftverkens inverkan på miljön i avvaktan på den omorganisation som förutsågs komma till stånd vid statens strålskyddsinstitut.

För att ett FoU-program för högaktivt avfall skulle kunna påbörjas utan fördröjning beslöt kraftindustrin att genom sitt gemensamt ägda bolag Svensk Kärnbränsleförsörjning AB (SKBF) finansiera vissa insatser vid AB Atomenergi. Programmet påbörjades den 1 mars 1975 och omfattar studier av metoder för behandling och karakterisering av högaktivt avfall från upparbetning samt riskanalys av olika led vid transport, behandling och förvaring.

AB Atomenergi gör dessutom vissa insatser inom området med ordinarie statsanslag, bl. a. följs verksamheten vid Eurochemic genom placering av personal vid anläggningen. Styrelsen för teknisk utveckling (STU) och statens råd för atomforskning (AFR) finansierar för närvarande forskning på avfallsområdet vid de tekniska högskolorna i Stockholm och Göteborg samt vid Lunds universitet. Insatserna ägnas en utvecklad behandling och inkapsling av det högaktiva avfallet med delvis nya metoder. AFR finansierar dessutom insatser för radiobiologi, radioekologi och strålskydd vid olika forskningsinstitutioner i landet.

Under hösten 1975 uppdrog Aka-utredningen åt AB Atomenergi och Svensk Kärnbränsleförsörjning AB att upprätta ett gemensamt förslag till FoU-program för kärnkraftens radioaktiva avfall.

Förslaget behandlades vid kommitténs sammanträden i september och oktober 1975. En komplettering på det radioekologiska området förutsattes. Programförslaget från AB Atomenergi och SKBF översändes till industriministern jämte en särskild skrivelse från utredningen. I skrivelsen framhölls vikten av att kontinuiteten i pågående utvecklingsarbeten upprätthålls. Utredningen förordade därför att ett ansvarigt programråd eller organ skulle inrättas med uppgift att inrikta och följa upp pågående och ytterligare erforderligt utvecklingsarbete om kärnkraftens radioaktiva avfall. Det föreslagna rådet borde fungera som en tillfällig lösning intill dess ställning har tagits till organisationsformen på lång sikt på grundval av bl. a. Aka-utredningens kommande förslag.

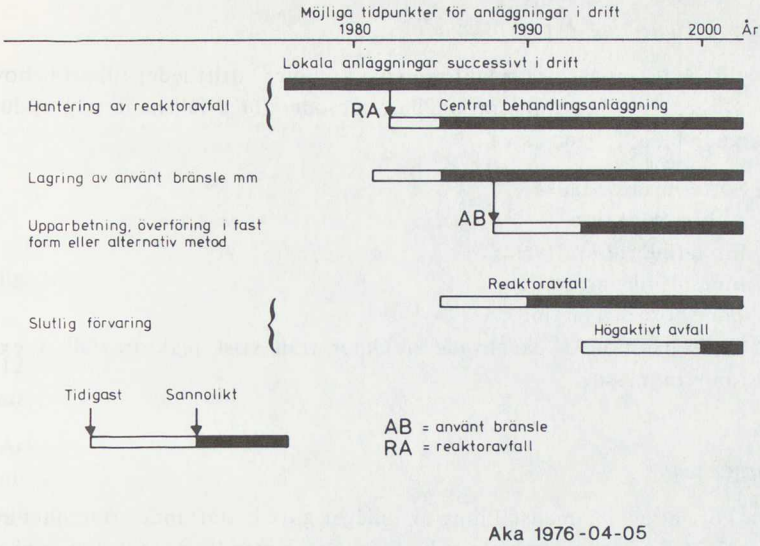
Det föreslagna organet borde vidare stå självständigt gentemot kärnkraftindustrin men arbeta i nära kontakt med denna. Kostnaderna för verksamheten borde bäras av kärnkraftföretagen. Det översända programförslaget ansåg utredningen kunna ligga till grund för organets arbete.

Regeringen tillsatte ett programråd för radioaktivt avfall i november 1975. Regeringens riktlinjer för rådet överensstämmer i huvudsak med Aka-utredningens förslag. Bland annat skall rådet bedriva sitt arbete med utgångspunkt från vårt förslag till program för hantering av reaktoravfall och använt kärnbränsle. Programmet som är nära kopplat till framtida anläggningar indelas i följande fem delprogram.

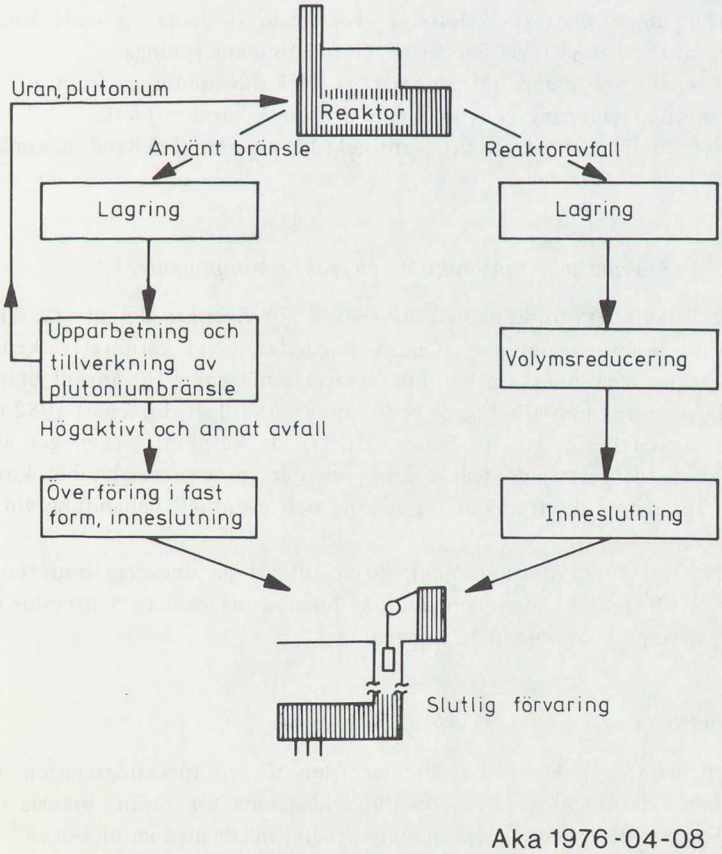
- Hantering av reaktoravfall
- Lagring av använt bränsle och reaktorkomponenter
- Upparbetning och överföring av högaktivt avfall i fast form samt alternativa metoder till upparbetning
- Slutlig förvaring av radioaktivt avfall
- Internationellt samarbete och övriga stödjande uppgifter av FoU-karaktär.

För de tekniska delprogrammen anges tidschema i figur 12.1 och riktlinjer för hantering av använt bränsle och radioaktivt avfall i figur 12.2.

För år 1976 har kärnkraftföretagen beslutat att genom SKBF finansiera en programbudget på upp till 9 milj. kr. För år 1977 förutser SKBF en motsvarande budget på 12 milj. kr. Programrådet har vid sammanträden under första hälften av 1976 lagt ut beställningar efter mer detaljerade förslag för de olika delprogrammen. Insatser kommer att göras från bl. a. kraftföretagen, industrin, Sveriges geologiska undersökning, SKBF och AB Atomenergi. En kort beskrivning av programförslagets olika delar ges i det följande.



Figur 12.1 Förslag till tidsschema för svenskt utvecklingsarbete i fråga om använt kärnbränsle och reaktoravfall



Figur 12.2 Riktlinjer för hantering av använt kärnbränsle och reaktoravfall

12.3.1 *Hantering av reaktoravfall*

Det ökande antalet kraftreaktorer som kommer i drift leder till att behov föreligger att söka finna rationellare metoder för avfallshantering inkluderande bl. a. följande steg.

- Sortering av avfallet
- Volymreduktion
- Förvaring vid kraftverket
- Inneslutning av avfallet
- Transport och lagring
- Ev. separation av långlivade nuklider från visst reaktoravfall, t. ex. jonbytarmassor.

Arbetsplan

En kortfattad sammanställning av nuläget görs beträffande erfarenhet av och kunskap om tillämpade och alternativa behandlings- och förvaringsmetoder för radioaktivt avfall från kärnkraftverk. Behovet av behandlingsenheter med hänsyn till produktionen vid verken, volymreduktion samt krav på transport och slutlig förvaring utreds, varvid en lämpligt avvägd uppdelning av behandlingen mellan lokal och central anläggning eftersträvas. Metoder av intresse studeras ingående både i laboratorieskala och vid halvstora och fullstora anläggningar.

I en första etapp till sommaren 1977 tas underlag fram för en samordnad hantering av avfallet från driften av kärnkraftverk.

I en andra etapp ingår ett förprojekt för en central behandlingsanläggning för reaktoravfall.

12.3.2 *Lagring av använt bränsle och reaktorkomponenter*

För 1980-talet är möjligheterna osäkra för Sveriges del att få sända använt bränsle utomlands. Lagringskapaciteten vid kärnkraftverken är dessutom begränsad. En central förvaringsanläggning för använt bränsle behöver enligt kraftföretagens bedömning vara tillgänglig senast 1982 och ha kapacitet för 10 års behov. Driften av kärnkraftverken ger även upphov till bestrålade reaktorkomponenter, som successivt bör kunna bortföras från kraftverken för lagring och eventuell behandling vid en central anläggning.

Arbetet inom detta projekt syftar till att ge underlag omfattande t. o. m. förprojekt för inlämnande av lokaliseringansökan och beslut om investering för ovannämnda anläggning.

Arbetsplan

Förprojekt- och kostnadsstudie tas fram för en förvaringsstation omfattande mottagnings- och förvaringsanläggning för använt bränsle och för bestrålade reaktorkomponenter. Arbetet inleds med studier över

- transportförutsättningar
- mottagning med rengöring av transportkärl
- behandling av skadat bränsle
- systemlösning för bassänger
- interntransporter, reningskretsar för vatten och luft, kylsystem, säkerhetskontroll.

Förläggningsplats väljs senast våren 1977. En utredning över erforderliga transportutrustning för använt bränsle startas i ett tidigt stadium.

12.3.3 *Upparbetning, överföring av högaktivt avfall i fast form samt alternativa metoder till upparbetning*

Arbetet syftar i ett första skede till att följa den tekniska utvecklingen utomlands och att bygga upp teknisk kunskap inom landet. Av särskild vikt är att skapa förtrogenhet med behandlingsmetoder för högaktivt och andra typer av radioaktivt avfall, bl. a. med hänsyn till solidifiering och inkapsling och villkoren för slutförvaring. Från detta första skede med en måttlig satsning kan ett andra skede inledas år 1978 med förstudie och senare förprojekt för en eventuell framtida svensk upparbetningsanläggning.

Arbetsplan

En betydande internationell teknisk utveckling bedöms ge möjligheter att basera en egen upparbetningsteknik på licensköp från utlandet. Nödvändiga FoU-insatser blir dock även med denna utgångspunkt inte oväsentliga och har som mål att utveckla erforderlig kompetens för upphandling, uppföljning och kontroll under byggnadstid och idrifttagning samt för fortsatt drift av anläggningen.

FoU-arbetet kombineras med förstudier och förprojekt, vilka förutsätts bli genomförda i nära samarbete med västeuropeiska företag. Dessa studier omfattar även behandling av gas- och vätskeformigt avfall från upparbetningsanläggningen.

För solidifiering och inkapsling av det högaktiva avfallet görs insatser som syftar till att karakterisera produkterna och bedöma olika metoders utförbarhet i industriell skala och olika produkters lämplighet med hänsyn till slutlig förvaring. Kontakter med utländska forskningsinstitut och deltagande i internationellt samarbete, bl. a. i ISO och Eurochemic, ger möjligheter till utformning av enhetliga testmetoder och kvalitetskrav. En studie görs även över tekniska förutsättningar för att slutförvara använt bränsle utan upparbetning.

Bränsletillverkning medför nya avfallsfrågor om plutoniumberikat bränsle skall framställas. En sådan tillverkning blir dock knappast aktuell förrän i samband med en svensk upparbetningsanläggning. Redan nu pågår försök i kraftreaktorer med plutoniumberikade bränslestavar liksom forskning över plutoniumåterföring. En svensk fabrik för tillverkning av sådant bränsle ger upphov till ökade volymer av alfaaktivt avfall.

12.3.4 *Slutlig förvaring av radioaktivt avfall*

Syftet är att utveckla teknik för slutförvaring i berg av reaktoravfall, högaktivt avfall och annat långlivat avfall från upparbetning, d. v. s. samtliga typer av avfall, som kan överföras i fast form, samt att demonstrera metodernas användbarhet.

Förprojekt genomförs, som kan ge underlag för beslut under slutet av 70-talet om uppförande av försöksanläggningar, i första hand för reaktoravfall, i andra hand för högaktivt och alfaaktivt avfall.

12.3.5 *Internationellt samarbete och övriga stödjande uppgifter av FoU-karaktär*

Internationellt samarbete

De begränsade insatser som kan åstadkommas av ett mindre land som Sverige gör att kunskap och information till stor del får inhämtas genom kontakter och samarbete med andra länder och internationella organisationer. Många principiella ställningstaganden i Sverige påverkas av förhållanden i andra länder och rekommendationer från internationella organ.

Verksamheten inom bl. a. ICRP, UNSCEAR, IAEA, NEA, Eurochemic, IEA, EG, Foratom, Unipede, ISO, NKA och NAK följs upp och informationer tillgodogörs genom lämpliga kanaler.

Riskanalys och säkerhetskrav

Arbetet syftar till att klarlägga dosbidragen från de olika stegen i olika processkedjor, så att en minimering av total dospåverkan kan ske.

Processkedjorna för hanteringen av avfallet och det använda bränslet från reaktorn fram till slutlig förvaring undersöks med avseende på dosbelastningar vid normal drift och vid haverier. Olika processalternativ jämförs och de som ger lägsta totala risksumman eftersöks. Den detaljerade säkerhetsanalysen av varje anläggning ingår dock i respektive anläggningsprojekt.

12.4 Nordiskt arbete

År 1957 bildade de nordiska regeringarna det nordiska kontaktorganet för atomenergifrågor (NKA). Detta organ har tagit upp vissa frågor med anknytning till radioaktivt avfall. Bl. a. organiserades i maj 1974 i Stockholm ett nordiskt seminarium om låg- och medelaktivt avfall. Vid seminariet var man enig om att sättet för att innesluta reaktoravfall bör väljas bl. a. med hänsyn till hur avfallet slutligt skall förvaras.

Efter detta nordiska seminarium rekommenderade NKA att en nordisk arbetsgrupp skulle bildas med uppgift att ange frågor som kan bearbetas gemensamt.

På NKA:s initiativ tillsattes 1968 en kommitté kallad Nordiska Atom-

koordineringskommittén (NAK) som består av representanter för de nordiska atomenergiinstituten i Kjeller, Otnäs, Risö och Studsvik. NAK:s avfallsgrupp har utarbetat ett treårigt nordiskt avfallsprojekt, som rör hantering av aktivt avfall från kärnkraftverk. I projektet ingår arbeten som pågår eller planeras i de nordiska länderna. Ett samarbetsavtal om att genomföra detta gemensamma projekt undertecknades mellan de nordiska atomenergiinstituten under hösten 1975.

De nordiska strålskyddsinstituten samarbetar också kring gemensamma frågor bl. a. om regler för hantering av radioaktivt avfall. Under 1975 har dessa utarbetat gemensamma riktlinjer ur strålskyddssynpunkt för bl. a. behandling och transporter av avfall.

13 Författningar och myndigheter i Sverige

13.1 Författningar och konventioner

Lagar och bestämmelser som reglerar bränsletillverkning samt byggande och drift av kärnkraftverk i Sverige gäller även för hantering och transport av använt bränsle, plutonium, annat klyvbart material samt radioaktivt avfall.

De viktigaste lagarna är atomenergilagen, strålskyddslagen och arbetarskyddslagen. Miljöskyddslagen och en del av byggnadslagen måste också beaktas. Arbetarskyddslagen och strålskyddslagen utgör grunden för skydd av de anställda i kärnkraftanläggningar. Lagen om skyddsåtgärder vid olyckor i atomanläggningar och atomansvarighetslagen reglerar åtgärder och skadeståndsansvar vid olyckor. Central förvaltningsmyndighet enligt atomenergi- och atomansvarighetslagen är statens kärnkraftinspektion (SKI), enligt strålskyddslagen statens strålskyddsinstitut (SSI) och enligt arbetarskyddslagen arbetarskyddsstyrelsen.

Atomansvarighetslagen trädde i kraft samtidigt med Sveriges ratificering av Pariskonventionen och tilläggskonventionen till denna. Pariskonventionen kommer i framtiden att kompletteras med Brüsselkonventionen för skadeståndsansvar vid sjötransport. Verksamheter inom kärnbränslets kretslopp kommer i Skandinavien dessutom att styras av nordiska miljöskyddskonventionen.

En särskild svensk lag från år 1971 förbjuder dumpning av allt slags avfall på svenskt sjöterritorium. Dumpning får inte heller ske från svenskt fartyg i det fria havet. Avfall som är avsett att dumpas i det fria havet får ej föras ut ur landet.

Enligt Londonkonventionen från 1972 om havsdumpning har IAEA angett vilka typer av aktivt avfall som ej får dumpas samt utformat krav på aktivt avfall som får dumpas i havet.

Sedan 1959 har internationellt samarbete bedrivits inom IAEA för att utforma rekommendationer till medlemsländerna om krav på utformning av emballage och på transport av radioaktivt material.

Särskilda internationella regler finns för järnvägstransporter, flygtransporter, sjötransporter och vägtransporter av radioaktivt material.

Den internationella strålskyddskommissionen, ICRP, har i sina publikationer lagt grunden för de strålskyddsnormer som används i alla länder och därmed också för avfallsbehandlingen. Avfallshantering behandlas särskilt i publikation nr 5 som för närvarande omarbetas.

13.2 Organisation, allmänt

Frågor som rör den allmänna energipolitiken, inklusive kärnkraften, bereds i industridepartementet. Enligt departementsstadgan (1963:214, ändrad senast 1975:1108) handlägger industridepartementet ärenden om bl. a. energiförsörjning. Statens kärnkraftinspektion hör till industridepartementet och handlägger en viktig del av kärnkraftens säkerhetsfrågor. De delar av kärnkraftens säkerhetsfrågor som berör strålskyddet handlägger strålskyddsinstitutet som hör till jordbruksdepartementet.

Arbetarskyddet ligger i arbetarskyddsstyrelsen, som hör till arbetsmarknadsdepartementet. De allmänna miljöskyddsfrågorna utom strålskydd handläggs av koncessionsnämnden för miljöskydd och naturvårdsverket, som lyder under jordbruksdepartementet och frågor som rör markanvändning av planverket, som lyder under bostadsdepartementet. För de frågor som rör internationell kontroll av klyvbart material har utrikesdepartementet en central roll. Även om tyngdpunkten då det gäller kärnkraftens säkerhetsfrågor ligger i industridepartementet svarar således utrikes-, jordbruks-, arbetsmarknads- och bostadsdepartementen också för viktiga områden.

13.3 Statens kärnkraftinspektion

Atomenergilagen tillkom år 1956. Samtidigt bildades delegationen för atomenergifrågor som rådgivande organ åt regeringen. Delegationens uppgift var också att granska och kontrollera säkerhetsfrågor. I samband med att man i slutet av 1960-talet på allvar började planera för utbyggnad av kärnkraft ombildades delegationen 1970 till en fristående säkerhetsmyndighet. Den 1 juli 1974 ersattes delegationen av statens kärnkraftinspektion.

Statens kärnkraftinspektion har enligt sin instruktion (1974:427) till uppgift att vara tillsynsmyndighet enligt atomenergilagen (1956:306, ändrad senast 1975:706), att som central förvaltningsmyndighet följa utvecklingen på kärnenergiområdet, särskilt beträffande säkerhetsfrågor, att fullgöra uppgifter enligt kungörelsen (1968:46, ändrad senast 1975:369) med förordnanden enligt atomansvarighetslagen (1968:45, ändrad senast 1974:249), att handha sådana uppgifter med avseende på kontroll av atområbränsle och särskilt klyvbart material som följer av Sveriges internationella åtaganden samt att pröva behovet av forskning och utveckling rörande säkerhet hos kärntekniska anläggningar och vid transport av klyvbart material och ta initiativ till sådan forskning och utveckling som rör säkerheten hos de kärntekniska anläggningar för vilka koncession har beviljats eller ansökan ingivits, i den mån sådana uppgifter inte ankommer på annan myndighet.

Inspektionen leds av en styrelse. Chef för inspektionen är en föreståndare. Till inspektionen är knutna tre rådgivande nämnder, av vilka en för frågor om säkerhetsnormer och reaktorsäkerhet i övrigt, en för frågor om kontroll av klyvbart material och en för frågor om forskning och

utveckling på kärnsäkerhetsområdet.

Inspektionens verksamhet finansieras med avgifter enligt förordningen (1975:421) om vissa avgifter till statens kärnkraftinspektion (ändrad 1975:1247). Avgifterna avses medföra full kostnadstäckning.

Det övergripande målet för kärnkraftinspektionens verksamhet är att främja den tekniska säkerheten i kärnenergianläggningar och vid hantering av klyvbara material.

I regeringens tillstånd för ett kärnkraftverk ingår bl. a. villkoret att statens kärnkraftinspektion skall ge de föreskrifter för konstruktion, byggande och drift som erfordras för säkerheten. Tillstånd för en kärnkraftanläggning prövas alltid också enligt strålskyddslagen, miljöskyddslagen och byggnadslagen.

13.3.1 *Tillsyn av kärnkraftanläggningar*

Prövning av en föreslagen anläggning före byggstart

Denna prövning sker på grundval av en så kallad preliminär säkerhetsrapport som lämnas av kraftföretaget och som är en omfattande beskrivning och analys av kärnkraftverket. När den preliminära säkerhetsrapporten har godkänts av kärnkraftinspektionen så utgör den tillsammans med de krav, ändringar och villkor som kärnkraftinspektionen lagt till en föreskrift för hur kärnkraftverket skall utformas.

Prövning av det färdiga kärnkraftverket

Denna prövning sker i flera etapper under byggtiden, bland annat före laddning med kärnbränsle och före höjning av effektnivå under provkörning. När provdriften är avslutad fastställer kärnkraftinspektionen de föreskrifter som skall gälla för verkets drift.

Fortlöpande inspektion och kontroll

Kärnkraftinspektionen skall hållas fortlöpande informerad av kraftföretaget om kärnkraftverkets drift och alla avvikelser från normala förhållanden skall rapporteras till inspektionen. Om SKI bedömer att några omständigheter kan äventyra säkerheten i kärnkraftverket kan SKI beordra lämpliga åtgärder, t. ex. att sänka effektnivån eller avbryta driften. De flesta avvikelser från normal drift och de åtgärder som skall följa på dem är dock redan intäckta av de regler och rutiner som fastställts för kraftverkets drift.

Genom inspektion på plats och genom analys av de rapporter som kraftföretaget måste ställa till kärnkraftinspektionens förfogande förvissar sig denna om att givna föreskrifter följs. Kärnkraftinspektionen har däremot inte till uppgift att själv utföra provning eller annan fysisk kontroll av kärnkraftverken eller delar av dessa. Det är kraftföretaget som har ansvaret för att valet av komponenter och uppförandet av anläggningen sker på ett sådant sätt att de krav som kärnkraftinspektionen

ställt blir uppfyllda. Kärnkraftinspektionens föreskrifter innehåller vidare krav på en oberoende tredjepartskontroll av vissa system.

13.3.2 *Kontroll av klyvbart material*

Sverige ratificerade den 9 januari 1970 fördraget om ickespridning av kärnvapen. Därmed underkastade Sverige i princip hela sitt innehav av klyvbart material internationell kontroll. Klyvbart material kan dock i praktiken inte ställas under IAEA:s kontroll förrän ett kontrollavtal slutits mellan den ratificerande staten och IAEA.

Sverige och IAEA har nu slutit ett sådant kontrollavtal. Avtalet trädde i kraft den 14 april 1975. Det har ersatt det s. k. trepartsavtalet från 1972 mellan IAEA, Förenta Staterna och Sverige. Kontrollavtalet har utarbetats efter ett modellavtal från IAEA.

Till ett kontrollavtal hör detaljerade föreskrifter för bl. a. indelning av landet i redovisningsenheter, s. k. materialbalansområden. Dessa är valda så att man effektivt kan kontrollera och bokföra klyvbart material, som kommer till området eller lämnar det. Vidare finns det anläggningsbeskrivningar som närmare anger materialflödena inom anläggningen.

Varje överföring till eller från området rapporteras till statens kärnkraftinspektion. SKI har i myndighetsinstruktionen ansvaret för utformningen av kontrollen av klyvbart material i Sverige. SKI inger med täta tidsintervall till IAEA dels rapporter om alla materialvärden in och ut från materialbalansområden, dels uppgifter om eventuella förluster eller befarade förluster av klyvbart material. Vidare skall IAEA i förväg meddelas om internationella transporter till och från Sverige. Utöver rapporter av överföringar redovisas vid bestämda tillfällen det totala innehavet till SKI som i sin tur redovisar för IAEA. IAEA inspekterar också alla anläggningar där klyvbart material finns med olika tidsintervall alltefter mängden av material vid respektive anläggning.

13.3.3 *Säkerhet mot kriticitet*

Att exakt fastställa de villkor som måste uppfyllas för att uppnå säkerhet mot kriticitet är i regel mycket komplicerat. Åtgärder som skall vidtas för att förebygga kriticitet i bränslegångens tekniska processer och vid transporter innehåller därför extra säkerhetsmarginaler. Allmänt gäller att anordningar och åtgärder i detta sammanhang redovisas för tillsynsmyndigheten, som efter granskning kan lämna tillstånd för verksamheten ifråga. Däremot finns f. n. inga speciella bestämmelser utfärdade för detaljreglering.

13.3.4 *Kontroll av transporter*

De svenska bestämmelserna för transport av klyvbart material innehåller föreskrifter för utformning av emballage och det klyvbara innehållets mängd och beskaffenhet. Dessa föreskrifter, som följer IAEA:s rekommendationer för transport av klyvbart material, innehåller inga normer

för de beräkningar av kriticitetssäkerheten, som krävs för att kunna uppfylla de ställda kraven.

Sedan 1959 har ett intimt internationellt samarbete bedrivits i IAEA:s regi för att utforma rekommendationer till medlemsländerna beträffande de krav, som skall ställas på utformningen av emballage och på själva transporten av radioaktivt material. Dessa transportregler har getts ut i IAEA:s Safety Series som nr 6 1961. Sedan dess har denna rekommendation omarbetats tre gånger, senast 1973.

Målsättningen vid arbetet med transportreglerna har varit att ställa så höga krav på emballagens beskaffenhet, speciellt på emballage för använt bränsle och högaktivt material, att även efter svåra transportolyckor den utläckande radioaktiviteten inte skall kunna förorsaka högre stråldoser i omgivningen än av ICRP rekommenderade högsta tillåtliga.

I stater, som har lagfäst transportbestämmelser för farligt gods, bildar IAEA:s regler grundstommen i bestämmelserna om radioaktivt material.

För vägtransporter inom Sverige finns ännu inte officiellt gällande bestämmelser för transport av farligt gods. Tillsynsmyndigheterna enligt atomenergilagen och strålskyddslagen, SKI resp. SSI, tillämpar IAEA:s transportregler för radioaktivt material.

För att få transporttillstånd av behöriga myndigheter, måste emballagets konstruktör och framtida användare i detalj redogöra för emballagets konstruktion och tilltänkta innehåll samt visa att alla krav i bestämmelserna uppfyllts. För själva transporten föreskriver myndigheterna de villkor som skall uppfyllas avseende t. ex. bevakning och beredskap.

Vid transporter av klyvbart material mellan svenska anläggningar som har tillstånd att inneha sådant material lämnar avsändaren till statens kärnkraftinspektion specifikation av det material som skall transporteras. Specifikationen skall finnas hos SKI senast dagen innan transporten påbörjas. Kopia sänds till mottagaren. På denna anger mottagaren den materialkvantitet som han uppmätt. Uppgifterna insänds därefter till SKI inom 7 dagar efter det materialet mottagits.

Vid transport av klyvbart material till en svensk anläggning som inte förut har tillstånd att handha sådant material ansöker avsändaren hos SKI, senast 30 dagar före avsedd transport, om tillstånd för sådan överförsel. Sedan tillstånd lämnats förfares på samma sätt som angetts förut.

Den som avser att exportera klyvbart material från Sverige skall senast 30 dagar före planerad transportdag ansöka om tillstånd härför hos statens kärnkraftinspektion. SKI undersöker då om exporten kan ske inom ramen för Sveriges internationella åtaganden, samt inhämtar det i de flesta fall nödvändiga tillståndet till utförseln från myndigheten i materialets ursprungsland. Sedan ansökan färdigbehandlats av SKI överlämnas ärendet till regeringen för beslut.

Vid import av klyvbart material till Sverige skall mottagaren till SKI rapportera den kvantitet material han har mottagit. Detta skall göras inom 7 dagar efter det han mottagit materialet. Uppgiven materialkvantitet styrks med avsändarens materialspecifikation eller liknande.

13.4 Statens strålskyddsinstitut

SSI bildades 1965 i samband med en omorganisation av medicinalstyrelsens strålskyddsnämnd som strålskyddsmyndighet. Strålskyddsnämnden var i sin tur enligt strålskyddslagen den 14 mars 1958 resultatet av 1951 års strålskyddskommitté. Som nämndens verkställande organ fungerade den s. k. radiofysiska institutionen, vars tjänstemän utövat tillsyn över användningen av strålkällor sedan den första svenska strålskyddslagens tillkomst 1941.

Statens strålskyddsinstitut är central förvaltningsmyndighet för ärenden om skydd mot joniserande strålning. Enligt instruktionen åligger det strålskyddsinstitutet särskilt att skaffa sig noggrann kännedom om de risker som är förenade med joniserande strålning och med uppmärksamhet följa utvecklingen inom de biologiska strålningsverkningarnas och strålningsfysikens områden. Det åligger vidare institutet att bedriva forskning som är nödvändig för institutets verksamhet och att samordna olika strålskyddsintressen i landet. Institutet skall vidare sprida upplysning om faror och olägenheter som kan orsakas av joniserande strålning.

Strålskyddsinstitutet leds av en styrelse vars ledamöter utgörs av institutets föreståndare och sex andra personer som regeringen utser särskilt. Dessutom inträder sjukhusdirektören för Karolinska sjukhuset vid behandling av frågor som berör det kliniskt radiofysiska arbetet för sjukhuset.

Inom strålskyddsinstitutet finns fyra avdelningar, röntgenkontrollavdelningen, kärnfysikaliska avdelningen, avdelningen för klinisk radiofysik och avdelningen för strålskyddsmedicin. Dessutom finns specialaboratorier och en administrativ sektion.

Till röntgenkontrollavdelningens uppgifter hör att öva tillsyn över och i övrigt handlägga frågor rörande röntgenanläggningar och partikelacceleratorer för såväl medicinskt som tekniskt bruk. Tillsynsarbetet är främst inriktat på sjukhuspersonal och liknande personalkategorier som riskerar att få höga doser av strålning. Uppmärksamhet ägnas också åt skyddet för patienter vid undersökning och behandling med röntgenstrålning.

Kärnfysikaliska avdelningen handlägger frågor om tillstånd till användning av radioaktiva ämnen samt utför kontroll och annan tillsyn över sådan användning. Avdelningen handlägger sålunda frågor rörande strålskyddet vid uppförande och drift av kärnkraftverk, användning av radioaktiva ämnen inom medicin, teknik och forskning liksom strålskyddet när det gäller produkter vari finns smärre mängder radioaktivitet såsom rökdetektorer och lysfärg för urtavlor. Inom avdelningen finns även en sektion till hjälp åt beredskapsnämnden mot atomolyckor (BNA). Nämnden som är knuten till institutet har till uppgift att ge råd åt länsstyrelserna och strålskyddsinstitutet om strålskyddsåtgärder vid atomolyckor.

Avdelningen för klinisk radiofysik biträder inom sjukvård, undervisning och forskning vid Karolinska sjukhuset. Avdelningens huvudsakliga arbete är inriktat på att bistå radiumhemmet med uppgifter rörande bl. a. dosplanering vid radioterapi.

Avdelningen för strålskyddsmedicin följer hälsotillståndet hos de personer som i strålskyddslagens mening har radiologiskt arbete. I avdelningens uppgifter ingår att analysera blodprover från personal med arbetsplatser i anslutning till strålningszoner och att företa medicinska utredningar i de fall strålskador kan befaras ha uppstått.

Vid institutets speciallaboratorier undersöks strålnivåer och radioaktivitet i omgivningen och i människan från såväl naturlig strålning som från artificiella strålkällor. Dessutom bedrivs ett allmänt forsknings- och utvecklingsarbete beträffande metoder för mätning av små mängder radioaktiva ämnen och låga strålnivåer. Omfattande undersökningar har under de senaste åren gjorts av radioaktivitet i gruvor, liksom av radioaktivitet i byggnadsmaterial. För att mäta förekomsten av radioaktiva miljöföroreningar från bl. a. kärnvapenproven gör man rutinmässiga undersökningar av mjölk och vissa andra livsmedel samt av nederbörd.

Den administrativa sektionen är institutets kansli. Sektionen har de kamerala funktionerna och handlägger budget-, petita- och personalärenden samt svarar för den allmänna kontorsservicen.

Inom strålskyddsinstitutet har utöver de i instruktionen nämnda enheterna organiserats en enhet för mätning av stråldoser, dosimetrilaboratoriet. Laboratoriet utför bl. a. kalibrering av mätinstrument för joniserande strålning. Vidare finns en undervisnings- och informationsenhet som svarar för informationsverksamhet, biblioteksservice och undervisning. Dessutom har inom institutet inrättats en finmekanisk verkstad.

Regeringen uppdrog 1974-02-07 åt statskontoret att göra en översyn av statens strålskyddsinstituts arbetsuppgifter och organisation. Genom ett tilläggsdirektiv 1975-02-13 inkluderades i översynsuppdraget även frågan om tillsynen av användningen av icke-joniserande strålning. Statskontoret föreslog i sin utredning att bestämmelser om icke-joniserande strålning tillförs strålskyddslagen, att strålskyddsinstitutet får ta ansvaret för målforskning rörande strålskyddsfrågor (bl. a. radioekologi och strålskyddsmedicin), att myndighets-, personal- och parlamentarisk representation ingår i styrelsen och att avdelningen för klinisk radiofysik organisatoriskt överförs till Karolinska sjukhuset.

Enligt ändring (1965:1108) i 6 § departementsförordningen (1963:214) hör statens strålskyddsinstitut från och med 1 januari 1976 till jordbruksdepartementet.

Enligt proposition 1975/76:123 skall statens strålskyddsinstitut delvis omorganiseras och ges ökade resurser. Särskilda medel anvisas för forskning inom strålskyddsområdet. Ändringarna föreslås genomförda den 1 juli 1976. Enligt propositionen skall institutet organiseras i tre huvudenheter, nämligen en administrativ enhet, en tillsynsenhet samt en forsknings- och utvecklingsenhet. En rådgivande forskningsnämnd föreslås ingå i institutets organisation. Denna skall ha till uppgift att ta fram forskningsprogram, bedöma projekt och i övrigt planera och följa upp den forskning som institutet ansvarar för. Den strålskyddsforskning som har anknytning till drift av kärnkraftverk föreslås finansieras genom avgifter som tas ut av kärnkraftföretagen i likhet med säkerhetsforskningen rörande reaktorerna. För övrig strålskyddsforskning skall medel

anvisas över statsbudgeten.

Särskilt tillstånd enligt strålskyddslagen krävs ej för verksamhet för vilken tillstånd erhållits enligt atomenergilagen. Avsikten med detta undantag är att förenkla tillståndsproceduren. Strålskyddsinstitutet yttrar sig emellertid över godtagbarheten ur strålskyddssynpunkt när statens kärnkraftinspektion förbereder handläggningen av tillståndsfrågan enligt atomenergilagen. Institutet meddelar därefter de närmare villkor som krävs ur strålskyddssynpunkt såväl med tanke på arbetarskyddet som skyddet för omgivningen. Institutet ger bl. a. anvisningar om högsta tillåtna utsläpp av radioaktiva ämnen i vatten och luft. Institutet kräver löpande redovisning av aktivitetsutsläppen och utövar tillsyn över anläggningarnas drift ur strålskyddssynpunkt.

13.5 Arbetarskyddsstyrelsen

Arbetarskyddsverket brukar användas som gemensam benämning på arbetarskyddsstyrelsen och yrkesinspektionen. Arbetarskyddsstyrelsen, som tillkom år 1949, är central myndighet för arbetarskyddet i landet. Arbetarskyddslagen (SFS 1949:1) och instruktionen för arbetarskyddsstyrelsen (SFS 1972:164) reglerar myndighetens verksamhetsområde.

Arbetarskyddsstyrelsen är central myndighet för arbetarskydds- och arbetstidsfrågor inbegripet arbetsmedicin och frågor som rör den centrala tillsynen på arbetsplatserna enligt produktkontrollagstiftningen. Styrelsen är chefsmyndighet för yrkesinspektionen.

Arbetarskyddsstyrelsen leds av en styrelse. Denna utgörs av en generaldirektör, en överdirektör samt nio ledamöter som bl. a. representerar arbetsmarknadens parter. Inom styrelsen finns tre avdelningar, nämligen tillsynsavdelningen, arbetsmedicinska avdelningen och administrativa avdelningen.

Arbetarskyddslagstiftningen har sedan början av 1970-talet varit föremål för översyn. Såsom en etapplösning med verkan från den 1 januari 1974 gjordes betydelsefulla förändringar i arbetarskyddslagstiftningen, varigenom bl. a. den lokala skyddsorganisationen på arbetsplatserna gavs en starkare ställning. Vidare byggdes sanktionssystemet ut och nya regler infördes om förhandsgranskning av arbetslokaler m m. En kraftig utbyggnad av forskningen och av den offentliga tillsynen har också skett.

I det förebyggande arbetet att förbättra arbetsmiljön är den lokala skyddsverksamheten av största betydelse. Det har varit en genomgående strävan att vidga skyddsombudens och skyddskommittéernas handlingsmöjligheter inom arbetarskyddet.

Frågor som berör arbetarskyddet spelar en mycket central roll vid planering och drift av skilda anläggningar i kärnbränslets kretslopp. Sådana frågor gäller t. ex. maskiner, tryckkärl och andra tekniska anordningar, kemikalier, arbetslokaler, bergrum, ventilation, ergonomi m. m. samt skydd för arbetstagare mot t. ex brand och explosion. Viktiga frågor rör den lokala skyddsverksamheten och arbetstagarnas roll i skyddsarbetet, vilket har betydelse för arbetsmiljön. Arbetstagarna är

numera representerade såväl i arbetarskyddsstyrelsen som i yrkesinspektionen. Vid anläggningarna är strålskyddet en väsentlig del av arbetarskyddet varför strålskyddslagen även är en arbetarskyddslag. Samhällets intresse för arbetarskyddsfrågor har tilltagit, samtidigt som antalet arbetsmiljöer, där man måste skydda sig mot joniserande strålning, genom kärnkraftutbyggnaden har ökat. Samverkan mellan arbetarskydds- och strålskyddsmyndigheterna har därför utökats under senare år. Då strålriskerna ofta har ett nära samband med andra risker är det väsentligt att denna samverkan är synnerligen väl utbyggd.

Direktiv

Utdrag ur Statsrådsprotokollet 1972-12-28

Utredning rörande högaktivt avfall från kärnkraftverk

Chefen för industridepartementet, statsrådet Johansson, anmäler efter gemensam beredning med statsrådets övriga ledamöter fråga om *utredning rörande högaktivt avfall från kärnkraftverk* och anför.

Produktionen av elkraft i Sverige kommer i allt högre grad att baseras på kärnenergi. Det första stora kärnkraftaggregatet har nyligen tagits i drift och åtta aggregat är f. n. under byggnad. Enligt kraftindustrins beräkningar kommer år 1980 ca 8 000 MW och år 1985 ca 16 000 MW kärnkraft att ha installerats.

De reaktorer som är aktuella för Sveriges del är av s. k. lättvattentyp. Bränslecykeln till en lättvattenreaktor omfattar följande steg: urananrikning, bränsleelementtillverkning, energialstring i kärnreaktor och bränsleupparbetning. Vid den energigivande kärnklyvningsprocessen i reaktorn förbrukas uran och nybildas plutonium. Processen ger samtidigt upphov till klyvningsprodukter. Vissa av dessa är radioaktiva och faller sönder under avgivande av joniserande strålning.

Förbrukat bränsle tas ut från reaktorn och förvaras vid kraftstationen under några månader för att strålningen från de mest kortlivade radioaktiva klyvningsprodukterna skall minska till en nivå som underlättar den fortsatta hanteringen. Bränslet transporteras därefter till en upparbetningsanläggning och underkastas där en kemisk behandling för återvinning av kvarvarande mängder uran och plutonium, vilka kan användas för framställning av nytt reaktorbränsle.

Vid upparbetningen avskiljs de radioaktiva klyvningsprodukterna, som utgör huvudbeståndsdelen i det s. k. högaktiva avfallet. De flesta av klyvningsprodukterna är relativt kortlivade. Några har emellertid så lång livslängd, att det tar hundratals år innan aktiviteten i det högaktiva avfallet minskat till ofarlig nivå. Innehåller avfallet plutonium kan det bli fråga om ännu längre tidsperioder.

Anläggningar för upparbetning av kärnbränsle finns f. n. i ett litet antal länder, i Västeuropa enbart i Storbritannien, Frankrike och Belgien. Det högaktiva avfallet förvaras i anslutning till anläggningarna på ett sätt som anses fullt betryggande i ett kortare tidsperspektiv. I och med att kärnkraftutbyggnaden i världen kommit i gång i stor skala ägnar man nu ökad uppmärksamhet åt problemen beträffande lagring av högaktivt avfall under långa tidsperioder. Betydande forsknings- och utvecklingsresurser har satts in på detta område i flera länder, särskilt i Förenta staterna.

Man synes nu inom internationella expertkretsar allmänt ha kommit fram till uppfattningen att det högaktiva avfallet så tidigt som möjligt bör överföras till fast form. Ännu tvekar man emellertid om det från kostnads- och säkerhetssynpunkt lämpligaste sättet för förvaring av aktivt avfall under mycket långa tidsperioder. Av denna orsak förordar man att avfallet – till dess man funnit en allmänt accepterad metod för förvaringen – lagras under kontinuerlig övervakning och på ett sådant sätt att materialet senare kan överföras till annan form och transporteras till annan plats än den ursprungliga lagringsplatsen.

Med hänsyn till de speciella säkerhetskrav, som måste uppfyllas beträffande behandling och förvaring av högaktivt avfall, utövas i alla berörda länder en noggrann statlig kontroll av denna verksamhet. Även i länder – som t. ex. Förenta staterna – där upparbetning av kraftreaktorbränsle sker i privatägda anläggningar

ombesörjer staten i princip den slutliga förvaringen av avfallet. Enligt regler, som nyligen utarbetats av den amerikanska atomenergikommissionen, skall högaktivt avfall från ifrågavarande anläggningar senast inom en femårsperiod överföras till fast form och inom en tioårsperiod transporteras till en federal lagringsplats. Någon sådan lagringsplats har emellertid ännu inte definitivt utsetts. I Storbritannien och Frankrike är upparbetningsanläggningarna f. n. statsägda och förvaringen av avfallet sker från början i statlig regi.

En särställning intas av det europeiska bolaget för kemisk upparbetning av bestrålat bränsle, Eurochemic, som uppfört en upparbetningsanläggning i Belgien. Bolaget, som bildats inom ramen för OECD:s kärnenergiorgan (NEA), har delägare från 13 medlemsländer, däribland Sverige, som företräds av AB Atomenergi. Sedan anläggningen togs i bruk år 1966 har där behandlats bränsle från kraftreaktorer och forskningsreaktorer för berörda länders räkning. Delägarna i Eurochemic har emellertid nu beslutat att upparbetningsverksamheten skall upphöra vid utgången av år 1974. Frågan om slutlig behandling och val av plats för långtidsförvaring av det aktiva avfall som lagrats i anslutning till anläggningen utreds därför inom bolaget.

Frågor om hantering av aktivt avfall i Västeuropa uppmärksammas inom NEA även vid sidan av verksamheten inom Eurochemicbolaget. Som resultat av en arbetsgrupps arbete publicerades år 1971 en rapport över olika medlemsländers regler och förfaranden för behandling, förvaring och utsläpp av aktivt avfall. Vid överläggningar inom NEA har man enats om att frågor rörande aktivt avfall även i fortsättningen skall vara en viktig del av organisationens verksamhet. Man har emellertid ännu inte tagit ställning till de organisatoriska formerna för detta arbete.

Inom det internationella atomenergiorganet (IAEA) behandlas framför allt de mera globala problemen beträffande högaktivt avfall, såsom internationella regler för val av platser för långtidsförvaring, regler för internationella transporter av högaktivt material och ett internationellt register för utsläpp av radioaktivitet till omgivningen. Frågorna rörande radioaktivt avfall diskuterades även vid Förenta nationernas miljövårdskonferens i Stockholm genom ett svenskt initiativ. Därvid framhölls bl. a. IAEA:s betydelse som ett internationellt expertorgan på området. Konferensen antog en rekommendation om ett utvidgat internationellt samarbete beträffande hantering, transport och förvaring av radioaktivt avfall.

För Sveriges del har någon behandling och förvaring av högaktivt avfall inom landet ännu inte behövt ske. Förbrukat reaktorbränsle har sänts till anläggningar i Förenta staterna eller Västeuropa för upparbetning och respektive anläggning har därvid tagit hand om allt radioaktivt avfall från bränslet.

Inom landet har dock gjorts vissa projektstudier och utredningar som berör frågor om högaktivt avfall. I början av 1960-talet gjorde AB Atomenergi ett förprojekt till en anläggning för bränsleupparbetning. Verksamheten tänktes förlagd till en plats vid Sannäsfjorden i norra Bohuslän, som valdes bl. a. med hänsyn till att platsen ger goda möjligheter till lagring av högaktivt avfall i anslutning till en upparbetningsanläggning. Det aktuella markområdet inköptes sedermera av bolaget. Projektstudien hade som huvudsyfte att ge kännedom om en upparbetningsanläggnings ekonomi.

År 1970 tillsattes en arbetsgrupp inom industri-, jordbruks- och civildepartementen för en studie över upparbetning av kärnbränsle. I en promemoria (Ds 1971:1) redovisade gruppen förutsättningarna för en svensk upparbetningsanläggning. Gruppen ansåg att en anläggning baserad enbart på det svenska behovet skulle kunna vara ekonomiskt motiverad tidigast omkring år 1990. Vad beträffar långtidsförvaring av högaktivt avfall framhöll gruppen att de upparbetningstjänster, som f. n. erbjuds i utlandet, även omfattar ett omhändertagande av det aktiva avfallet men att avfallsfrågan i framtiden kan behöva lösas på andra villkor, innebärande att ansvaret för avfallet eventuellt kommer att ligga kvar hos ursprungslandet. Enligt arbetsgruppens uppfattning hade därför länder med kärnreaktorer men utan egna upparbetningsanläggningar anledning att utveckla en nationell beredskap för slutlig förvaring av aktivt avfall.

I maj 1972 överlämnade en arbetsgrupp, tillsatt av statens strålskyddsinstitut och bestående av företrädare för institutet, social- och jordbruksdepartementen, miljövårdsberedningen, statens naturvårdsverk och AB Atomenergi, en rapport till institutet med förslag till riktlinjer för omhändertagande av radioaktivt avfall. Utredningsarbetet omfattade i första hand låg- och medelaktivt avfall från kärnkraftverk och annan nukleär verksamhet. Enligt gruppens uppfattning borde avfall från sjukhus, forskningsinstitutioner och industrier behandlas vid en central avfallsanläggning, i den mån det måste omhändertas särskilt. AB Atomenergis

anläggning i Studsvik angavs som en lämplig plats för en sådan verksamhet. Visst aktivt avfall från kärnkraftverk kunde förvaras vid kraftstationerna. Gruppen ansåg att man på sikt borde sträva efter en central förvaring av alla typer av aktivt avfall. Man behandlade inte närmare frågorna om högaktivt avfall från kärnkraftverk men framhöll vikten av ett internationellt samarbete på detta område.

Från statens sida har på senare tid tagits flera viktiga initiativ, som hänför sig till försörjningen och säkerheten på kärnenergiområdet. Sedan statsmakterna fastställt riktlinjer för landets försörjning med kärnbränsle (prop. 1972:57, NU 1972:39, rskr 1972:200) har ett särskilt bolag – Svensk kärnbränsleförsörjning AB – bildats i enlighet med ett konsortialavtal mellan statens vattenfallsverk, Sydsvenska kraft AB och Oskarshamnsverkets kraftgrupp AB. Bolaget har anförtrotts betydelsefulla uppgifter i fråga om försörjning med material och tjänster inom kärnbränslecykeln och som initiativtagare till det utvecklingsarbete som behövs från försörjningssynpunkt.

De svenska utrednings- och utvecklingsinsatserna rörande säkerheten hos kärnkraftverk och deras eventuella påverkan på miljön kommer att intensifieras under de närmaste åren. Arbetet skall ledas av en av Kungl. Maj:t tillsatt delegation för forskning rörande kärnkraftens säkerhets- och miljöfrågor och finansieras av berörda kraftföretag. Frågor rörande upparbetning av använt kärnbränsle samt behandling och förvaring av högaktivt avfall ingår emellertid inte i delegationens arbetsprogram.

Av vad jag anfört har framgått att behovet av ett eget arbete i Sverige beträffande högaktivt avfall tidigare inte framstått som särskilt starkt i jämförelse med behoven inom andra delar av kärnenergiområdet. Enligt min mening kan det emellertid inte förutsättas, att de villkor på vilka kärnbränsle nu kan upparbetas i utlandet också kommer att gälla i framtiden. Utvecklingen kan exempelvis bli sådan att svenska kraftföretag i samband med att avtal träffas om upparbetning måste förbinda sig att svara för den slutliga förvaringen av det högaktiva avfallet. Det kan heller inte helt uteslutas att på lång sikt en restriktivare inställning utomlands skulle kunna leda till svårigheter för svenska kraftföretag att få upparbetningstjänster utförda i andra länder.

Det är ännu ovisst om utvecklingen kommer att gå i den riktning jag här antytt, och det vore enligt min mening olyckligt om så skulle bli fallet. Frågor om behandling, transport och förvaring av högaktivt avfall är nämligen av sådan natur att de i största möjliga utsträckning bör lösas genom internationellt samarbete under hänsynstagande till de långsiktiga, globala säkerhetsintressena. För Sveriges del måste därför uppgiften i första hand vara att stödja sådant samarbete. Det ankommer på de ansvariga svenska myndigheterna – framför allt statens strålskyddsinstitut och delegationen för atomenergifrågor – att noga följa detta arbete och lägga fram förslag om eventuella insatser från svensk sida. Även AB Atomenergi har bl. a. som företrädare för Sverige i Eurochemic en viktig roll i detta sammanhang.

Med hänsyn till omfattningen av det svenska utbyggnadsprogrammet för kärnkraft anser jag det emellertid nödvändigt att Sverige vid sidan av det internationella arbetet vidtar vissa förberedelser för det fall vi framdeles skulle bli tvungna att förvara det högaktiva avfallet inom landets gränser. Enligt min mening måste en god beredskap på detta område betraktas som en förutsättning för den fortsatta kärnkraftutbyggnaden.

Mot den angivna bakgrunden anser jag att sakkunniga bör tillkallas för att utreda frågor om högaktivt avfall från kärnkraftverk. De sakkunniga bör på grundval av befintlig information göra en genomgång av de tekniska, ekonomiska och säkerhetsmässiga problemen i samband med såväl upparbetning av kärnbränsle som den följande behandlingen och förvaringen av det högaktiva avfallet, inberäknat transporter. Denna genomgång bör tjäna som en allmän bakgrund till de sakkunnigas analys av de olika frågor som är av betydelse för den svenska beredskapen på avfallsområdet.

Vad gäller upparbetningen bör därvid främst uppmärksammas frågor som – med hänsyn till sambanden mellan dessa båda led av bränslecykeln – påverkar förutsättningarna för förvaringen av det högaktiva avfallet. Exempel på sådana frågor är vilken tid som behövs för uppbyggnad av egna resurser för bränsleupparbetning och om mark redan nu måste reserveras för en upparbetningsanläggning. De sakkunniga bör studera lokaliseringsmöjligheter för en svensk upparbetningsanläggning och därvid utgå från de riktlinjer för hushållning med mark och vatten (prop.

1972:111, CU 1972:35, rskr 1972:348) som nyligen fastställts av statsmakterna. Möjligheterna till en samlokalisering med bl. a. kärnkraftverk bör beaktas vid lokaliseringsövervägandena.

Beträffande långtidsförvaring av högaktivt avfall saknas inhemska erfarenheter. De sakkunniga bör därför bedöma behovet av nationellt forsknings- och utvecklingsarbete rörande behandling och förvaring av högaktivt avfall, vilka krav som bör ställas på lagrinsplats för dylikt avfall och förutsättningarna för en samlokalisering av en förvaringsanläggning för högaktivt avfall och en upparbetningsanläggning. Det bör även undersökas i vad mån långtidslagring av högaktivt avfall kan samordnas med lagring av sådant avfall med lägre aktivitet, som kräver särskilda skyddsåtgärder eller behöver förvaras under relativt långa tidsperioder.

De sakkunnigas arbete med de tekniska, ekonomiska och säkerhetsmässiga aspekterna av upparbetnings- och avfallsfrågorna bör leda fram till en översiktlig bedömning av storleken av de insatser som kan komma att behövas för en tillfredsställande svensk beredskap på dessa områden.

De sakkunnigas överväganden bör innefatta även organisationsfrågor med beaktande av de särskilda förhållandena inom de olika leden av avfallshanteringen från kraftreaktor till slutlig förvaring av högaktivt avfall. En förutsättning bör därvid vara att det skall ankomma på staten att ombesörja den verksamhet som rör den slutliga förvaringen av högaktivt avfall.

Om de sakkunniga kommer fram till att ett särskilt nationellt forsknings- och utvecklingsarbete beträffande behandling och förvaring av högaktivt avfall bör sättas igång, bör förslag läggas fram beträffande de allmänna riktlinjerna för ett dylikt arbete. De sakkunniga bör i denna del särskilt samråda med AB Atomenergi och Svensk kärnbränsleförsörjning AB.

De sakkunniga bör vidare lägga fram förslag beträffande finansiering av behandling, transport och förvaring av högaktivt avfall och av ett eventuellt forsknings- och utvecklingsprogram. Förutsättningen bör därvid vara att samtliga kostnader beträffande det högaktiva avfallet – som är en direkt följd av kärnkraftproduktionen – skall bäras av producenterna av kärnkraft.

Frågorna rörande behandling, transport och förvaring av radioaktivt avfall är i princip reglerade i den nuvarande svenska lagstiftningen på kärnenergiområdet, d. v. s. främst atomenergilagen (1956:306), strålskyddslagen (1958:110) och atomansvarighetslagen (1968:45). Bestämmelser som är tillämpliga på avfallsfrågorna finns även i planlagstiftningen. Vissa speciella problem rörande det högaktiva avfallet, bl. a. de mycket långa lagringstiderna, torde emellertid inte ha kunnat bli tillräckligt beaktade vid utformningen av gällande bestämmelser. De sakkunniga bör därför undersöka om lagstiftningen behöver kompletteras och om så är fallet lägga fram därav föranledda förslag.

På grund av det anförda hemställer jag att Kungl. Maj:t bemyndigar chefen för industridepartementet

att tillkalla högst sju sakkunniga med uppdrag att utreda frågor om högaktivt avfall från kärnkraftverk,

att utse en av de sakkunniga att vara ordförande,

att besluta om experter, sekreterare och annat arbetsbiträde åt de sakkunniga.

Vidare hemställer jag att Kungl. Maj:t föreskriver

att de sakkunniga får samråda med myndigheter samt begära uppgifter och yttranden från dem,

att ersättning till sakkunnig, expert och sekreterare skall utgå i form av dagarvode enligt kommittekungörelsen (1946:394), om ej annat föreskrivs,

att kostnaderna för utredningen skall betalas från trettonde huvudtitelns kommitteanslag.

Vad föredraganden sålunda med instämmande av statsrådets övriga ledamöter hemställt bifaller Hans Maj:t Konungen.

Utdrag ur Statsrådsprotokollet 1974-05-10

Tilläggsdirektiv till utredningen rörande högaktivt avfall från kärnkraftverk

Chefen för industridepartementet, statsrådet Johansson, anmäler efter gemensam beredning med statsrådets övriga ledamöter fråga om *tilläggsdirektiv till utredningen om högaktivt avfall från kärnkraftverk* och anför.

Med stöd av Kungl. Maj:ts bemyndigande den 28 december 1972 tillkallade jag den 25 april 1973 sju sakkunniga för att utreda frågor om hanteringen av högaktivt avfall från kärnkraftverk. Enligt Kungl. Maj:ts bemyndigande den 28 december 1973 tillkallade jag senare ytterligare två sakkunniga att delta i arbetet. De sakkunniga skall anlaysera olika frågor som är av betydelse för den svenska handlingsberedskapen på området.

I utredningens nuvarande uppdrag ligger inte att särskilt undersöka hanteringen av låg- och medelaktivt avfall. Utredningen skall emellertid undersöka i vilken utsträckning lagring av sådant avfall av lägre aktivitet som kräver särskilda skyddsåtgärder eller behöver förvaras under relativt långa tidsperioder, kan samordnas med långtidslagring av högaktivt avfall.

Låg- och medelaktivt avfall produceras inom samtliga delar av bränslecykeln, dvs. vid uranbrytning, utvinning av uran, bränsletillverkning, användning av bränslet i kärnkraftverk och upparbetning av det använda bränslet. Dessutom produceras dylikt avfall vid sjukhus, industrier, vetenskapliga institutioner m. fl. som använder radioaktiva isotoper. Det låg- och medelaktiva avfallet från kärnkraftverk förvaras f. n. på kärnkraftverkets område, medan övrigt sådant avfall transporteras till Studsvik, där det tas om hand av AB Atomenergi.

En arbetsgrupp bestående av företrädare för bl. a. social- och jordbruksdepartementen, statens strålskyddsinstitut, statens naturvårdsverk och Aktiebolaget Atomenergi överlämnade år 1972 till statens strålskyddsinstitut en rapport med förslag till riktlinjer för omhändertagande av radioaktivt avfall av låg- och medelaktiv art. Den årliga mängden sådant avfall beräknades för Sveriges del år 1980 uppgå till ca 15 000 m^3 med en aktivitet av ca 300 000 curie. Enligt gruppens uppfattning borde radioaktivt avfall från sjukhus, forskningsinstitutioner och industrier behandlas vid en central avfallsanläggning. AB Atomenergis anläggning i Studsvik angavs som en lämplig plats för central hantering. Gruppen ansåg att man på sikt borde sträva efter en central förvaring av alla typer av aktivt avfall.

Arbetsgruppen angav ett antal frågor, som borde studeras ytterligare bl. a. frågan om den slutliga förvaringen av det avfall som skall lagras under lång tid, dvs. mer än 30 år.

Sedermera har delegationen för forskning rörande kärnkraftens säkerhets- och miljöfrågor, KÄRNSÄKFORSK, påbörjat vissa studier rörande låg- och medelaktivt avfall. Sålunda har delegationen anslagit medel till ett projekt rörande testmetoder för filter som skall rena luftburet avfall. Andra projekt berör förbränning av lågaktivt fast avfall och hantering av halvflytande avfall. För slutlig deponering av fast avfall skall förutsättningarna för deponering i mark undersökas.

OECD:s kärnenergiorgan (NEA) har arbetat mycket med frågor om hantering av radioaktivt avfall, framförallt låg- och medelaktivt avfall. Bl. a. har man nyligen tillsatt en arbetsgrupp under kommitten för strålskydd och hälsovård för att utreda frågor rörande radioaktivt avfall.

Ett sätt att hantera det lågaktiva avfallet, som nu används av vissa länder, är dumpning i havet. I NEA:s regi företas regelbundet dumpningar i Atlanten, där de medlemsländer som är intresserade av att dumpa lågaktivt avfall går samman och gemensamt väljer tidpunkt och plats för dumpningen. Denna sker under NEA:s kontroll.

Dumpningen är accepterad i internationell rätt. Londonkonventionen 1972 om förhindrande av havsförorening genom utsläpp av avfall i haven, som Sverige har ratificerat (prop. 1973:111, JoU 1973:27, rskr 1973:234), innehåller inte något generellt förbud mot dumpning i havet av radioaktivt avfall. I konventionen förutsätts att det internationella atomenergiorganet (IAEA) definierar vilket aktivt avfall som inte bör dumpas i havet. Vidare ingår i IAEA:s uppdrag att ge rekommendationer för utfärdandet av nationella tilltånd för dumpning i havet av radioaktivt avfall. Arbetet med dessa uppgifter pågår f. n. inom IAEA.

Den svenska lagstiftningen är numera ytterst restriktiv till dumpning. Lagen (1971:1154) om förbud mot dumpning av avfall i vatten, som trädde i kraft år 1972, innebär förbud mot dumpning av alla typer av avfall i havet på svenskt territorialvatten eller från svenskt fartyg även på internationellt vatten (prop. 1971:160, JoU 1971:68, rskr 1971:308). Kungl. Maj:t kan enligt lagen medge undantag från dumpningsförbudet.

Med hänsyn till den svenska lagstiftningen torde förvaring på land under kontrollerade betingelser vara det alternativ som blir aktuellt för svensk del. Det är då väsentligt att klarlägga vilka villkor som bör gälla för lagringen med avseende på isolering från omgivningen under den tid som avfallet skall hållas under uppsikt. En fråga i detta sammanhang är t. ex. om visst lågaktivt avfall kan deponeras inom ett avgränsat område direkt i mark utan skyddsinneslutning.

Även om flera behandlings- och deponeringssystem har studerats och praktiserats i många länder, kvarstår frågan om vilket system som är det bästa för svenska förhållanden, särskilt med tanke på hanteringen av avfallet på lång sikt.

Statens strålskyddsinstitut och delegationen för atomenergifrågor har tillsyn över efterlevnaden av strålskyddslagen (1958:110) resp. atomenergilagen (1956:306) och atomansvarighetslagen (1968:45). Frågan om den långsiktiga förvaringen av låg- och medelaktivt avfall behandlas inte särskilt i dessa lagar eller i myndigheternas instruktioner. Det är därför inte helt klart, vilken av dessa myndigheter som är ansvarig för tillsyn över långtidsförvaring av detta radioaktiva avfall. Det är även tveksamt i vilken utsträckning den nuvarande lagstiftningen täcker detta område.

Mot den angivna bakgrunden anser jag att utredningens uppdrag nu bör utvidgas till att även omfatta frågor rörande hantering och förvaring av låg- och medelaktivt avfall, inkl. sådant avfall som inte härrör från kärnkraftverk.

De sakkunniga bör, på liknande sätt som gäller för högaktivt avfall, gå igenom de tekniska, ekonomiska och säkerhetsmässiga problemen i samband med transporter, behandling och förvaring av det låg- och medelaktiva avfallet. Efter en genomgång av de behandlings- och deponeringssystem som används utomlands och av förutsättningarna för avfallsdeposition i Sverige bör de sakkunniga ange metoder som kan komma ifråga för svensk del för hantering och förvaring av låg- och medelaktivt avfall. I uppdraget bör även ingå att definiera och avgränsa ansvaret hos producenter av låg- och medelaktivt avfall.

De sakkunniga bör vidare behandla frågan om behovet av behandlings- och deponeringsplatser för låg- och medelaktivt avfall. De bör därvid, från såväl organisatoriska som samhällsekonomiska utgångspunkter, pröva möjligheterna att behandla avfallet vid en central anläggning. Därvid bör de sakkunniga också ta ställning till lämpligheten av att samordna omhändertagandet av det låg- och medelaktiva avfallet med andra verksamheter inom den kärntekniska sektorn och speciellt med en eventuell förvaring av högaktivt avfall i Sverige.

De sakkunniga bör bedöma behovet av tekniska resurser och personal för omhändertagandet och tillsynen av avfallet. De bör vidare överväga vilka forsknings- och utvecklingsinsatser som behövs. I uppdraget ingår även frågor om organisation och finansiering av de nämnda verksamheterna.

Utgångspunkten skall vara att samtliga kostnader som är förknippade med hanteringen och förvaringen av aktivt avfall skall bäras av producenterna.

De sakkunniga bör slutligen undersöka om ytterligare lagstiftning behövs för att reglera det juridiska och ekonomiska ansvaret för hantering och lagring av låg- och medelaktivt avfall.

De sakkunniga bör beakta de möjligheter som kan finnas till internationellt samarbete beträffande avfallshanteringen. Därvid bör de sakkunniga särskilt överväga möjligheten till nordiskt samarbete.

På grund av det anförda hemställer jag att Kungl. Maj:t

utvidgar uppdraget för utredningen rörande högaktivt avfall från kärnkraftverk till att omfatta även frågor rörande hantering och förvaring av låg- och medelaktivt avfall i enlighet med vad jag anfört i det föregående.

Vad föredraganden sålunda med instämmande av statsrådets övriga ledamöter hemställt bifaller Hans Maj:t Konungen.

Begreppsförklaringar

AB ATOMENERGI
Sveriges organ för utveckling av kärnenergi.

ACCELERATOR
Anordning för acceleration av laddade partiklar såsom protoner och elektroner.

AEC (även USAEC)
United States' Atomic Energy Commission.
Amerikanska atomenergikommissionen.
Grundades för att bl a utveckla kärnkraften och övervaka dess säkerhet. AEC upphörde år 1975 och ersattes då av ERDA och NRC.

AEK
Danska atomenergikommissionen, omorganiserad från 1976–04–29.

AGGREGAT
Benämning på reaktor eller ångpanna, turbingenerator och hjälputrustning i ett värmekraftverk.

AIF
Atomic Industrial Forum.
Internationell organisation som representerar företag och institutioner med verksamhet inom området för kärnenergins fredliga utnyttjande.

AKTIVERINGSPRODUKT
Material eller ämne, som blivit radioaktivt genom bestrålning med neutroner. Sålunda aktiveras t. ex. föroreningar (korrosionsprodukter m. m.) i reaktorns kylvatten av dess neutronflöde.

AKTINID
En grupp grundämnen med atomnumren 89–103 som har sinsemellan vissa likheter i kemiskt avseende. Benämningen härrör från det lättaste ämnet i gruppen (aktinium). Till aktiniderna hör bl a torium och uran och de transuraner som berörs i denna rapport (neptunium, plutonium, americium och curium).

AKTIVITET
Se även Radioaktivitet.
Aktiviteten av ett radioaktivt ämne är antalet sönderfall per tidsenhet. Enheten för aktivitet är antalet sönderfall per sekund med den speciella enheten 1 curie (1 Ci) = 37 miljarder sönderfall per sekund, vilket ungefär motsvarar aktiviteten hos radium-226 i ett gram radium.

ALFAPARTIKEL
Se Elementarpartiklar.

ALFASTRÅLNING
Se även Joniserande strålning.
Partikelstrålning som uppkommer i samband med vissa radioaktiva ämnens sönderfall. Strålningen utgörs av positivt laddade heliumkärnor. Alfastrålning förekommer huvudsakligen vid sönderfallet av radionuklider med höga masstal.

ANRIKNING
Se även Kretslopp, kärnbränslets.
Anrikning betyder allmänt ökning av halten av ett ämne, som ingår i en blandning, i förhållande till andra ämnen i blandningen. I denna rapport avses framför allt anrikning av isotopen uran-235. Naturligt uran innehåller 0,7 % uran-235. För uranbränsle till lättvattenreaktorer krävs 2–3 % (låganrikat uran), för kärnvapen över 90 % uran-235 (höganrikat uran). Begreppet anrikning används dock även när ett ämne på biologisk väg koncentreras i en näringskedja.

AGNS
Allied General Nuclear Services
Företag ägt av Allied Chemical och General Atomic. Bygger upparbetningsanläggningen BNFP, Barnwell Nuclear Fuel Plant, vid Barnwell, S.C., USA.

ANS
American Nuclear Society.
Förening i USA med personer verksamma inom kärnenergiområdet.

ATOM
Atomen är den minsta delen av ett grundämne. Den består dels av en atomkärna innehållande protoner och neutroner, dels av elektroner sammanhållna till s. k. elektronskal utanför atomkärnan. Protonen och elektronen är elektriskt laddade partiklar och har en positiv respektive en negativ enhetsladdning.
Neutronen är däremot elektriskt oladdad (neutral). En neutral atom innehåller lika många protoner som elektroner. Detta antal kallas atomnumret och bestämmer atomens kemiska egenskaper dvs. till vilket grundämne den hör. Det sammanlagda antalet protoner och neutroner i

atomkärnan betecknas masstalet. Ett grundämne i naturen utgörs ofta av en blandning av atomer med samma atomnummer men med olika masstal. Ett visst atomslag med ett bestämt atomnummer och masstal betecknas som en nuklid. Nuklider med samma atomnummer tillhör samma grundämne. Nuklider med samma atomnummer men olika masstal, dvs. med olika antal neutroner, betecknas som isotoper av samma grundämne.

ATOMKÄRNA
Elektriskt positivt laddad central del av en atom, till vilken praktiskt taget hela atomens massa är koncentrerad. Atomkärnan består av protoner och neutroner.

ATOMENERGI
Se Kärnenergi.

ATOMNUMMER
Se Atom.

ATOMVIKT
Atomens vikt räknad i enheter som valts lika med en tolftedel av vikten hos en atom av nukliden kol-12.

AVGASSYSTEM
System för avlägsnande av radioaktiva gaser och gasburna radioaktiva föroreningar t. ex. från en reaktors primärkylkrets. Systemet kan vara försett med såväl fördröjningsanordningar (tankar) som olika filter genom vilka avgaserna passerar innan de släpps ut via mät- och provtagningsanordningar.

AVKAPSLING
Se Bränsleelement.

AVKLINGA
Se även Halveringstid och Radioaktivitet.
Avklinga används i betydelsen avta beträffande radioaktiva ämnens aktivitet.

BARSEBÄCK
Kärnkraftverk, ca 20 km norr om Malmö, ägt av Sydsvenska Kraftaktiebolaget.

BEFOLKNINGSDOS
Se även Kollektivdos.
Summan av stråldoserna till alla individer i befolkningen i en viss region eller på hela jorden som en följd av användningen av vissa anläggningar eller anordningar som medför bestrålning t. ex. kärnkraftverk.

BENSARKOM
En speciell typ av elakartad bentumör.

BESTRÅLNINGSTID
Den tid vilken ett ämne är utsatt för bestrålning, t. ex. bränslet i en reaktor.

BETAPARTIKLAR
Elektroner.

BETASTRÅLNING
Betastrålning uppstår vid många radioaktiva ämnens sönderfall. Strålningen utgörs av elektroner. Vid betastrålning uppkommer oftast även gammastrålning.

BIOSFÄR
Den biologiska miljön på jorden.

BIOSYSTEM
De levande organismerna i ett ekosystem.

BITUMINISERING
Se även Solidifiering.
Ingjutning i asfalt.

BORSILIKATGLAS
Se Vitrifiering.

BNFP
Barnwell Nuclear Fuel Plant.
Se AGNS.

BRIDREAKTOR
Se även Kärnreaktor och Snabb reaktor.
Av engelskans "breed" som betyder avla. I bridreaktorer nybildas mer klyvbart kärnbränsle än som förbrukas. I de nu använda reaktorerna, termiska reaktorer, utgör uran-235 det huvudsakliga kärnbränslet. Bridreaktorer möjliggör genom omvandlingen av uran till plutonium att 75 % av det naturliga uranets energiinnehåll kan komma att utnyttjas, jämfört med endast någon procent i termiska reaktorer.

BRÄNSLEBASSÄNG
Vattenfylld bassäng för förvaring av använda bränsleelement.

BRÄNSLECYKEL
Se Kretslopp, kärnbränslets.

BRÄNSLEELEMENT
Ett knippe av kapslade uranstavar. Uranet används vanligen i form av urandioxid. Kapslingsmaterialet brukar utgöras av zirkoniumlegeringen zircaloy.

BRÄNSLEGÅNG
Se Kretslopp, kärnbränslets.

BRÄNSLEKAPSLING
Se Bränsleelement.

BRÄNSLEKUTS
Kropp av kärnbränsle, vanligen i form av en kort cylinder. Ett stort antal kutsar staplade i ett kapslingsrör bildar en bränslestav.

BWR
Se Kokarreaktor ("Boiling Water Reactor").

CANCEROGEN
Cancerframkallande eller ämne som är cancerframkallande.

CANDUREAKTOR
Se Kärnreaktor.

CDL
Centrala Driftledningen.
De svenska kraftföretagens samarbetsorgan.

CEA
Commissariat à l'Energie Atomique.
Franska atomenergikommissionen.

CURIE
Se Aktivitet.

DEKONTAMINERA
Göra ren från radioaktivitet, genom tvätt med syror eller speciella rengöringsvätskor.

DETEKTOR
Mätinstrument.

DOS
Se Stråldos.

DOSEKVIVALENT
Se Stråldos.

DOSINTECKNING
Se Stråldos.

DOSRAT
Se Stråldos.

DOTTERPRODUKT
Nuklid som bildas vid radioaktiva ämnens sönderfall. Även dotterprodukterna kan vara radioaktiva och ibland erhålls en hel kedja av radioaktiva nuklider innan ett radioaktivt ämne omvandlats till stabila (icke-radioaktiva) nuklider.

EKOLOGI
Vetenskapen om det ömsesidiga samspelet mellan levande organismer och miljön.

ELEKTRONER
Se Elementarpartiklar

ELEMENTARPARTIKLAR
Fysikaliska enhetspartiklar som dels uppträder bundna som byggstenar i atomerna, dels uppträder fria vid kärnprocesser av olika slag. Ett stort antal sådana partiklar är kända, bl. a.

- proton — väteatomkärna med masstalet ett och med en positiv enhetsladdning
- neutron — oladdad partikel med masstalet ett. En termisk neutron har en hastighet som motsvarar värmerörelsen vid normal rumstemperatur.
- elektron — partikel med en negativ enhetsladdning och en massa ca 1/100 av protonens
- deutron — tung vätekärna med masstalet två och en positiv enhetsladdning
- alfapartikel — heliumkärna med masstalet fyra och två positiva enhetsladdningar
- neutrino — oladdad partikel utan massa

ELEMENTNUMMER
Se Atomnummer.

EKOSYSTEM
En mer eller mindre avgränsad enhet i naturen innefattande miljön med producerande, konsumerande och nedbrytande organismer vilka är ömsesidigt beroende av varandra.

EPA
Environmental Protection Agency.
Det amerikanska naturvårdsverket.

ERDA
Energy Research and Development Administration.
USA:s organ för forskning och utveckling inom hela energiområdet.

EROSION
Naturlig nedbrytning av landytan.

ERUPTIV BERGART
Del av berggrunden som ursprungligen i smält tillstånd brutit fram från jordens inre och därefter stelnat.

EURATOM
EG-ländernas atomenergisamarbete som regleras av Euratomfördraget.

EUROCHEMIC
Samarbete mellan för närvarande 12 europeiska länder inom OECD:s ram för utveckling kring upparbetning och radioaktivt avfall. Anläggning i Mol, Belgien.

EXTERN BESTRÅLNING
Yttre bestrålning, orsakad av en yttre strålkälla.

EXTERNDOS
Dos erhållen från strålkälla, belägen utanför kroppen.

EXTRAKTION
Överföring av ett löst ämne från t. ex. vatten till en organisk lösning eller omvänt.

FERTIL
Fruktsam.
Begreppet används även i överförd betydelse för kärnbränsle där t. ex. uran-238 är fertilt eftersom det kan överföras i klyvbart plutonium-239.

FISSIL
Klyvbar, såsom uran-235 och plutonium-239.

FISSION
Se Kärnklyvning.

FISSIONSPRODUKT
Se Klyvningsprodukt.

FISSIONSREAKTOR
Kärnreaktor i vilken tunga atomkärnor klyvs under frigörande av energi.

FOA
Försvarets forskningsanstalt.
Utför även strålskyddsforskning, ofta i samarbete med andra svenska vetenskapliga institutioner.

FORSMARK
Kärnkraftverk vid Upplandskusten, ca 120 km norr om Stockholm, ägt av Forsmarks Kraftgrupp AB, som i sin tur statens vattenfallsverk äger till 75 %.

FOSFATGLAS
Se Vitrifiering.

FUSION
Sammansmältning. Som kärnfysikaliskt begrepp betyder fusion sammanslagning av lätta atomkärnor till tyngre.

FUSIONSREAKTOR
Kärnreaktor i vilken lätta atomkärnor förenas under frigörande av energi.

GAMMASTRÅLNING
Elektromagnetisk strålning som uppstår bl. a. vid radioaktivt sönderfall. Gammastrålning är av samma art som synligt ljus, ultraviolett strålning, radiovågor och röntgenstrålning. Den är ännu mera genomträngande än röntgenstrålningen. Gammastrålningen kan också betraktas som bestående av små "energipaket" eller "partiklar" som kallas gammakvanta eller fotoner.

GAS-GRAFIT-REAKTOR
Se även Kärnreaktor.
Reaktor som kyls av gas och har grafit som moderator.

GASKYLD REAKTOR
Reaktor i vilken kylmedlet utgörs av gas, t. ex. koldioxid eller helium.

GEOLOGISK BILDNING
En bergartsenhet av bestämd ålder och sammansättning.

HALOGENER
En grupp besläktade grundämnen i vilka bl. a. ingår klor och jod.

HALVERINGSTID
Halveringstiden är ett mått på hastigheten av det radioaktiva sönderfallet för ett ämne. Av en given mängd radioaktiva atomkärnor sönderfaller hälften under en halveringstid. Denna brukar även kallas fysikalisk halveringstid för att skilja den från den biologiska halveringstiden som avser den tid, under vilken mängden av ett ämne i kroppen (eller i ett speciellt organ) minskar till hälften på grund av den biologiska omsätt-

ningen (t. ex. nedbrytning och utsöndring). Med effektiv halveringstid avser man den tid det tar för ett radioaktivt ämne i kroppen (eller i ett visst organ) att minska till hälften på grund av den sammanlagda effekten av det fysikaliska sönderfallet och den biologiska omsättningen.

HAVERI
Större skada på någon del av en anläggning, som ofta kräver att nödsystemen träder i funktion, och som medför längre driftavbrott.

HELKROPPSDOS
Dos, som erhållits vid relativt jämnt fördelad bestrålning av hela kroppen.

HWR
"Heavy Water Reactor". Se Tungvattenreaktor.

HYDROLOGI
Vetenskapen om vattnet och dess kretslopp i naturen.

HYDRAULISK GRADIENT
Höjdskillnaden mellan den fria grundvattenytan på två punkter dividerad med avståndet.

HÖGAKTIVT AVFALL
Avfall med hög aktivitet av radioaktiva ämnen. Här genomgående det avfall innehållande klyvningsprodukterna som avskiljs från det använda bränslet vid upparbetning.

HÖGTEMPERATURREAKTOR
Grafitmodererad, heliumkyld reaktor som medger höga arbetstemperaturer och därmed förbättrad turbinverkningsgrad.

HÖLJERÖR
Rör som omger ett bränsleelement för att styra kylvattenflödet genom elementet.

IAEA
International Atomic Energy Agency.
Det internationella atomenergiorganet i Wien.
Dess uppgift är att främja fredlig användning av kärnkraft.

ICRP
International Commission on Radiological Protection.
Internationella strålningskommissionen. Icke-statlig kommitté under internationella strålningskongressen. Kommissionen grundades 1928. Den består av ordförande och tolv medlemmar som väljs på grund av personliga kvalifikationer utan hänsyn till nationalitet. ICRP är vägledande beträffande strålskyddsnormer.

IMMUNOLOGISK
Av immun (oemottaglig). Immunologiska mekanismer hos levande organismer har till uppgift att oskadliggöra för individen främmande element såsom bakterier, virus, felbildade celler, etc.

INNESLUTNING
Tät konstruktion för innehållande av radioaktiva produkter i en kärnteknisk anläggning såväl vid missöden som under normal drift.

INSTALLERAD EFFEKT
Även nominell effekt, den maximala eleffekten som ett kraftverk är avsett att drivas med.

INTERN BESTRÅLNING
Bestrålning från radioaktiva ämnen som befinner sig inne i kroppen.

ISOTOP
Se Atom.

JON
Atom eller molekyl vars elektronskal avgivit eller upptagit en eller flera elektroner och därmed blivit positivt eller negativt laddad.

JONISERANDE STRÅLNING
Strålning som joniserar materia, dvs. avlägsnar elektroner från atomernas elektronskal. Hit hör t. ex. alfastrålning, betastrålning, röntgenstrålning och gammastrålning.

KALCINERING
Se även Solidifiering.
Rostning, upphettning till 300–500°C.

KAPSLING
Slutet hölje, vanligtvis ett rör, kring reaktorbränslet. Kapslingen hindrar kemiska reaktioner mellan bränsle och kylmedel, innesluter radioaktiva produkter bildade under bestrålningen och bär upp bränslet.

KAPSLINGSAVFALL
Kapslingsmaterial som blir kvar vid bränslets upparbetning. Vid bränsle från lättvattenreaktorer innehåller det bl. a. radioaktivt zirkonium samt små mängder uran, plutonium och klyvningsprodukter.

KEDJEREAKTION
Se Kärnklyvning.

KLYVNINGSPRODUKT
Nuklid som bildats genom klyvning av t. ex. uran-235 eller plutonium-239.

KOKARREAKTOR
Se även Kärnreaktor.
På engelska "Boiling Water Reactor" (BWR). Kärnreaktor, där kylmedlet utgörs av vatten som bringas till kokning vid kontakt med de heta bränsleelementen. Ångan driver sedan turbiner som alstrar elkraft.

KOLLEKTIVDOS
Se även Stråldos.
Med kollektivdos, som är ett uttryck som används i strålskyddssammanhang, avses antalet personer i en given befolkning multiplicerat med deras genomsnittliga stråldos. Enheten för kollektivdos är manrad.

KONDENSKRAFTVERK
Anläggning, där ångan alstras med hjälp av nukleärt eller fossilt bränsle för produktion av elektrisk energi medelst turbiner och där ångan kondenserar vid lågt tryck i en vattenkyld kondensor.

KONDENSOR
Anordning, oftast innehållande vattenkylda rör (tuber), för kondensering av ånga efter passage genom en turbin.

KONFIGURATION
Geometrisk uppställning.

KONTAMINERA
Förorena med t. ex. radioaktivt material.

KONVERTERING
Kemisk omvandling.

KORROSION
Upplösning (frätning) av metaller och legeringar.

KORROSIONSPRODUKT
Rost eller annat material som kan frigöras vid korrosion.

KORTLIVAD RADIOAKTIVITET
Radioaktiva ämnen, t. ex. klyvningsprodukter, med korta halveringstider.

KRAFTVÄRMEVERK
Anläggning som levererar både värme för t. ex. bostadsuppvärmning och elektrisk energi.

KRETSLOPP, KÄRNBRÄNSLETS
Även bränsecykeln eller bränslegången.
Det kretslopp som det klyvbara materialet genomgår för att utnyttjas som kärnbränsle. De viktigaste delarna är gruvbrytning, anrikning, bränsleelementtillverkning, upparbetning och avfallshantering. Det plutonium

och uran som utvinns av använda bränsleelement kan användas för tillverkning av nya, uranet dock vanligen först efter förnyad anrikning.

KRITICITET
Det tillstånd då en kärnklyvningsprocess förmår underhålla sig själv genom att vid klyvning frigjorda neutroner är lika många som de förbrukade. Frigörs fler eller färre neutroner än som förbrukas, är processen överkritisk resp underkritisk.

KRITISKT ORGAN
I strålskyddssammanhang beteckning på det organ i vilket stråldosen blir högst efter tillförsel av ett visst radioaktivt ämne.

KUTSAR
Se Bränslekuts.

KÄLLSTYRKA
Aktivitet hos en strålkälla.

KÄRNENERGI
Energi som frigörs vid reaktioner i atomkärnan, såsom fissionsenergi vid klyvning och fusionsenergi vid sammanslagning av atomkärnor.

KÄRNKLYVNING
Kärnklyvning kan vara spontan som hos vissa tunga atomkärnor eller inducerad, t. ex. orsakad av en neutron som kolliderar med kärnan. I en reaktor i drift pågår fortlöpande en kedjereaktion, varvid atomkärnor av uran-235 klyvs och neutroner frigörs av vilka en del i sin tur förorsakar nya kärnklyvningar.

KÄRNREAKTOR
Anläggning för alstring av kärnenergi genom en kontrollerad kedjereaktion av kärnklyvning i t. ex. uran-235. Effekten styrs av t. ex. neutronabsorberande stavar, som innehåller bor eller kadium. Om neutronerna måste bromsas i en moderator för att kedjereaktionen skall kunna fortgå talar man om en termisk reaktor. Moderatorn kan bestå av grafit eller vatten, antingen lätt vatten (vanligt vatten) eller tungt vatten. Kärnreaktor utan moderator benämns snabb reaktor. Exempel på grafitmodererade reaktorer är de engelska Magnox-reaktorerna. Den kanadensiska Candu-reaktorn är tungvattenmodererad.

LEUKEMI
Elakartad tumörsjukdom i de blodbildande organen.

LUFTBUREN AKTIVITET
Aktivitet i luften antingen i form av partiklar eller i gasform.

LÅNGLIVAD AKTIVITET
Radioaktiva ämnen, t. ex. klyvningsprodukter, med långa halveringstider.

LÄTTA ATOMKÄRNOR
Atomkärnor med låga masstal.

LÄTTVATTENREAKTOR
Se även Kärnreaktor.
En kärnreaktor där moderatorn utgörs av vanligt vatten.

MFRP
Midwest Fuel Recovery Plant. Upparbetningsanläggning nära Morris, Ill., USA, ägd av General Electric. Ej i drift.

MANRAD
Se Kollektivdos.

MASSTAL
Se även Atom.
Det sammanlagda antalet protoner och neutroner i atomkärnan.

MODERATOR
Se Kärnreaktor.

MILJÖFARLIG VERKSAMHET
Verksamhet som kan belasta mark, luft eller vatten med hälsofarliga mängder föroreningar eller andra störningar såsom buller. Villkor för sådan verksamhet föreskrivs på grundval av miljöskyddslagen.

MOLEKYL
Den minsta del vari en kemisk förening kan förekomma.

MUTATION
Abrupt uppträdande förändring i cellens genetiska material, dvs. kromosomerna. Berör mutationen en könscell kan en ärftlig förändring uppstå. Många mutationer är letala dvs. den drabbade cellen kan ej ge upphov till en livsduglig avkomma.

NATURLIGT URAN
Se även uran.
Uran med den isotopsammansättning som finns i naturen.

NEA
Nuclear Energy Agency.
OECD:s kärnenergiorgan.

NEUTRINO
Se Elementarpartikel.

NEUTRON
Se Elementarpartikel.

NFS
Nuclear Fuel Services
Företag med bl. a. upparbetningsanläggning i West Valley, N.Y., USA.

NRC
Nuclear Regulatory Commission.
Den amerikanska inspektionen för kärnkraftens säkerhet.

NUKLEÄR
Kärn-; som har med atomkärnor och kärnreaktioner att göra.

NUKLID
Se Atom.

NÄRINGSKEDJA
En kedja av organismer där varje led utgör näring åt nästa, t. ex. plankton-kräftdjur-småfisk-rovfisk-fiskätande fågel eller människa.

OECD
Organization for Economic Cooperation and Development. Organisationen för ekonomiskt samarbete och utveckling. Flertalet västeuropeiska länder samt en del utomeuropeiska är medlemmar. OECD är huvudman för NEA:

OSKARSHAMNSVERKET
Kärnkraftverk vid Simpvarp ca 20 km nordnordost Oskarshamn, ägt av Oskarshamnsverkets Kraftgrupp AB, OKG. Sydkraft äger 35 % av aktierna i OKG.

PERMEABILITET
Genomsläpplighet, t. ex. för vatten.

PLUTONIUM
Ett nytt grundämne som bildas vid drift av kärnreaktorer och som utvinns ur använda bränsleelement genom upparbetning. Några isotoper av plutonium är, liksom uran-235, klyvbara och kan därför användas som reaktorbränsle.

PRIMÄRKYLKRETS
Kylkrets med vilken värmeenergi bortförs direkt från en energikälla, t. ex. en reaktorhärd.

PROTON
Se Elementarpartikel.

PYROLYS
Sönderdelning av kemiska ämnen genom upphettning varvid vätskor och gaser frigörs.

PWR
Pressurized Water Reactor. Se Tryckvattenreaktor.

R2
Materialprovningsreaktor hos AB Atomenergi i Studsvik.

RADIO-
Strål-, strålnings-; som har med radioaktivitet att göra.

RAD
Enhet för stråldos. En rad motsvarar en absorberad energimängd per viktsenhet material av 0,01 J/kg.

RADIOAKTIVITET
Se även Aktivitet och Halveringstid.
Fenomen som innebär att atomkärnan sönderfaller utan utsändande av strålning.

RADIOEKOLOGISK
Som har med radioaktiva ämnens vandring i naturen att göra, t. ex. genom upptag i växter, djur och människor.

RADIONUKLID
Radioaktiv nuklid.

REAKTORHÄRD
Del av en reaktor i vilken klyvningsprocessen äger rum.

REAKTORTANK
Kärl som omsluter en reaktors härd och med härden samhörande delar.

RECIPIENT
Avser i allmänhet ett vattenområde, som mottar utsläpp av t. ex. kylvatten eller förorenande ämnen.

REDUNDANS
Även flertalighet.
En metod att säkerställa en funktion genom att verkställa densamma med hjälp av flera av varandra oberoende system.

REM
Enhet för dosekvivalent. Se även Stråldos.

RESTEFFEKT
Effektutveckling i reaktorbränslet sedan reaktorn stängts av, orsakad av klyvningsprodukternas radioaktivitet.

RINGHALS
Kärnkraftverk vid Värö ca 50 km söder om Göteborg, ägt av Statens Vattenfallsverk.

RÖNTGENDIAGNOSTIK
Medicinsk undersökning som sker med hjälp av röntgenstrålning.

RÖNTGENSTRÅLNING
Kortvågig elektromagnetisk strålning. Se även Gammastrålning.

SEKUNDÄRKYLKRETS
Kylkrets med vilken värmeenergi bortförs från en primärkylkrets.

SAMLOKALISERING
Olika produktionsenheter framför allt industrier förlagda tillsammans så att de kan utnyttja samma resurser i fråga om markområde, vatten, avlopp och av samhället ordnade vägar, kommunikationer etc.

SIMPVARP
Se Oskarshamnsverket.

SKBF
Svensk Kärnbränsleförsörjning AB, bildat genom riksdagsbeslut 1972. Företag ägt av Statens Vattenfallsverk 50 %, Sydsvenska Kraft AB 25 % och Oskarshamnsverkets Kraftgrupp AB 25 %.

SKI
Statens Kärnkraftinspektion.
Den svenska myndigheten för kärnkraftens säkerhet.

SKÖLDKÖRTEL
Inresekretorisk körtel, belägen på ömse sidor om struphuvudets sköldbrosk.

SCINTIGRAFISK UNDERSÖKNING
Tekniskt förfaringssätt i samband med medicinska undersökningar med radionuklider. Genom en eller flera scintillationsdetektorer kartläggs fördelningen i organismen av en tillförd radionuklid. Resultatet presenteras ofta i bildmässig form, ett s. k. scintigram.

SJUNKVATTEN
Det rörliga vattnet i marken ovanför grundvattenytan.

SNABBSTOPP
Snabb minskning av en reaktors effekt. Kan utlösas manuellt eller genom automatisk funktion.

SNABB REAKTOR
Se även Kärnreaktor och Bridreaktor.
Kärnreaktor som utnyttjar snabba neutroner och därför saknar moderator. Som kylmedel kan användas t. ex. flytande natrium eller heliumgas.

SNV
Statens naturvårdsverk.
Central myndighet i Sverige för ärenden rörande miljöskydd och naturvård.

SOLIDIFIERING
Överföring i fast form.

SSI
Statens strålskyddsinstitut.
Central myndighet för ärenden rörande skydd mot joniserande strålning.

STRÅLNINGSDIAGNOSTIK
Medicinska undersökningar där joniserande strålning används, t. ex. röntgendiagnostik.

STRÅLDOS
Med stråldos avses den per massenhet absorberade energin. Enheten för stråldos är 1 joule/kg, med den speciella enheten 1 rad = 0,01 joule/kg. Med dosrat avser man stråldosen per tidsenhet (t. ex. rad/s).
Eftersom en och samma stråldos framkallad av olika strålarter kan ha olika stor biologisk effekt använder man i strålskyddssammanhang ibland begreppet dosekvivalent, varvid man avser stråldosen multiplicerad med en kvalitetsfaktor. Enheten för dosekvivalent är liksom för stråldosen 1 joule/kg men med den speciella enheten 1 rem. För de vanliga strålslagen röntgenstrålning, gammastrålning och betastrålning är kvalitetsfaktorn 1 och dosekvivalenten alltså 1 rem då stråldosen är 1 rad. För alfastrålning brukar man räkna med en dosekvivalent av 10 rem då stråldosen är 1 rad, vilket beror på att alfastrålning antas ha ca 10 gånger så stor biologisk effekt per dosenhet som de förut nämnda strålarterna. Ofta talar man om "stråldos" även då man menar dosekvivalent, men genom att enheten har ett särskilt namn kan man se vad som avses. Med kollektivdos avses produkten av antalet personer i en given befolkning och deras genomsnittliga stråldos. Enheten för kollektivdos är manrad. Begreppet dosinteckning (eng. "dose commitment") har tillkommit för att ge en uppfattning om det totala framtida dosbidraget som en viss åtgärd åstadkommer (t. ex. ett kärnvapenprov, ett årsutsläpp från en upparbetningsanläggning, produktion av en given mängd elenergi). Dosinteckning kan, något förenklat, definieras som summan av alla de framtida årsdoser

som genomsnittligt erhålls inom en given befolkning. Befolkningen kan vara hela jordens befolkning eller en begränsad grupp och den behöver inte bestå av samma individer från år till år.

STRÅLSKYDD
Åtgärder som vidtas för att skydda mot joniserande strålning. Bestämmelser om strålskydd utfärdas av statens strålskyddsinstitut.

STUDSVIK
AB Atomenergis forskningsstation belägen 80 km sydväst om Stockholm.

STRÅLSKÄRM
Konstruktion vid strålkälla med uppgift att skydda omgivningen från strålning. Kan exempelvis ha formen av betongskärm kring reaktortank eller skyddande vägg vid operatörsplats.

STYRSTAV
Stavformigt styrelement innehållande neutronabsorberande material som kan förskjutas inom härden för reglering av reaktoreffekten.

SYDKRAFT
Sydsvenska Kraft AB. Sydkraft äger Barsebäcksverket och 35 % av Oskarshamnsverkets Kraftgrupp AB. OKG.

SÖNDERFALLSKEDJA
Serie av nuklider, i vilken varje nuklid genom radioaktivt sönderfall (dock ej klyvning) övergår i nästa, tills en stabil nuklid slutligen bildas.

TERMISK NEUTRON
Se Elementarpartikel.

TERMISK REAKTOR
Se även Kärnreaktor.
Reaktor som utnyttjar termiska neutroner, dvs. reaktor med moderator.

TRANSMUTATION
Kärnomvandling.

TRANSURANER
Grundämne med högre atomnummer än uran. Bildas i reaktorbränslet genom neutroninfångning, t. ex. neptunium, plutonium, americium, curium.

TRITIUM
Se Tungt vatten.

TRYCKVATTENREAKTOR
Se även Kärnreaktor.
På engelska Pressurized Water Reactor (PWR).
Kärnreaktor där kylmedlet utgörs av vatten, som genom förhöjt tryck hindras från att koka. Det uppvärmda vattnet alstrar ånga i en ånggenerator och denna sekundärånga driver turbinen som alstrar elkraft.

TUNGT VATTEN
Vatten (H_2O) är en kemisk förening av väte (H) och syre (O). Vätet består av två isotoper, 99.9844 % lätt väte H (protium) och 0.0156 % av tungt väte ^2D (deuterium). Det innehåller dessutom spårmängder av en tredje väteisotop ^3T (tritium). Det tunga vätet kan anrikas till vatten med över 99 % tungt väte och kallas då tungt vatten (D_2O). Det har densiteten 1.1 (vanligt vatten 1.0).

TUNGVATTENREAKTOR
Se även Kärnreaktor.
på engelska Heavy Water Reaktor (HWR). Kärnreaktor där moderatorn utgörs av tungt vatten, vilket absorberar neutroner mindre än lätt vatten. Detta gör att en tungvattenreaktor kan drivas med naturligt uran som bränsle.

UNITED REPROCESSORS GMBH
Av Storbritannien, Frankrike och Västtyskland 1971 bildat företag för att samordna dessa länders insatser på upparbetningsområdet.

UNSCEAR
United Nations' Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation.

UPPARBETNING
Kemisk process i vilken kvarvarande uran och plutonium i använda bränsleelement skiljs och rensas från de radioaktiva avfallprodukter som bildats genom kärnklyvningen. Utvunnet plutonium och uran kan återföras i bränslegången.

URAN
Ett i naturen förekommande grundämne som används i reaktorbränsle. Naturligt uran består av tre isotoper, uran-238 (99,28 %), uran-235 (0,715 %) som är klyvbart och uran-234 (0,0058 %).

UTARMAT URAN
Uran som vid anrikning eller i reaktorn utarmats på uran-235, så att halten blir lägre än det naturliga uranets 0.7 %. Från anrikningsprocessen fås ett utarmat uran med 0.2–0.3 % uran-235.

VITRIFIERING
Förglasning. Radioaktivt avfall binds i fast form genom tillsats av andra ämnen och smältning vid 1000–1200°C. Glas eller keramikliknande ämnen bildas, vilka är härdiga mot kemiska angrepp och mekanisk åverkan. Olika processer är under utprovning för t. ex. borsilikatglas och fosfatglas. Dessa smältor gjuts in i metallbehållare som sedan hålls kylda.

ZIRCALOY
En legering av zirkonium med små mängder av andra metaller som tenn och järn. Den används för inkapsling av kärnbränsle och har goda egenskaper vad gäller värmeledningsförmåga, formbarhet, hållfasthet, låg neutroninfångning samt motståndskraft mot värme och korrosion.

ÅGESTA
Läge för Sveriges första kraftreaktor som var av tungvattentyp och belägen ca 3,5 km sydväst om Farsta, en förort till Stockholm.

ÄDELGASER
Gemensam beteckning på de gasformiga grundämnena helium, neon, argon, krypton, toron, xenon och radon, som endast undantagsvis ingår i kemisk förening med andra ämnen.

Symboler som används för att ange multiplar av fysikaliska enheter.

Multipel			Prefix	Symbol
10^{18}	=	1 000 000 000 000 000 000	Exa	E
10^{15}	=	1 000 000 000 000 000	Peta	P
10^{12}	=	1 000 000 000 000	tera	T
10^{9}	=	1 000 000 000	giga	G
10^{6}	=	1 000 000	mega	M
10^{3}	=	1 000	kilo	k
10^{-3}	=	0.001	milli	m
10^{-6}	=	0.000 001	mikro	μ
10^{-9}	=	0.000 000 001	nano	n
10^{-12}	=	0.000 000 000 001	pico	p
10^{-15}	=	0.000 000 000 000 001	femto	f
10^{-18}	=	0.000 000 000 000 000 001	atto	a

Litteraturförteckning

A Kärnbränslegången allmänt

1 The Nuclear Industry 1974, WASH – 1174 – 74
2 Bergman B, Krämer H Technischer und wirtschaflicher Stand sowie Aussichten der Kernenergie in der Kraftwirtschaft der BRD, febr 1972 Jül – 827 – HT
3 Proceedings of the third international symposium on packaging and transportation of radioactive materials, (Richland, Wash), aug 1971
4 Höchel J, m fl Der Brennstoffkreislauf Schriftenreihe des Deutschen Atomforums, heft 19, 1972
5 Blomeke J O, Kee C W, Salmon R Shipments in the nuclear fuel cycle projected to the year 2000 Nuclear News, June 1975
6 La maturité de l'energie nucleaire Communications de la 1. conference nucleaire europeenne Paris, 21–25 april 1975
7 Joint topical meeting on commerical nuclear fuel technology today. Toronto, Canada 75-CNA/ANS – 1--, 28–30 april 1975
8 Entsorgung der Kerntechnik, Deutsches Atomforum Symposium, 19–20 januari 1976
9 AIF international conference on the nuclear fuel cycle, Stockholm 28–31 oktober 1975
10 Nuclear fuel cycle, a report by the fuel cycle task force, ERDA-33, mars 1975
11 Regulations for the safe transport of radioactive materials. 1973 Revised Edition IAEA Safety Series No. 6, IAEA 1973
12 The safety of nuclear power reactors (light water-cooled) and related facilities WASH-1250, USAEC, July 1973
13 1st UN international conference on the peaceful uses of atomic energy, Geneva 1955
14 2nd UN international conference on the peaceful uses of atomic energy Geneva 1958
15 3rd UN international conference on the peaceful uses of atomic energy, Geneva 1964
16 4th UN international conference on the peaceful uses of atomic energy, Geneva 1971
17 Das Entsorgungssystem in nuklearen Brennstoffkreislauf, Atomwirtschaft Juli 1974
18 AIF Fuel Cycle Conference-75, Atlanta, 1975
19 Sveriges försörjning med kärnbränsle Promemoria utarbetad inom industridepartementet December 1971, Ds I 1971:4
20 NE (74):5 NEA contribution to the review of long term energy policies. Part I: Nuclear contribution to future energy needs in OECD countries (final report) 28 mars 1974
21 Klimov A Nuclear physics and nuclear reactors. MIR Publishers, Moskva 1975

22 Atomnoj energetike XX let, Atomizdat, Moskva 1974
23 Union of Concerned Scientists, The nuclear fuel cycle, Cambridge, Mass., USA 1973
24 Kågeson P Stoppa kärnkraften, Prisma, Stockholm 1973
25 Alfvén H, Ford D, Gillberg B, Rosander R, Tamplin A Atomkraft. En bok om reaktorsäkerhet, högaktivt avfall och propaganda Miljöförlaget, 1974
26 Lovins, Amory B Nuclear Power. Technical bases for ethical concern. 2nd edition, March 1975 Friends of the Earth Ltd

B Hantering av använt kärnbränsle

1 Wolfe B, Carson A B, Sloat R J Reprocessing and recovery aspects of the fuel cycle, Atomic Ind Forum, 740319, New Orleans
2 Brown C L Reprocessing and transportation: Criticality safety in plutonium recycle, 14–18 oktober, 1974 Joint Center for Graduate Study, Richland, Wash.
3 American National Standards Inst. (ANSI) Nuclear material control systems for fuel reprocessing facilities (a guide to practice) ANSI N 15.13 – 1974
4 Barnwell nuclear fuel plant. Safety analysis report. DOCKET – 50332
5 von Koch G, et al Überlegungen zum Fliesschema einer Wiederaufarbeitungsgrossanlage Atomwirtschaft, Mars 1975
6 LWR Spent fuel disposition capacilities ERDA-25. Mars 1975
7 Slansky C M Nuclear fuel reprocessing – historical perspective and trends, 11 mars 1974
8 Flagg, John F Chemical processing of reactor fuels, Academic Press, New York and London 1961
9 Process Chemistry, Vol 1, 2, 3, 4, Progress in Nuclear Energy, Series III Pergamon Press, London and New York
10 Reprocessing of fuel from present and future power reactors, Kjeller Report KR-126, sept 1967
11 Aqueous reprocessing chemistry for irradiated fuels, ENEA-Eurochemic Symposium, Bryssel 1963
12 Fuel Reprocessing Reactor Handbook, Vol II, Interscience Publishers Inc, New York 1961
13 Long, Justin T Engineering for Nuclear fuel reprocessing, Gordon and Breach Science Publishers Inc, New York 1967
14 Symposium on the reprocessing of irradiated fuels, Bryssel 1957, USAEC TID – 7534
15 Stoller S M, Richards R B Fuel Reprocessing, Reactor Handbok, Vol II Interscience Publishers Inc, New York–London 1961, 2nd edition
16 Reprocessing of highly irradiated fuels, IAEA-115, Wien 1969
17 Costello J M, Levins D M Reduction of capital costs in reprocessing power reactor fuels, A design study AAEC/E 275, 1973
18 Zur Auslegung einer grossen Wiederaufarbeitungsanalage Atomwirtschaft, Juli/Aug 1975
19 Colby L J jr Fuel reprocessing in the United States, A review of problems and some solutions, Nuclear News, jan 1976
20 The future of reprocessing in Europe. A Foratom Study, issued in February 1970
21 Zühlke P, Reprocessing in Europe today, Atoms in Japan, Vol 17, June 1973, Supplement
22 Upparbetning av kärnbränsle. Studie av en arbetsgrupp inom industri-, jordbruks och civildepartementen Stencil I 1971:1

C Hantering av radioaktivt avfall

1 IAEA symposium on the management of radioactive wastes from the nuclear fuel cycle, Wien 22–26 mars 1976
2 Seminar on the management of plutonium contaminated solid wastes Marcoule 14–16 oktober 1974
3 Disposal of radioactive waste, NEA information meeting, Paris 12–14 april 1972
4 Report on the investigation of the 106 T tank leak at the Hanford reservation, Richland Washington, juli 1973
5 Draft environmental statement on high level and transuranium contaminated radioactive waste, WASH-1539, september 1974
6 Gera F, Jacobs D G Considerations in the long-term management of high-level radioactive wastes, ORNL-4762, februari 1972
7 Retrievable surface storage facility alternative concepts engineering studies ARH-2888 REV. juli 1974
8 Walton R D jr The management of commercial radioactive waste (high-level and transuranium contaminated solid wastes) AEC, 15 oktober 1974
9 Buckham J A, Slansky C M Waste management in nuclear power production ANS winter meeting, San Fransisco, 16–21 nov 1975
10 Andersen F H, Slansky C M Decommissioning in the mature nuclear fuel reprocessing industry, ANS winter meeting, San Fransisco, 16–21 nov 1975
11 Siting of fuel reprocessing plants and waste management facilities, ORNL-4451, USAEC, juli 1970
12 Hogg G W, Holcomb W F, Lakey L T, Jones L H, Coward D D A survey of NRTS waste management practices, Volume 1, ICP-1042-1, sept 1971
13 Practices in the treatment of low- and – and intermediate level radioactive wastes IAEA 1965
14 Bonniaud R La vitrification en France des solutions de produits de fission Dept. de genie radioaktif, CEA, Marcoule, 1975
15 IAEA Symposium on treatment and storage of high-level radioactive wastes Wien, 8–12 oktober 1962
16 AEC symposium on the solidification and longterm storage of highly radioactive wastes, 14–18 februari 1966
17 NEA/IAEA symposium on the management of radioaktive wastes from fuel reprocessing, Paris, 27 november-1 december 1972
18 Radioaktive waste management practices in Wester Europe, NEA/OECD, september 1971
19 Gillette R Radiation spill at Hanford: The anatomy of an accident, Science Vol, 181, 24 augusti 1973
20 Plan for the management of AEC-generated wastes, WASH-1202 (73), juli 1973
21 Bechthold W Transport von hochaktiven verglasten Spaltprodukten, KFK 1263, september 1970
22 Perona J J, et al Design and safety considerations of shipping solidified high-level radioactive wastes, ORNL-TM-2971, december 1970
23 Statens strålsskyddsinstitut Förslag till riktlinjer för omhändertagande av radioaktivt avfall. SSI: 1972-019. Juni 1972
24 Affald fra kernekraftverker, AEK-Handelsministeriet, Köpenhamn, april-maj 1976
25 IAEA/NEA symposium on the siting of nuclear facilities, december 1974, IAEA, Wien 1975, STI–PUB–384

D Slutförvaring av radioaktivt avfall

1 IAEA seminar on the disposal of radioactive wastes into geologic formations. Clausthal-Zellerfeld, BRD, 1–3 december 1975

2 The Oklo phenomenon. Proceedings of a symposium, Libreville, 23–27 June 1975, organized by the International Atomic Energy Agency in cooperation with the French Atomic Energy Commission and the government of the republic of Gabon.

3 Improvements needed in the land disposal of radioactive wastes – a problem of centuries. Report to the congress by the comptroller general of the United States. 12 januari 1976

4 Geologic and hydrologic considerations for various concepts of high-level radioactive waste disposal in conterminous United States. Open-file report 74–158, US Department of the interior, geological survey, 1974

5 Endlagerung verbrauchter Brennelemente aus dem AVR-Versuchskernkraftwerk im Salzbergwerk Asse. Jul-1169, Februari 1975

6 McClain W C Rock deformations resulting from Project Salt Vault, ORNL-TM-4381 (nov 1973)

7 Perona J J, Bradshaw R L, Blomeke J O Chemical Techonology Division, Health Physics Division, Comparative costs for final disposal of radioactive solids in concrete vaults, granite, and salt formations ORNL-TM-664 (okt 1963)

8 Lomenick T F, Boch A L Site investigations for a bedded salt pilot plant in the Permian Basin, CONF-730910-1

9 Fulda D, Schwandt A, Richter D Möglichkeiten zur Beseitugung radioaktiver Abfälle in Salzformation auf dem Territorium der Deutschen Demokratischen Republik SZS-5/68, feb 1968

10 Franke H, Richter D Lagerung radioaktiver Abfälle in Salzformationen-Entwicklungsstand und Möglichkeiten, SZS-137, sept 1972

11 Mosler H Endlagerung hochaktiver Abfälle im Salz-gestein-Entwicklungsstand und Probleme, SZS-138, sept 1972

12 Committee on radioactive waste management Disposal of solid radioactive waste in bedded salt deposits, nov 1970

13 Bradshaw R L, Perona J J, Blomeke J O, Boegly W J Health Physics Division, Chemical Technology Division, Evaluation of ultimate disposal methods for liquid and solid radioactive wastes, ORNL-3358, mars 1969

14 Geological Survey Bulletin 1148 Summary of rock salt deposits in the United States as possible storage sites for radioactive waste materials, 1963

15 Bradshaw R L, McClain W C Project Salt Vault: A demonstration of the disposal of high-activity solidified wastes in underground salt mines, ORNL-4555, april 1971

16 Blomeke J O, Sonder E, Nichols J P, Lindenbaum S, Dillon R S, Arnold E D, Soard H F An analysis of energy storage and its effects in the proposed national radioactive waste repository, ORNL-TM-3403, juni 1971

17 Armands G Geochemical prospecting of a uraniferous bog deposit at Masugnsbyn, Northern Sweden, in "Geochemical prospecting in Fennoscandia", A Kvalheim, Ed. Interscience New York, p. 127–154

18 Batulin S G, Golevin E A, Zelenova O I, et al Exogeneous epigenetic uranium deposits. Atomizdat, 1965

19 Bergman, S G A, Lindman K, Ullerud S Tätning av finsprickigt berg. Stiftelsen bergteknisk forskning, Bergmekanikdag 1975, p. 67–82 1975

20 High-leve radioactive waste management alternatives. Vol 2, sect. 4. Geologic disposal. Battelle, Pacific Northwest Laboratories, Richland, WashBNWL-1900, 1974

21 Bowie S H U, Ball T K, Ostle T D, Geochemical methods in the detection of hidden uranium deposits. In "Geochemical exploration", Montreal: Canad. Inst. Min Metall, CIM Spec. Vol II, 103–111 1971

22 Brotzen O: On the occurrence of uranium in ancient conglomerates. Econ. Geol. 53, p 489–491 1958

23 Burkov V V, Podporina Ye K, Rare earths in granitoid residium. Dokl. Acad. Sci. USSR, Earth Sci Sect. 177, 214–216, 1967
24 Committe on radioactive waste management, an evaluation of the concept of storing radioactive wastes in bedrock below the Savannah River plant site. National academy of sciences, Washington D.C. 1972
25 Dorr J A, Eschman D F: Geology of Michigan. University of Michigan Press, Ann Arbor 476 p, 1970
26 Eriksson E, Khunakasem V, The chemistry of ground water in "Ground water problems", Eriksson E, Gustafsson Y and Nilsson K ed. Pergamon Press, Oxford 1968
27 Freeze A R, Witherspoon P A, Theoretical analysis of regional ground water flow: 3, Quantitative interpretations. Water Resour. Res. 4 (3), p 581–590 1968
28 Gustafsson Y, Sund B, Lindh A, Grundvattensänkning vid tunneldrivning. Byggmästaren 6, p 23–26, 1970
29 Hostetler P B, Garrels R M. Transportation and precipitation of uranium and vanadium at low temperatures, Econ. Geol 57, 137–157. 1962
30 Jacks G. Chemistry of some ground waters in silicate rocks. Inst. Kulturteknik, KTH, Avh. 1973
31 Klett R D. Deep rock nuclear waste disposal test: Design and operation. Sand 74-0042, Albuquerque, New Mexico 114 p 1974. High-level waste melting experiment. Waste Management 75, Tucson, Arizona, 25 mars 1975.
32 Landström O, Wenner C G. Neutron-activation analysis of natural waters applied to hydrogeology. Aktiebolaget Atomenergi (Sweden) AE-204, 1965
33 Marine W. The permeability of fractured crystalline rock at the Savannah River plant near Aiken, South Carolina. Geol Survey (Amer) Res., P B 203-B 211. 1967
34 Neuilly M, Bussac J, Frejacques, et al. Sur l:existence dans un passé reculé d'une réaction en chain naturelle de fissions, dans le gisement d'uranium d'Oklo (Gabon). Compte Rend. Acad. Sc. Paris, T. 275, Série D, p 1847–1849. 1972
35 Robinson W O, Bastron H, Murata K J. Biogeochemistry of rare earth elements with particular reference to hickory trees. Geochim. Cosmochim. Acta 14, 55–67. 1958
36 Silker W B. Variations in elemental concentrations in the Columbia river. Limnol. Oceanog. 9, 540–545. 1964
37 Toth I. A theory of ground water motion in small drainage basins in Central Alberta, Canada. J Geophys. Res 67 (11). p. 4375–4387. 1962
38 Wallin L B. Den naturliga kärnreaktorn i Oklo, Forskning och Framsteg 5, p 38–41 1975

E Användning av plutonium

1 Allied General Nuclear Services (AGNS) Amendment no. 7 (Application for Construction Permit etc, Barnwell Nuclear Fuel Plant) DOCKET 50332-32
2 Allied General Nuclear Services (AGNS) Barnwell Nuclear Fuel Plant, Preliminary Safety Analysis Report, DOCKET 50332-38 Juli 1974
3 Westinghouse Nuclear Fuel Division Environmental Report, Westinghouse Recycle Fuels Plant, Juli 1973
4 Westinghouse Nuclear Fuel Division License Application, Recycle Fuels Plant (RFP), Anderson, SC, DOCKET 701432, Vol 2–4, Juli 1973
5 Hoover, D A Packaging and transportation of plutonium from fuel processing plants, ARH – SA – 72, Nov 1973
6 Nuclear Fuel Services Inc. (NFS) Request for change of technical specifications for Operating License CFS-1. (NFS Processing Plant, West Valley) DOCKET 50201 – 82, DOCKET 50201 – 85

7 Moulthrop H A, Kemp J L Description of ARHCO's new compact plutonium storage facility, Rockey Flats symposium on safety in plutonium handling facilities, April 1971 CONF 710401
8 Carpenter J D Safety considerations in the new Rocky Flats Plutonium Recovery Plant, Rocky Flats symposium on safety in plutonium handling facilities, April 1971 CONF 710401
9 Gough R M The categorization and posting of nuclear facilities for fire protection purposes at WADCO, Rocky Flats symposium on safety in plutonium handling facilities, April 1975 CONF 710401
10 Hall C, Peterson J M Materials for shielding nuclear radiations from plutonium processing, Rocky Flats symposium on safety in plutonium handling facilities, April 1971 CONF 710401
11 The generic environmental statement on the use of recycle plutonium in mixed oxide fuel in LWR's (GESMO). WASH-1327, Vol. 1–4, aug 1974
12 Weiss J R, Pietri C E Calculation of hydrogen generation from plutonium-induced alpha radiolysis of nitric, sulfuric and perchloric acids, Radiation Effects, Vol 19, sid 191, 1973
13 Schuske C L, Altschuler S J Models for the safe storage of dry and wet fissile oxides, Nuclear Technology, Vol 19, aug 1973
14 Schuske C L, Altschuler S J Storage, apacity for fissile material as a function of facility size, Nuclear Technology, Vol 20, dec 1973
15 Kerr-McGee Corporation, Applicants Environmental Report, Plutonium Fuel Plant (Cimarron) DOCKET 701193 – 6, dec 1973
16 Nuclear Fuel Services Inc. (NFS) Environmental Report, Plutonium Fuel Plant, West Valley, DOCKET 701292-1, juni 1971
17 Koch K H Beschreibung einer Anlage für die Konversion von Plutonium-nitrat Kerntechnik 15, 1973
18 Williams A K, Summer W B, Thomas L L Large-scale conversion of LWR plutonium to a solid form (AGNS plutonium conversion facility) Trans. ANS Vol 21, sid 247, 1975
19 IAEA, Panel on plutonium utilization in thermal power reactors, 25–29 nov 1974, Karlsruhe
20 Schuske C L, Altschuler S J A storage vessel for fissile solutions Nuclear Technology, Vol 18, juni 1973
21 American National Standards Inst (ANSI) Criteria for siting-design and operation of plants for the manufacture of mixed-oxide (U-Pu) fuels (draft) ANSI:N 287, juli 1974
22 Deonigi E Incentives for plutonium recycle in LWR's Trans. ANS, Vol 19, sid 347
23 Kerr-McGee Corporation, Cimarron plutonium production plant (Statement) Docket – 701193 – 2 (1973)
24 General Electric Plutonium utilization i BWR's. Semiannual report jan–juni 1972, NEDC – 10796
25 Uriarte Hueda A, m. fl. Plutonium storage study, april 1975. Trans. ANS, Vol 20, sid 618–6120
26 Bryan G H, Ryan J L Solid plutonium nitrate shipping forms, CNF 740902–2

F Säkerhet, strålskydd och miljöskydd

1 IAEA symposium on the environmental behaviour of radionuclides released in the nuclear industry, Aix-en-Provence, 1973
2 Environmental radiation dose commitment: an application to the nuclear power industri. EPA-520/4–73–002. Februari 1974, reviderad juni 1974
3 Draft environmental statement. Environmental radiation protection requirements for normal operations of activities in the uranium fuel cycle. EPA, 12 maj 1975
4 Dahlman R C, Tanaka Y Environmental Science Division, Ecological – environmental assessments related to the federal repository, ORNL-TM3619, juli 1973

5 Environmental analysis of the uranium fuel cycle, Del 1 – Fuel Supply, EPA--SLO-9-73-3-13, okt 1973
6 Denham D H, Baker D A, Soldat J K, Corley J P Radiological evaluations for advanced waste management studies BNWL-1764, sept 1973
7 Policy relating to the siting of fuel reprocessing plants and related waste management facilities, USAEC Rules and Regulations, Title 10 Atomic Energy, Section I, Part 50, Appendix F
8 International Commission on Radiological Protection, ICRP The International Commission on Radiological Protection, ICRP, Sutton, Surrey 1970
9 ICRP Publication 1 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection Pergamon Press, London 1959
10 ICRP Publication 2 Report of committe II on permissible dose for internal radiation, Pergamon Press, London 1959
11 ICRP Publication 5 Report of committee V on the handling and disposal of radioactive material in hospitals and medical research establishments, Pergamon Press, London 1965
12 ICRP Publication 7 Principles of environmental monitoring related to the handling of radioactive materials, Pergamon Press, London 1966
13 ICRP Publication 8 The evaluation of risks from radiation, Pergamon Press, Oxford 1966, Health Physics 12, 1966, 239–302
14 ICRP Publication 9 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Pergamon, Press, Oxford 1966
15 ICRP Publication 10 Report of Committee 4 on evaluation of radiation doses to body tissues from internal contamination due to occupational exposure Pergamon Press, Oxford 1968
16 ICRP Publication 11 A review of the radiosensitivity of the tissues in bone Pergamon Press, Oxford 1968
17 ICRP Publication 12 General principles of monitoring for radiation protection of workers, Pergamon Press, Oxford 1969
18 ICRP Publication 13 Radiation protection in schools for pupils up to the age of 18 years, Pergamon Press, Oxford 1970
19 ICRP Publication 14 Radiosensitivity and spatial distribution of dose, Pergamon Press, Oxford 1969
20 ICRP Publication 15 Protection against ionizing radiation from external sources, Pergamon Press, Oxford 1970
21 ICRP Publication 16 Protection of the patient in X-ray diagnosis, Pergamon Press, Oxford 1970
22 ICRP Publication 17 Protection of the patient in radionuclide investigations Pergamon Press, Oxford 1970
23 International Commission on Radiological Protection Exposures of man to ionizing radiation arising from medical procedures A report of ajoint ICRP/ICRU study group, Physics in Medicine and Biology, 2, 1957, 107–151
24 International Commission on Radiological Protection Exposure of man to ionizing radiation arising from medcial procedures with special reference to radiation induced diseases. A report in Medicine and Biology, 6, 199–258, 1961
25 A Hedgran, B Lindell On the Swedish policy with regard to the limitation of radioactive discharges from nuclear power stations: An intrepretation of current international recommendations. Årsrapport för 1970 från statens strålskyddsinstitut, Stockholm 1971
26 United States National Academy of Sciences/National Research Council: The effects on populations of exposure to low levels of ionizing radiation. Report of the Advisory Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiation ("BEIR-rapporten"), Washington 1972
27 B Lindell S, Löfveberg Kärnkraften, människan och säkerheten, Allmänna förlaget, Stockholm 1972

28 Persson R Bertil R Strålningsbiofysik och strålskyddslära, Gleerups, Lund 1972
29 Paglieri J N, Rogers C A Criteria for criticality safety limits and controls at Hanford Engineering Development Laboratry, HEDL-TME 73–36, april 1973
31 Pressure build-up of plutonium nitrate solutions in sealed shipping containers, ARH-1093, juli 1969
32 Altschuler S J, Schuske C L Models for the safe storage of fissile metal, RFP-1595, sept 1971
33 Hunt D C, Tuck G Plutonium handling safety analysis of the Rocky Flats nuclear satety facilities, RFP-977, nov 1967
34 CEA: La sous-commission des masses critiques. Recommendations concernant les stockages de matiere fissile, CEA-N-1291, juni 1970
35 Institut fur Reaktorsicherheit der TUV e. V, Köln, Mitteilungen, Folge 3/73 sept 1973
36 Sampson T E, m. fl. Portable monitor for diversion safeguards, Nuclear Technology, Vol 23, aug 1974
37 Sastre C Security seals for safeguards, Nuclear Technology, Vol 23, aug 1974
38 American Nuclear Society Guide for nuclear criticality safety in the storage of fissile materials N 16.5 (ANS-8.7)
39 Smith R C, m. fl. Pu-fuel technology: Radiation exposure from Pu in LWR fuel manafucture, Nuclear Technology, Vol 18, maj 1973
40 Lloyd R C, m. fl. Criticality of plutonium nitrate solutions in slab geometry Nuclear Technology, Vol 18, juni 1973
41 National Fire Protection Association: Facilities handling radioactive materials, 1970
42 Becker R C Physical security today, Nuclear Materials Management, Vol II, no 3, sid 215. 1973
43 Janardhanan S, m. fl. Safety aspects in plutonium handling, B.A.R.C./1-259, 1973
44 International Commission on Radiological Protection: Task Group of the ICRP on lung dynamics. Deposition and retention models for internal dosimetry of the human respiratory tract. Health Physics 12, 173, 1966
45 Medical Research Council: Criteria for controlling radiation doses to the public after accidental escape of radioactive material. HMSO, London, 1975
46 Medical Research Council: The toxicity of plutonium. HMSO, London 1975
47 Ionizing Radiation: levels and effects. Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Volume I: Levels. UN, New York, 1972
48 Meteorology and atomic energy, USAEC, Washington D.C., 1968
49 Plutonium and other transuranium elemts: Sources, environmental distribution and biomedical Effects. WASH-1359 USAEC, Washington D. C., 1974
50 IAEA symposium on population dose evaluation and standards for man and his environment. Portoroz 1974
51 Beattie Y R et al Assessment of environmental hazards from reactor fission product releases. Report AHSB (S) R 135, HMSO, London 1973
52 Bech H et al The radiation field in air due to distributed gammaray sources in the ground USAEC report HASL-195, 1968
53 USERDA/IAEA international symposium on transuranium nuclides in the environment, San Fransisco, 1975
54 O'Brien H et al The distribution of absorbed dose-rates in humans from exposure to environmental gamma-rays. Health Physics 30, sid 71, 1976
55 Bryant P M et al The future implications of some longlived fission product nuclides discharged to the environment in fuel reprocessing wastes. National Radiological Protection Board. Report NRPB-R8, 1972

56 Krey P W Remote plutonium contamination and total inventories from Rocky Flats, Health Physics 30, sid 209, 1976
57 Martell E A Actinides in the environment and their uptake by man. NCAR Technical Note, NCAR-TN/STR-110, 1975
58 Fourth international symposium on packaging and transportation of radioactive materials. CONF-740901, 1974
59 Sehmel G A et al Resuspension of plutonium at Rocky Flats. Battelle Pacific Northwest Laboratories Report BNWL-SA-5085, 1974
60 Soldat J H et al Models and computer codes for evaluating environmental radiation doses. Battelle Pacific Northwest Laboratories Report BNWL-1754, 1974
61 Volchok H L et al The respirable fraction of plutonium at Rocky Flats, Health Physics 23, sid 395, 1972
62 Volchok H L et al The respirable fraction of ^{90}Sr, ^{239}Pu and Pb in surface air. USAEC report HASL-278, 1974
63 Witherspoon J P Population exposure estimates as derived from an environmental assessment of LWR fuel cycle facilities. Part I: Population exposures from operating facilities. Symposium on population exposures, Knoxville 1974. Health Physics Society Report CONF-741018, 1974
64 United States Nuclear Regulatory Commission, Special Safeguards Study, Scope of work, NUREG-75/060, juni 1975
65 Nuclear Profileration Problems, Stockholm International Peace Research Institute, ISBN 0-262-10015-0
66 McGrath P E Radioaxtive waste mangement potentials and hazards from a risk point of view. KFK-1992. 1974.
67 Närförläggning av kärnkraftverk. SOU 1974:56
68 Reactor safety study. An assessments of accident risks in US commerial power plants. WASH-1400-D. Aug 1974
69 Apostolakis G Mathemical methods of probalistic safety analysis. UCLA-ENG-7464. Sept 1974
70 Smith T H et al Methodology for risk analysis of nuclear waste management systems. BNWL-SA-4899. 1974
71 Ingenjörsvetens'ɜapsakademien. Riskanalys. IVA-rapport 83. Stockholm 1976.

G Forskning och utveckling

1 A national plan for energy research, development and demonstration. Creating energy choices for the future. Volume 1: The plan. Volume 2: Program implementation. ERDA-48, 28 juni 1975
2 An analysis of the ERDA plan and program. United States Congress, office of technology assessment, 21 oktober 1975
3 Storage and disposal of radioactive waste Hearing before the Joint committee on Atomic Energy, Congress of the United States 94th congress first session on assessing the plans and programs of the executive branch for the safe storage and disposal of radioactives wastes produced in the commercial nuclear fuel cycle. 19 november 1975
4 Kärnsäkforsk: årsrapporter för 1973 och 1974
5 Mendel J E, McElroy J L, Platt A M High-level radioactive waste management research and development program at Battelle Pacific Northwest Laboratories BNWL-SA-4848, CONF-740428-2
6 Platt A M High-level waste fixation and management CONF-740319-1. Mars 1974
7 Nuclear Waste Technology Department Overview of high-level radioactive waste management studies, BNWL-1758. Aug 1973
8 United States Atomic Energy Commission High-level radioactive waste management alternatives, WASH-1297

9 Schneider K J, Platt A M (redaktion) Advanced waste management studies, high-level radioactive waste disposal alternatives Sections 1–9 in 4 volumes BNWL-1900. Juni 1974

10 Report to the radioactive waste management committee on the first international workshop on seabed disposal of high-level wastes. Woords Hole, Mass., 16–20 feb 1976. SAND 76-0224. April 1976

11 Weeks J L, Biological costs of industrial activity. AECL Whiteshell nuclear research establ Pinawa, Manitoba, Canada 1975

Statens offentliga utredningar 1976

Kronologisk förteckning

1. Arbetsmiljölag. A.
2. Bakgrund till förslag om arbetsmiljölag. A.
3. Rapport i psykosociala frågor. A.
4. Internationella konventioner inom arbetarskyddet. A.
5. Säkerhetspolitik och totalförsvar. Fö.
6. Deltidsanställdas villkor. Ju.
7. Deltidsarbete 1974. Ju.
8. Regionala trafikplaner – länsvisa sammanfattningar. K.
9. Sexuella övergrepp. Ju.
10. Skolans ekonomi. U.
11. Bostadsbeskattning II. Fi.
12. Företagens uppgiftslämnande. Fi.
13. Byggnadsindex för husbyggnader och anläggningar. Fi.
14. Kårobligatorium? U.
15. Utbildning i förvaltning inom försvaret. Del 3. Fö.
16. Folkhögskolan. U.
17. Skador i arbetet. A.
18. Lokala trafikföreskrifter m. m. K.
19. Den militära underrättelsetjänsten. Fö.
20. Kultur åt alla. U.
21. Trafikbuller. Del 3. Buller från fritidsbåtar. K.
22. Sveriges export 1975–1980. Bilaga 2 till 1975 års långtidsutredning. Fi.
23. Produktansvar I. Ersättning för läkemedelsskada. Ju.
24. Internationellt patentsamarbete II. H.
25. Internationellt patentsamarbete II. Bilagor. H.
26. Bostadsverket. Samordning-decentralisering. B.
27. Den internationella bakgrunden. Bilaga 1 till 1975 års långtidsutredning. Fi.
28. Vattenkraft och miljö 3. B.
29. Verkstadsindustrins arbetsmarknad. I.
30. Använt kärnbränsle och radioaktivt avfall. Del I. I.
31. Använt kärnbränsle och radioaktivt avfall. Del II. I.

Statens offentliga utredningar 1976

Systematisk förteckning

Justitiedepartementet

Delegationen för jämställdhet mellan män och kvinnor. 1. Deltidsanställdas villkor. [6] 2. Deltidsarbete 1974. [7]
Sexuella övergrepp. [9]
Produktansvar I. Ersättning för läkemedelsskada. [23]

Försvarsdepartementet

Säkerhetspolitik och totalförsvar. [5]
Utbildning i förvaltning inom försvaret. Del 3. [15]
Den militära underrättelsetjänsten. [19]

Kommunikationsdepartementet

Regionala trafikplaner – länsvisa sammanfattningar. [8]
Lokala trafikföreskrifter. [18]
Trafikbuller. Del 3. Buller från fritidsbåtar. [21]

Finansdepartementet

Bostadsbeskattning II. [11]
Företagens uppgiftslämnande. [12]
Byggnadsindex för husbyggnader och anläggningar. [13]
1975 års långtidsutredning. 1. Sveriges export 1975–1980. Bilaga 2 till 1975 års långtidsutredning. [22] 2. Den internationella bakgrunden. Bilaga 1 till 1975 års långtidsutredning. [27]

Utbildningsdepartementet

Skolans ekonomi. [10]
Kårobligatorium? [14]
Folkhögskolan. [16]
Kultur åt alla. [20]

Handelsdepartementet

Patentpolicykommittén. 1. Internationellt patentsamarbete II. [24] 2. Internationellt patentsamarbete II. Bilagor. [25]

Arbetsmarknadsdepartementet

Arbetsmiljöutredningen. 1. Arbetsmiljölag. [1] 2. Bakgrund till förslag om arbetsmiljölag. [2] 3. Rapport i psykosociala frågor. [3] 4. Internationella konventioner inom arbetarskyddet. [4]
Skador i arbetet. [17]

Bostadsdepartementet

Bostadsverket. Samordning-decentralisering. [26]
Vattenkraft och miljö 3. [28]

Industridepartementet

Verkstadsindustrins arbetsmarknad. [29]
Aka-utredningen. 1. Använt kärnbränsle och radioaktivt avfall. Del I. [30] 2. Använt kärnbränsle och radioaktivt avfall. Del II. [31]

Anm. Siffrorna inom klammer betecknar utredningarnas nummer i den kronologiska förteckningen

Nordisk utredningsserie (NU) 1976

Kronologisk förteckning

1. Nordiske naturgasudredninger
2. Maktstrukturer och styrelseformer inom teatern
3. Adult Education
4. Nordisk samarbeide om energisparing i byggsektoren
5. Norden och fackpressen
6. ILO og kvinner i arbeidslivet
7. Aikuiskasvatus Pohjoismaissa
8. Cooperation Agreements between the Nordic Countries
9. Medborgarskap för barn och jämlikhet vid naturalisation
10. Nordisk konvention om gränskommunalt samarbete

LiberFörlag
Allmänna Förlaget

ISBN 91-38-02
ISSN 0375-250