



Strål
säkerhets
myndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

Författare: Per Andersson
Malin Ardhammar
Fredrik Nielsen
Jenny Peterson

Forskning

2013:32

Upparbetning av utbränt kärnbränsle

En studie med fokus på exportkontroll

SSM perspektiv

Bakgrund

Sverige har en exportlagstiftning som kontrollerar utförelse av speciellt känslig utrustning som kan användas för bl.a. tillverkning av kärnvapen. Syftet är att förhindra att någon stat eller organisation införskaffar sådana vapen. Utrustningen det är frågan om har ofta en legitim användning i civil industri men kan ha vissa speciella egenskaper som även gör den användbar för kärnvapenframställning.

Det är Strålsäkerhetsmyndigheten, SSM, som handlägger ärenden som rör export av kärnämne och kärnteknisk utrustning. Det är viktigt att myndigheten har tillräcklig och aktuell kunskap i ämnet för att korrekt kunna bedöma inkomna exportansökningar. Totalförsvarets forskningsinstitut, FOI, fungerar som teknisk rådgivare till SSM i exportkontrollärenden.

FOI har tidigare studerat andra områden inom kärnbränslecykeln med fokus på icke-spridning och exportkontroll på uppdrag av SSM, varav de senaste berör fjärde generationens reaktorer (SSM rapport 2013:18) och acceleratordrivna subkritiska system (SSM rapport 2013:05).

Syfte

SSM har sett ett behov av att kompetensen bevaras och förnyas inom exportkontrollområdet. FOI har därför fått i uppdrag att studera exportkontrollerade produkter. Den här rapporten är resultatet av ett sådant projekt. FOI har genomfört en studie om upparbetning av utbränt kärnbränsle ur ett exportkontrollperspektiv. Upparbetning är en del av den så kallade kärnbränslecykeln, som beskriver de processer som ingår i ett civilt kärnenergiprogram. Dock är dessa processer i många fall liknande eller rent av identiska med de processer som fordras för att framställa fissilt material i ett kärnvapenprogram.

Upparbetningen är ett exempel på en process som förutom civil upparbetning av kärnbränsle kan användas för framställning av plutonium av vapen kvalitet. Rapporten beställdes för att öka kunskapen om upparbetning av utbränt kärnbränsle och om eventuella risker som detta kan innebära avseende nukleär spridning och konsekvenser för svensk exportkontroll.

Resultat

Rapporten beskriver principerna för upparbetning samt egenskaperna hos utbränt kärnbränsle där sammansättningen hos det i reaktorn bildade plutoniumet är av avgörande betydelse för kärnvapenframställning till skillnad från civil upparbetning. Rapporten går igenom ett antal upparbetningsmetoder, både äldre metoder samt nya, ännu icke etablerade metoder. Rapporten beskriver även utrustning och kemikalier av relevans för upparbetning.

Vi har valt att låta rapporten vara översiktlig utan att gå in på detaljer för att inte sprida information som kan vara känslig. Därmed kan flera

intressenter såsom andra myndigheter, berörd industri och intresseorganisationer få tillgång till resultatet. Förutom rapporten har projektet resulterat i att personal på FOI och SSM fått ökad insikt i processerna genom bl.a. litteraturstudier.

Projektinformation

Kontaktperson SSM: Lars Hildingsson

Referens: SSM 2008/3054



Strål
säkerhets
myndigheten

Swedish Radiation Safety Authority

Författare: Per Andersson, Malin Ardhammar, Fredrik Nielsen och Jenny Peterson
Totalförsvarets forskningsinstitut, Stockholm

2013:32

Upparbetning av utbränt kärnbränsle
En studie med fokus på exportkontroll

Datum: November 2013

Rapportnummer: 2013:32 ISSN:2000-0456

Tillgänglig på www.stralsakerhetsmyndigheten.se

Denna rapport har tagits fram på uppdrag av Strålsäkerhetsmyndigheten, SSM. De slutsatser och synpunkter som presenteras i rapporten är författarens/författarnas och överensstämmer inte nödvändigtvis med SSM:s.

Förord

Fördjupande studier av kärnbränslecykelns alla delar är ett led i FOI:s arbete att upprätthålla och vidareutveckla kompetensen på det kärntekniska området. Dessa kunskaper är av stor vikt, bland annat för att kunna göra goda bedömningar rörande exportkontroll av kärnteknisk utrustning och för att kunna göra bedömningar av ett lands kärntekniska kapacitet och dess förmåga att framställa kärnvapen. FOI kan genom dessa studier ge ett bättre stöd till Strålsäkerhetsmyndigheten rörande nukleär exportkontroll.

Rapporten är ett resultat av litteraturstudier samt ett studiebesök vid Frankrikes upp-
arbetsanläggning La Hague.

Foreword

Advanced studies of all elements of the fuel cycle is part of the Swedish Defence Research Agency's (FOI) work to maintain and further develop skills in the nuclear field. Such knowledge is of great importance, particularly to make good judgments concerning export controls on nuclear equipment and to make assessments of a country's nuclear capability and its ability to produce nuclear weapons. Through these studies, FOI can provide better support to the Swedish Radiation Safety Authority on nuclear export controls.

The report is the result of literature studies and a visit at the French reprocessing plant at La Hague.

Innehåll

Förord	1
Foreword	1
Sammanfattning	3
Summary	4
1. Inledning	5
2. Bakgrund	6
2.1. Det fissila materialet	7
3. Reaktordrift och utbränt kärnbränsle	9
3.1. Kärnbränsle.....	9
3.2. Hantering av det använda kärnbränslet	11
4. Upparbetningsmetoder	13
4.1. Kemiska, vätskebaserade upparbetningsmetoder	15
4.1.1. Vätskeextraktion	15
4.1.2. Utfällning	23
4.1.3. Jonbyte	23
4.2. Pyrokemiska upparbetningsmetoder.....	23
4.3. Icke-kemiska upparbetningsprocesser	26
5. Upparbetningsanläggningar i världen	27
5.1. USA.....	27
5.2. Ryssland	28
5.3. Storbritannien.....	29
5.4. Frankrike	30
5.5. Kina	30
5.6. Japan	31
5.7. Indien	32
5.8. Pakistan	33
5.9. Israel	33
5.10. Nordkorea	34
5.11. Länder med upparbetningsprogram som saknar egna anläggningar	35
5.12. Sverige.....	36
6. Upparbetning ur spridningsperspektiv	38
7. Utrustning, material och kemikalier	40
7.1. Produkter kontrollerade i Kategori 0.....	40
7.2. Övriga kategorier (motsvarar NSG Part 2):	43
7.3. Ickekontrollerad utrustning och kemikalier	44
8. Ordlista	47
9. Litteraturlista	50

Sammanfattning

Institutionen för Kärnvapenfrågor vid Totalförsvarets forskningsinstitut, FOI, har på uppdrag av Strålsäkerhetsmyndigheten, SSM, genomfört en studie om upparbetning av utbränt kärnbränsle ur ett exportkontrollperspektiv. Upparbetning är en del av den så kallade kärnbränslecykeln, som beskriver de processer som ingår i ett civilt kärnenergiprogram. Dock är dessa processer i många fall liknande eller rent av identiska med de processer som fordras för att framställa fissilt material i ett kärnvapenprogram. Upparbetningen är ett exempel på en process som förutom civil återvinning av kärnbränsle kan användas för framställning av plutonium av vapenkvalitet.

Denna rapport beskriver egenskaperna hos utbränt kärnbränsle där sammansättningen hos det i reaktor bildade plutoniet, framför allt med avseende på plutonium-239, är av avgörande betydelse för kärnvapenframställning till skillnad från civil upparbetning. Rapporten beskriver även principerna för upparbetning, vars syfte är att separera ut och rena plutonium och uran från övrigt material. I första hand är det plutonium, i form av s.k. MOX-bränsle, som återanvänds i dag i kärnkraftverken, och den dominerande separationsmetoden för detta är vätske-vätskeextraktion (främst den s.k. Purex-processen). Denna upparbetningsmetod beskrivs i detalj i rapporten, liksom en del äldre metoder samt nya, ännu icke etablerade metoder som de pyrokemiska processerna. Ett viktigt mål för utvecklingen av nya metoder är framför allt att minimera spridningsriskerna med upparbetning samtidigt som de ska vara ekonomiska.

Ett viktigt avsnitt i denna rapport är beskrivningen av utrustning och kemikalier av relevans för upparbetning. En upparbetningsanläggning kräver inte exceptionellt stora utrymmen eller högteknologisk utrustning, men det finns ett antal utrustningsdelar som inte har så stort användningsområde utanför det kärntekniska, såsom blyglas och kriticitetssäkrade behållare. Det kan ur spridningsperspektiv vara svårt att upptäcka att upparbetning försiggår, mer än genom en kartläggning av inköp av sådan utrustning. Dock är inte all utrustning och alla kemikalier av intresse under exportkontroll, varför en kartläggning inte alltid är så enkelt genomförbar. En indikation på upparbetning kan också vara spår av karaktäristiska radioaktiva gaser, som krypton och jod, som avgår från en sådan anläggning. Detta kräver dock att det finns en möjlighet att samla luftprover på strategiska platser runt en misstänkt anläggning.

Summary

The Swedish Defence Research Institute, FOI, was commissioned by the Swedish Radiation Safety Authority to carry out a study on the reprocessing of spent fuel with a focus on export control. Reprocessing is a part of the so-called nuclear fuel cycle, which describes the activities that constitute a civilian nuclear energy programme. The processes involved are, however, in many cases similar or even identical to the processes necessary to produce fissile material for a nuclear weapons programme. Reprocessing is an example of one of those processes, with applications both for production of new fuel for nuclear power reactors and for the production of weapons-grade plutonium.

The present report describes the characteristics of spent nuclear fuel, where the composition and purity of the reactor-produced plutonium, especially regarding plutonium-239, is of great importance in nuclear weapons production but not in civilian reprocessing. The report also describes the basics of reprocessing, for the separation and purification of plutonium and uranium. Today mainly plutonium is recycled for use as fuel, in the form of mixed oxide fuel, MOX, in nuclear power plants, and liquid-liquid extraction (mainly by the Purex process) is the reprocessing method used commercially today. This method is described in detail, as well as older methods and new, not yet established methods, such as the pyrochemical methods. The main aim of the new processes is to minimise the proliferation risk and at the same time be economically viable.

An important section in this report is the description of equipment and chemicals of interest in reprocessing. A reprocessing plant does not require excessive space or high-tech equipment, but the process includes a number of specialised parts without particular applications outside nuclear technology, e.g. thick lead glass and critically safe containers. From a proliferation perspective, it can be difficult to detect a hidden reprocessing plant, apart from acquisition attempts of specialised reprocessing equipment. Not all such equipment is subject to export control, and this makes detection all the more difficult. Should there be the possibility to collect air samples at strategic places around a suspected reprocessing plant, the presence of characteristic radioactive gases such as krypton and iodine could be indicative of reprocessing activities.

1. Inledning

Denna rapport är resultatet av en studie rörande upparbetning av utbränt kärnbränsle med syfte att fördjupa och bredda kunskapen inom detta område. Orsaken till att studera kärnteknisk upparbetning i ickespridnings- och exportkontrollsammanhang är given då dessa processer har tydliga dubbla användningsområden; civil återvinning av kärnbränsle för ytterligare utvinning av energi i kärnkraftverk, samt framställning av plutonium av vapenkvalitet för militära ändamål.

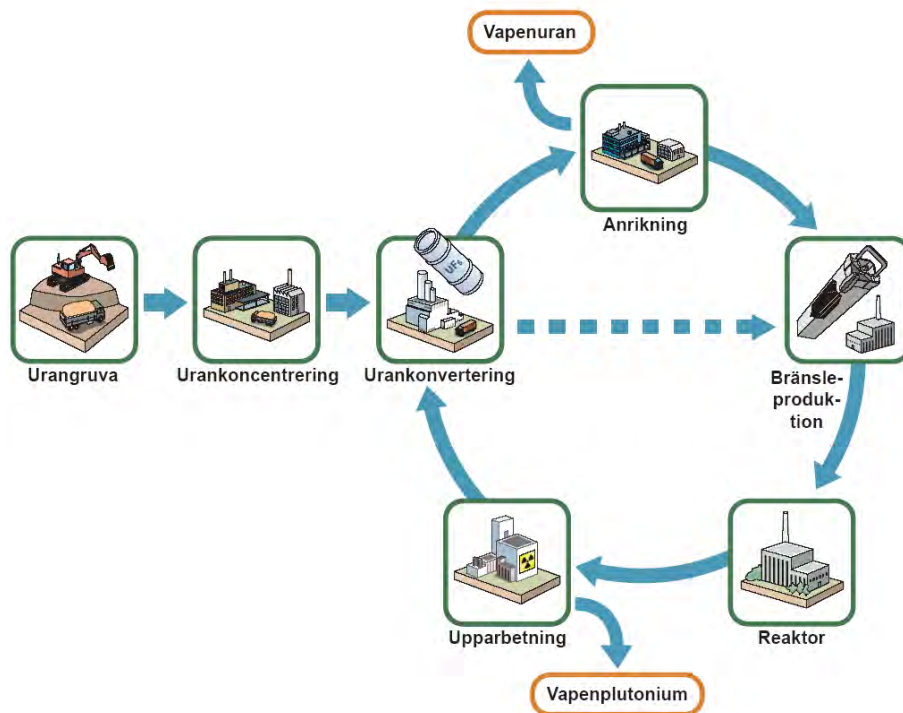
Upparbetning av utbränt kärnbränsle ger möjlighet att utvinna mer energi från detta material innan det förvaras som avfall. Att återvinna material i så hög utsträckning som möjligt kan vara både motiverat av ekonomiska skäl och eftersträvanvärt ur miljösynpunkt, men upparbetningens nackdelar är flera. Förutom rent ekonomiska hinder som är beroende av rådande bränslepriser, kan det ur miljöperspektiv hävdas att risken för okontrollerade utsläpp av radioaktivt material genom olyckor eller exempelvis terrordåd inte är försumbar. Även om sannolikheten kan vara liten så kan konsekvenserna bli mycket allvarliga. Ur ickespridningssynpunkt är argumentet mot upparbetning att processen alltid innebär en risk för att separerat plutonium avlägsnas och används för framställning av kärnvapenmaterial.

Rapporten inleds med en bakgrundsbild av de processer som ingår i ett kärntekniskt program, vare sig det är civilt eller militärt ämnat, och där reaktordriften tillägnas ett eget kapitel. Därefter följer en beskrivning av intressanta upparbetningsprocesser, med särskilt fokus på etablerade upparbetningsmetoder, som vätskeextraktionsprocessen Purex, samt lovande teknologier för framtida upparbetningsanläggningar, som de pyrokemiska processerna. Därefter följer en genomgång av de upparbetningsanläggningar som har funnits, finns, eller planeras världen över, samt ett avsnitt som tar upp spridningsperspektivet och vilka möjligheter som finns att spåra en fördold upparbetningsanläggning. Sist görs en genomgång av utrustning och material som i dag står under exportkontroll inom EU samt produkter som inte är listade för exportkontroll men är av intresse i ett upparbetningsprogram. I rapporten ingår också en ordlista samt en lista över litteratur som utgjort basen för denna studie eller som är relevant för den som önskar fördjupa sig ytterligare i ämnet upparbetning. Vid behov ges även referenser löpande i texten.

2. Bakgrund

Figur 1 nedan illustrerar kärnbränslecykeln, det vill säga de processer som utgående från uran används för energiproduktion och andra civila kärntechniska tillämpningar (t.ex. forskning eller produktion av isotoper för medicinskt bruk) *eller* för framställning av material till kärnvapen.

Den i dag existerande *civila kärnbränslecykeln* tar sin början i gruvbrytning av uranhaltig malm och koncentrerings av uran. Nästa steg i cykeln är framställning av reaktorbränsle genom kemisk konvertering av uranet till lämplig form för anrikning till låganrikat uran, återkonvertering av uranet till urandioxid eller uranmetall och slutligen produktion av reaktorbränsle. Anrikning kan uteslutas för reaktortyper som drivs med naturligt uran, och uranet konverteras i stället i detta fall direkt till lämplig form för bränsletillverkning. Därefter tar energiproduktion (eller forskning/isotopproduktion) i en kärnreaktor vid. Slutsteget – som inte är nödvändigt om man låter allt utbränt bränsle gå till slutförvar – är upparbetning, det vill säga separation, av det utbrända bränslet, varav uran och plutonium kan återföras till kärnbränslecykeln för att användas som reaktorbränsle igen, och en annan del måste gå till slutförvar på grund av de höga stråldoser som avges (s.k. högaktivt avfall). Det bör noteras att uran och plutonium bara kan återanvändas ett fåtal gånger innan även det behöver deponeras på grund av att mängden tyngre aktinider som är mycket svåra att separera ut från bränslet ökat så pass mycket att härden riskerar att bli instabil.



Figur 1: Kärnbränslecykelns olika steg. Notera att figuren inte tar hänsyn till de avfallsströmmar som uppkommer i systemet, exempelvis radioaktivt avfall från reaktor och upparbetning, samt utarmat uran från anrikning. Copyright © 2005 Totalförsvarets forskningsinstitut.

Den *militära kärnbränslecykeln*, som alltså syftar till att framställa så kallat ”särskilt klyvbart material”, dvs. plutonium-239, uran-233 samt ”uran anriktat med avseende på isotoperna 235 eller 233”¹, till kärnvapen, är i stort sett identisk med den civila kärnbränslecykeln. Vid tillverkning av vapenmaterial finns två möjliga vägar (se figur 1), antingen genom höganrikning av uran till vapenkvalitet eller genom att uppjobba bestrålat reaktorbränsle och selektivt separera ut plutonium av vapenkvalitet. De två viktigaste stegen i kärnbränslecykeln att bevaka för att avslöja hemliga kärnvapenprogram är följaktligen anrikning och uppjobbetning.

Uppjobbetning har alltså olika syften och därmed delvis olika kännetecken ur ett civilt och militärt perspektiv. I civil uppjobbetning är syftet att separera ut uran och plutonium för att återanvända i reaktorbränsle, vanligtvis som en urandioxid-plutoniumdioxid-blandning, så kallat MOX-bränsle (eng. *Mixed OXide*). Militär uppjobbetning har som syfte att separera ut plutonium selektivt (även om flertalet processer också innebär att uranet separeras ut i något steg) för användning som klyvbart material i kärnladdningar.

2.1. Det fissila materialet

Naturligt uran innehåller i huvudsak två isotoper; 0,72 % uran-235 och 99,28 % uran-238. Vissa kärnreaktorer använder naturligt uranbränsle medan andra använder bränsle där halten uran-235 ökas genom anrikning. Hos uranbaserat kärnbränsle som nyligen laddats i härden kommer huvuddelen av fissionsenergin från uran-235. Andelen uran-238 är visserligen mycket högre men fissionstvärsnittet, sannolikheten att en atom ska klyvas av en neutron, är i gengäld mycket lägre. Däremot är neutroninfångningstvärsnittet hos uran-238 högt, och uran-238 bildar genom infångning av neutroner andra ämnen, bland annat plutonium. Efter en tid i reaktorn bildas tillräckligt stora mängder plutonium genom neutroninfångning för att fission av plutonium ska ge ett betydande bidrag till energiproduktionen. Under drift bildas i bränslet även små mängder av andra uranisotoper, främst uran-236.

Plutonium förekommer naturligt endast i spårmängder och måste produceras i kärnreaktorer. Plutonium har åtta isotoper med halveringstider längre än ett år. Av dessa åtta isotoper bildas fem i icke-försumbara mängder i reaktorbränsle: Plutonium-239 bildas genom neutroninfångning hos uran-238 och efterföljande sönderfall. De tyngre plutoniumisotoperna (240-242) bildas genom neutroninfångning hos plutonium-239. Dessutom bildas plutonium-238 genom successiva neutroninfångningar och sönderfall utgående främst från uran-235. För tillverkning av plutoniumbaserade kärnladdningar är plutonium-239 den isotop som är mest användbar, eftersom övriga plutoniumisotoper har egenskaper som på ett eller annat sätt gör dem mindre lämpliga för användning i kärnladdningar². Ju längre tid bränslet bestrålas i reaktorn, det vill säga ju högre utbränning bränslet har, desto större totalmängd plutonium bildas. Dock ökar också andelen av de ur kärnladdningssynpunkt icke-önskvärda isotoperna vid ökad utbränning, vilket gör att bränslebyte måste äga rum betydligt oftare vid produktion av vapenplutonium än vid normal drift för elproduktion.

Civilt kärnbränsle används normalt i ett par år innan bränslebyte äger rum, medan bränslet i den militära kärnbränslecykeln befinner sig i reaktorn under kortare tid. Den exakta bestrålningstiden vid vapenplutoniumproduktion beror dels på den öns-

¹ Se definition i till exempel IAEA:s författning (the Statute of the IAEA), artikel XX.

² Vapenplutonium definieras ofta som plutonium innehållande mindre än 7 % plutonium-240. Se t.ex. "Plutonium: The First 50 Years. United States Plutonium Production, Acquisition, and Utilisation from 1944 to 1994," DOE (1996).

kade balansen mellan mängd och kvalitet, dels på reaktortypen. Bestrålningstiden ligger oftast inom intervallet några veckor till några månader. Både vid civil och militär användning är bestrålningstiden generellt längre i lättvattenreaktorer än i grafit- och tungvattenreaktorer³.

³ Även om det inte finns något fundamentalt skäl till varför det inte skulle gå att producera vapenplutonium i en lättvattenreaktor har alla kända kärnvapenprogram använt grafit- eller tungvattenreaktorer av praktiska och tekniska skäl.

3. Reaktordrift och utbränt kärnbränsle

Totalt går i dag ca 30 % av allt använt bränsle till upparbetning. Av allt bränsle som har förbrukats fram till i dag beräknas 30 % finnas i länder där lagstiftning eller policybeslut gör att avfallet kommer att hanteras på annat sätt, till exempel genom djupförvaring. Den resterande mängden använt bränsle förvaras i väntan på nationella beslut angående hur det ska hanteras. Sammansättning och andra egenskaper hos det använda kärnbränslet sätter kraven för upparbetningen och i detta kapitel ges en översikt över detta material. I huvudsak beskrivs bränsle utgående från enbart uran, men även återvunnet bränsle i form av MOX-bränsle tas upp vid behov. MOX-bränsle är en blandning av urandioxid, upparbetad eller tillverkad av färskt eller utarmat uran, och upparbetad plutoniumdioxid⁴. Användningen av MOX-bränsle i reaktorer har hittills varit relativt låg (i dag utgör MOX ungefär 2 % av den totala mängden kärnbränsle), där användningen i första hand sker i Europa. I princip kan dock mellan 30 och 50 % av en lättvattenreaktorhärd utgöras av MOX-bränsle, och nyare reaktormodeller ska kunna använda uppemot 100 % MOX som bränsle (till exempel EPR – eng. *European Pressurised Reactor*).

Resonemanget och figurerna i detta kapitel bygger på härdberäkningar utförda med härd- och utbränningsberäkningsprogrampaketet Origen/Scale⁵. Den härd som har modellerats är en lättvattenreaktor av tryckvattentyp (PWR) liknande de som finns vid det svenska kärnkraftverket vid Ringhals.

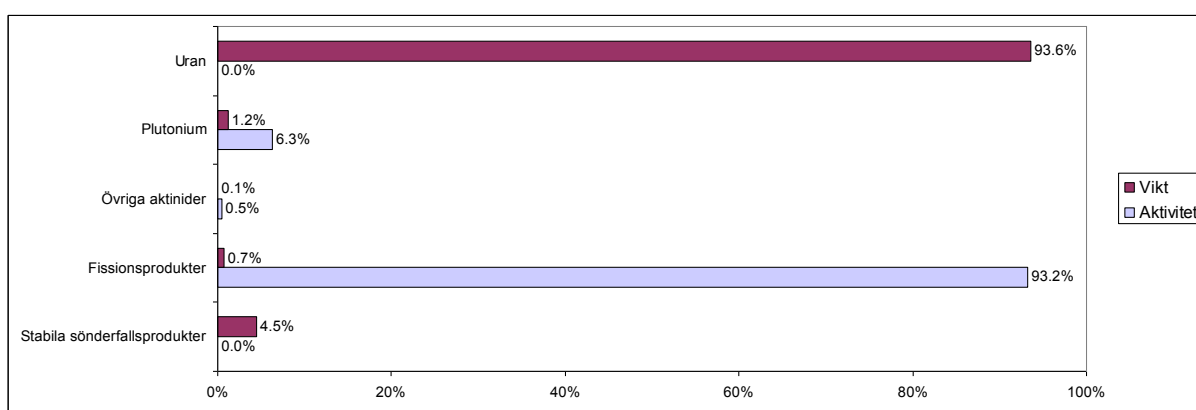
3.1. Kärnbränsle

Mängden använt kärnbränsle och dess sammansättning beror på reaktortyp och driftsbetingelser. En typisk elproducerande kärnreaktor genererar årligen ca 25 ton använt kärnbränsle. Vid laddning består bränslet vanligtvis enbart av uran, oftast i form av urandioxid (även bränsle med uranmetall förekommer i liten utsträckning). Bränslets anrikning anger hur stor andel av uranet i bränslet som utgörs av den fissionella isotopen uran-235. Anrikningsgraden varierar från naturlig halt, dvs. 0,7 %, till uppemot 5 % uran-235. De flesta civila reaktorer i världen är av tryckvattentyp (PWR – eng. *Pressurised Water Reactor*) och använder i dag bränsle med 3–5 % anrikning. Vid urladdning är bränslet synnerligen radioaktivt och genererar mycket värme genom sönderfallsprocesser, varför använt kärnbränsle omedelbart efter urladdning placeras i kylbassänger i anslutning till reaktoranläggningen innan vidare hantering, så kallad korttidslagring. Under tiden i korttidslagret, vanligen 1–5 år, avklingar en avsevärd del av aktiviteten och därmed också temperaturen. Därefter kan bränslet antingen upparbetas eller transporteras till ett mellanlager för senare slutförvar. Bränsle som ska upparbetas brukar efter den första preliminära hanteringen lagras upp till 10 år för att ytterligare aktivitet ska klinga av. Då har en stor del av de högaktiva men kortlivade fissionsprodukterna omvandlats till stabila isotoper.

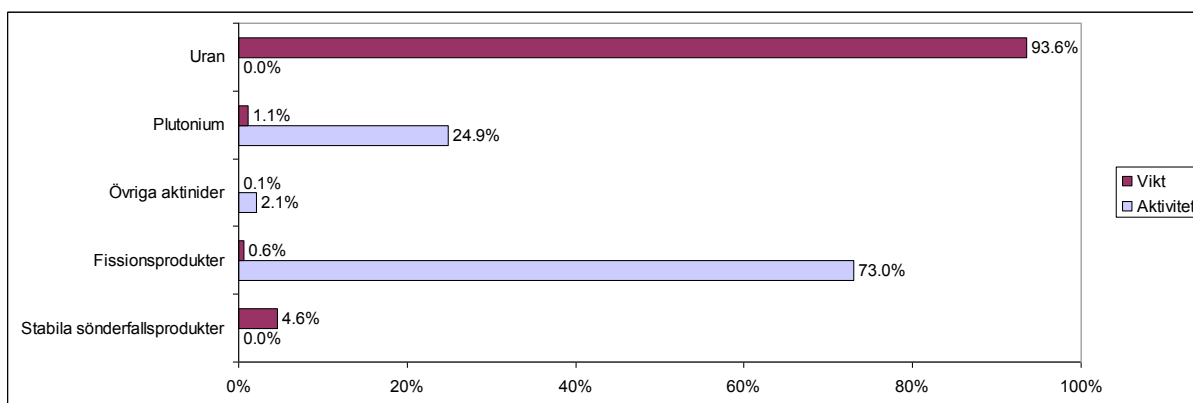
⁴ MOX-bränslet måste ha en sammansättning som ger en reaktivitet och neutronspektrum som liknar det ursprungliga uranbränslets. Plutonium har en högre reaktivitet än uran-235 med både större fissionstvårnsnitt och större antal utsända neutroner per fission. En högre inblandning av plutonium måste därför kompenseras med en lägre halt uran-235.

⁵ <http://scale.ornl.gov>

Förhållandet mellan vikt och aktivitetsbidrag från de olika komponenterna i använt kärnbränsle kan ses i figur 2 och 3. I dessa sammanhang avses massan av så kallad tungmetall, det vill säga aktinider och fissionsprodukter, exklusive eventuella lättare grundämnen så som syre. Detta görs för att man på ett tydligare sätt ska kunna jämföra olika bränsletyper. De ingående nukliderna kan skilja sig stort i radioaktivitet sinsemellan och de nuklider med störst viktandel är inte de som har högst aktivitet. Vikten hos använt kärnbränsle utgörs till ca 95 % av uran där halten uran-235 är lägre än vid laddning. Den exakta halten beror på utbränningsgraden. Neutroninfångning hos uran i reaktorn leder till att tyngre aktinider bildas. Dessa aktinider utgör ca 1 % av det använda bränslets vikt och består till ca 90 % av plutonium. Resterande 3–5 % av bränslets vikt utgörs av fissionsprodukter som bildas vid kärnklyvning i reaktorn, samt deras sönderfalls- och aktiveringsprodukter, varav vissa kan föreligga i gasfas. Största delen av radioaktiviteten hos bränslet härstammar från fissionsprodukterna. Aktivitetsbidraget från plutonium är betydande medan bidraget från uran är försumbart.



Figur 2: Viktsandel och aktivitetsbidrag hos de ingående komponenterna i använt bränsle efter 150 dygns avklingning



Figur 3: Viktsandel och aktivitetsbidrag i använt bränsle efter fem års avklingning. Övriga aktinider omfattar neptunium, americium och curium.

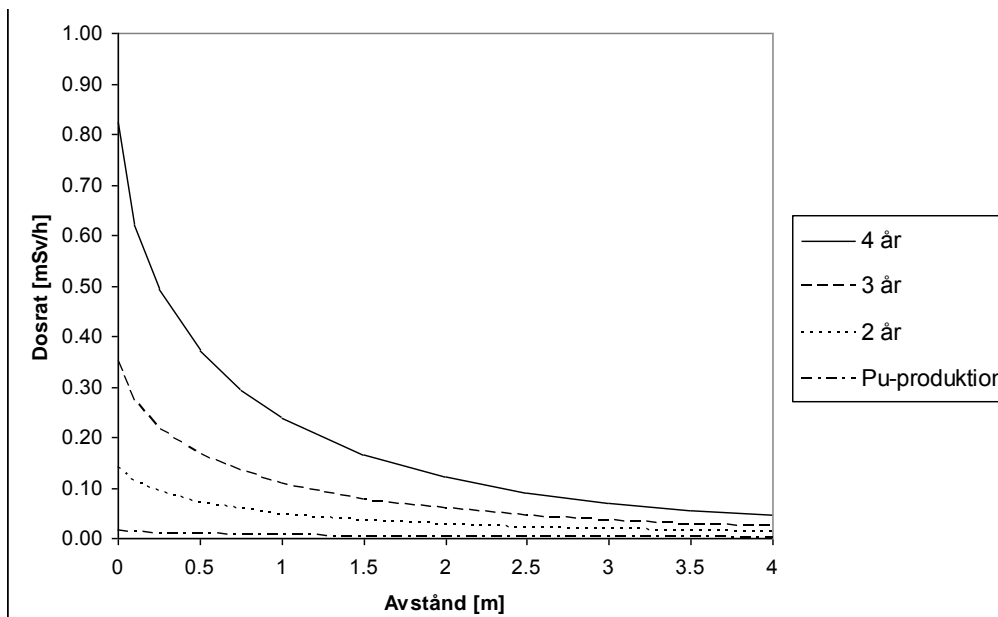
Den höga aktiviteten hos bränslet vid urladdning beror, som tidigare nämnts, främst på förekomsten av ett stort antal olika fissionsprodukter med mycket kort halveringstid, och bland dessa dominerar enstaka nuklider aktivitetsbidraget. Hos använt bränsle som är yngre än några hundra år bidrar nukliderna Sr-90 och Cs-137 med huvuddelen av radioaktiviteten trots att de bara utgör ca 5 % av fissionsprodukterna. Dessa nuklider har halveringstider kring 30 år, och på längre sikt (över 600 år)

kommer därför mer långlivade aktinider att dominera aktivitetsbidraget. Om uran och plutonium separeras för återanvändning som kärnbränsle återstår de övriga aktiniderna (neptunium, americium, curium), de långlivade fissionsprodukterna (strontium-90, cesium-137, teknetium-99, m.fl.) samt stabila fissionsprodukter som även bildas.

3.2. Hantering av det använda kärnbränslet

Dosraten från kärnbränsle som nyss tagits ur härden är mycket hög. En person nära ett oskärmat bränsleknippe precis efter urladdning utsätts per sekund för en stråldos som motsvarar tusentals gånger den dödliga stråldosen. Bränslet placeras därför direkt efter urladdning i kylbassänger för att låta aktiviteten minska före fortsatt hantering. Under de första månaderna minskar dosraten hos bränslet med en faktor 1000, och efter fem år, vilken är en normal tid för avkylning vid civil upparbetning, återstår mindre än en tiotusendel av den ursprungliga dosraten.

Stråldoserna är emellertid fortfarande mycket höga även efter kylning och inte heller detta kylda bränsle kan hanteras utan strålskärning, exempelvis under transport och bearbetning. Alfa- och betapartiklar förmår inte penetrera en strålskärm och har därtill mycket kort räckvidd i luft. Därutöver är neutronaktiviteten förhållandevis låg och det är därför gammastrålningen som är den dominerande strålningen till omgivningen, förutom alldeles intill oskärmat bränsle. Dosraten utanför transportbehållaren från bränsle som funktion av avståndet för bränsle med olika bestrålningstider kan ses i figur 4.



Figur 4: Dosrat utanför transportkapseln från använt kärnbränsle i transportkapsel efter fem års avkylning. Civilt bränsle efter 2, 3 och 4 år i reaktor och bränsle för produktion av vapenplutonium efter 10 veckor i reaktor. Gränsvärdet för årlig helkroppsdos är 50 mSv/år för t.ex. personal inom den nukleära industrin.

En reaktors drifttid vid produktion av vapenplutonium är som tidigare nämnts mycket kortare än vid civil kraftproduktion. Under den kortare bestrålningstiden hinner en betydligt mindre mängd fissionsprodukter och tyngre aktinider byggas upp och stråldosen från bränslet blir jämförelsevis lägre. Stråldosen är ändå mycket hög

och bränslet måste fortfarande skärmas på samma sätt som bränsle från civil elproduktion.

Gammastråldosen från ett bränsleknippe efter urladdning beror på en mängd faktorer såsom strålskärning och avstånd från bränslet⁶. Gränsvärdet för årlig helkroppsdos för t.ex. personal inom den nukleära industrin är 50 mSv och LD₅₀ är 3–4 Sv om ingen vård ges⁷. Tiden för att uppnå dessa värden för olika typer av bränsle kan ses i tabell 1. Dosraten från bränsle som använts för elproduktion är omkring 20 gånger högre än från bränsle som använts för plutoniumproduktion. Vid samma utbränning är stråldosen från MOX-bränsle 5–25 % lägre än hos uranbränsle. Skillnaden i stråldos mellan MOX-bränsle och uranbränsle är minst vid låg utbränning.

Tabell 1: Tid för att uppnå högsta tillåtna årsdos samt LD₅₀ på en meters avstånd från olika typer av PWR-bränsle efter fem års avklingning. Låg utbränning motsvarar den utbränning som ger plutonium av vapenkvalitet, medan hög utbränning motsvarar bränsle som använts i den civila kärnbränslecykeln.

	50 mSv	3 Sv
Låg utbränning med transportkapsel ⁸	1 år	70 år
Hög utbränning med transportkapsel	20 dygn	3 år
Låg utbränning utan transportkapsel	30 ms	1 s
Hög utbränning utan transportkapsel	1 ms	80 ms

⁶ Stråldoser anges i enheten Gray (Gy, J/kg). För jämförelse av stråldoser med hänsyn tagen till biologiska och medicinska effekter används begreppet dosekvivalent. Dosekvivalenten anges i enheten Sievert (Sv) och fås genom att multiplicera den absorberade stråldosen med en dimensionslös faktor som beror på bland annat strålningens typ och i vilket organ strålningen absorberas.

⁷ LD₅₀ är definierat som den dos som är dödlig för hälften av befolkningen.

⁸ Strålskrmande kapsel som använt kärnbränsle förvaras i under transport.

4. Upparbetningsmetoder

Upparbetningen används för att i ett första led separera ut uran och plutonium från övriga beståndsdelar (bränsleinkapsling och fissionsprodukter m.fl.) för återanvändning i ett kommersiellt civilt kärnkraftprogram eller för framtagning av plutonium i ett militärt kärnvapenprogram. Dagens kommersiella upparbetningsanläggningar använder för detta en vätskebaserad separationsprocess. De kemiskt mycket lika och tyngre aktinider som bildas genom neutroninfångning i härden är svåra att separera från uran och plutonium och dessa följer i de vätskebaserade metoderna med i antingen uran- eller plutoniumströmmen beroende på de exakta detaljerna i den använda metoden. Det upparbetade plutoniumet konverteras därefter till plutoniumdioxid, som sedan kan blandas med urandioxid för tillverkning av MOX-bränsle för återanvändning i kärnreaktorer. Plutonium är reaktivare och ger per kilo bränsle en högre effektivitet än uran men samtidigt ett något annorlunda neutronspektrum så beroende på vilken typ av reaktor som ska använda MOX-bränslet blandas plutoniumet med antingen utarmat, naturligt eller svagt anriktat uran. År 2007 rapporterade OECD/NEA att totalt 320 ton plutonium och 45 000 ton uran hade upparbetats i världen genom åren⁹.

Upparbetat uran kan också återanvändas som reaktorbränsle. Dock finns en rad ekonomiska hinder för användandet i dag. Ett av de viktigaste hindren utgår från behovet av att ytterligare anrika det utbrända uranbränslet för att det ska vara användbart i lättvattenreaktorer. Det utbrända bränslet innehåller uran-236¹⁰ och uran-232¹¹. Uran-236 i reaktorn fångar in neutroner och minskar därmed antalet tillgängliga neutroner som kan skapa fissionsreaktioner, och därför krävs en något högre anrikningsgrad av upparbetat uran än för färskt uranbränsle för att kompensera för denna neutronförlust. Uran-232 ger i sin sönderfallskedja starkt beta- eller gammastrålade isotoper som ställer hårdare krav på strålskydd under denna anrikningsprocess än vad färskt uran gör. Både uran-232 och uran-236 kommer att följa med i den anrikade strömmen av uran-235 med de anrikningsmetoder som används kommersiellt i dag (gascentrifugering och gasdiffusion). Det krävs därför en separat anrikningsanläggning särskilt utformad för att möta ovanstående krav vid anrikning av upparbetat uran om man inte har planerat för detta redan vid konstruktionen av anrikningsanläggningen. Dessutom behövs konvertering av det upparbetade uranet, dels till lämplig form för anrikning (normalt UF₆), dels konvertering av det anrikade uranet till lämplig bränsleform (UO₂), och även här krävs det skärmning mot strålningen¹². Det förekommer i dag anrikning av upparbetat uran på kommersiell basis, framför allt i Ryssland, och fyra reaktorer i Frankrike drivs med återcirkulerat uranbränsle utan inblandning av plutonium.

Dagens civila upparbetning syftar, på grund av de ekonomiska svårigheterna med att använda upparbetat uran, alltså främst till att separera ut plutonium för återanvändning i bränsle. Höga krav ställs på produktionen i en upparbetningsanläggning, både

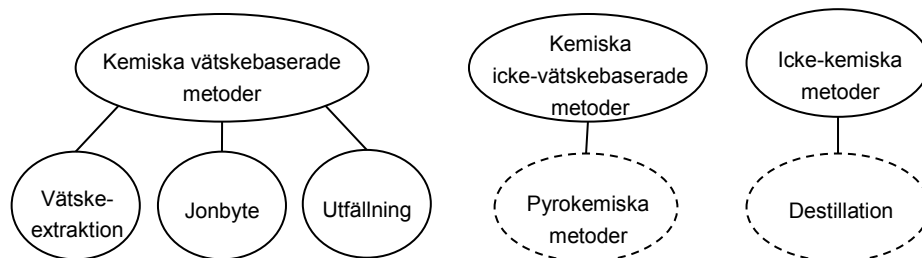
⁹ Källa: World Nuclear Association, www.world-nuclear.org.

¹⁰ U-236 är en syntetisk, d.v.s. icke-naturlig, uranisotop bildad från U-235. U-236 absorberar neutroner utan att fissionera själv och stjäl därmed neutroner från fissionsprocessen.

¹¹ U-232 är också en syntetisk isotop bildad från flera olika sönderfallskedjor, främst från Pu-236, som i sin tur bildas från Np-237. Då U-232 sönderfaller bildas en rad kortlivade, starkt beta- eller gammastrålade dotterprodukter, t.ex. Pb-212, Bi-212, och Tl-208.

¹² Ett lämpligare sätt att i dag återanvända upparbetat uran än det ovan nämnda skulle kunna vara att använda det i reaktorer avsedda för bränsle med naturligt uran. Dessa reaktorer kräver inte anriktat uran och därmed slipper man det besvärliga anrikningssteget. Dock kommer detta bränsle att ha något andra egenskaper än färskt naturligt uran och hänsyn till detta måste tas under reaktordriften.

vad gäller separationskapacitet och renhet. Den främsta metoden i dag som tillgodoser dessa krav är Purex, en vätskeextraktionsprocess som beskrivs i nedanstående avsnitt tillsammans med andra äldre vätskebaserade processer, liksom nyare, främst pyrokemiska, processer som ännu inte används kommersiellt. Oavsett om metoderna används i ett kommersiellt sammanhang i dag eller inte så har de alla potential att kunna användas för bränsleseparation om de ekonomiska eller politiska förutsättningarna är de rätta. De olika uppberbningsmetoderna kan indelas enligt figur 5.



Figur 5: Indelning av uppberbningsmetoder för utbränt kärnbränsle. De streckade separationsmetoderna är endast på forskningsstadiet. Destillation används dock redan i dag inom hanteringen av avfallsströmmarna från uppberbningsmetoderna men då snarare för att minska de hantade volymerna än för aktinidseparation.

Olika uppberbningsprocesser kan kräva olika förbehandling av det använda bränslet till en passande form för den fortsatta uppberbningsmetoden. För de flesta processer fordras dock att bränsleinkapslingen avlägsnas. Detta görs normalt genom att bränsleelementen klipps, huggs eller skärs upp. Sedan placeras delarna i en lösning där bränsle och inkapsling kan separeras. För urandioxidbränsle används varm koncentrerad salpetersyra där bränslet löses upp medan inkapslingsmaterialet kvarstår i fast form. Redan under denna förbehandling avlägsnas en del av fissionsprodukterna i gasform, främst jod, krypton och xenon. Det helt dominerande aktivitetsbidraget från dessa kommer från krypton, där exempelvis aktiviteten i skorstenarna vid den franska anläggningen i La Hague är ca 10^8 Bq/m³, totalt $2,4 \cdot 10^{17}$ Bq per år. Bortförsl av dessa gaser kan ske genom att kvävgas flödas över processen varefter gaserna kan fångas upp i separata gasfällor. Det upplösta bränslet rensas från kapslingsmaterialet och lösningen klarnas från kvarvarande partiklar genom exempelvis centrifugering.

Generellt gäller för all uppberbningsutrustning att den bör vara korrosionstålig med avseende på de använda kemikalierna (syror och lösningsmedel). Upplösningskärl, separationsbehållare och lagringstankar måste därutöver vara geometriskt utformade för att undvika kriticitetsproblem. På grund av den höga stråldosraten krävs dessutom att alla delar av utrustningen kan fjärrstyras. I synnerhet äldre typer av vätskeextraktionsutrustning, som exempelvis packade separationskolonner, kan kräva en avsevärd takhöjd då dessa kan vara flera tiotals meter höga. Vanligare i dag är pulskolonner och mixer-settlers vilka är effektivare och därmed mindre. Ytterligare en utrustningskategori är centrifugalextraktorn som har en högre effektivitet och som förekommer i åtminstone några processteg i flera kommersiella anläggningar. I militära sammanhang kan uppberbningsutrustningen ofta vara av mindre dimensioner än i en civil anläggning, då materialvolymen vanligtvis är lägre. En utförlig genomgång av denna utrustning för uppberbning hittas i kapitel 7.

4.1. Kemiska, vätskebaserade uppberetningsmetoder

4.1.1. Vätskeextraktion

Vätskeextraktion är i dag den dominerande separationsmetoden för uppberetning och är en välbeprövat separationsprocess även utanför det kärntekniska området, bland annat för metallutvinning. Vätskeextraktion bygger på principen att en vattenbaserad vätska och en vätska baserad på ett organiskt lösningsmedel är oblandbara, såsom olja och vinäger i en salladsdressing. Inom uppberetningsindustrin utnyttjas att plutonium och uran, till skillnad från kapslingsmaterial och många av de övriga ämnena i bränslet, under olika betingelser kan göras lösliga i det organiska lösningsmedlet. Därefter kan vattenfasen avlägsnas och en lösning av i huvudsak uran och plutonium kvarstår.

I detta avsnitt beskrivs principerna för vätskeextraktion och i de efterföljande avsnitten beskrivs de viktigaste extraktionsmetoder som används.

Vätskeextraktion i teorin

Vätskeextraktion är en selektiv separationsprocess för att isolera ett eller flera ämnen. Ett ämne som initialt ligger upplöst i antingen en vattenbaserad lösning eller en organisk lösning, kommer vid omblandning att omfördela sig mellan de två faserna, ofta genom att ämnet bildar en förening med någon komponent i den andra fasen varvid ämnets löslighet ändras. Efter en tid uppstår ett jämviktsläge, och distributionen av varje ämne mellan de två faserna vid detta tillstånd kan uttryckas i form av en fördelningsfaktor, D (eng. *distribution coefficient*). Denna kan definieras som

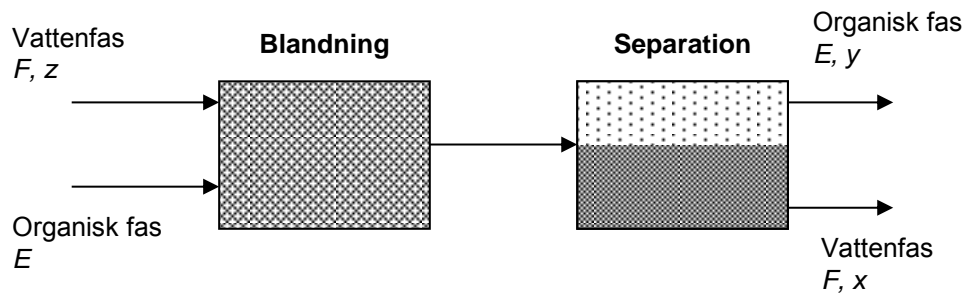
$$D = \frac{\text{koncentration av ämnet i organiska fasen}}{\text{koncentration av ämnet i vattenfasen}} \quad (1)$$

Fördelningsfaktorn beror på ämnets löslighetsförmåga, eller snarare lösningskemi, i de två faserna och kan därmed bero på en rad parametrar såsom syrakoncentrationen, sammansättningen av organiska ämnen i organfasen etc¹³.

Efter omblandning får faserna separera. Koncentrationen av det extraherbara ämnet har då ändrats i båda faserna. Vid effektiv omblandning under tillräckligt lång tid närmar sig förhållandet mellan koncentrationerna i de två faserna jämviktsvärdet, dvs. D .

Ett exempel på ovanstående process ges här, där ett ämne av koncentration z är upplöst i en vattenfas av volym F . Denna vätska får blanda sig med en organisk fas av volym E , ren från ämnet som ska extraheras. Efter att jämviktsstillstånd har uppnåtts tillåts faserna att separera och den utgående organfasen innehåller nu det extraherade ämnet med en koncentration y . Den utgående vattenfasen har minskat sitt innehåll av ämnet till en koncentration x . Se illustration i figur 6.

¹³ Se vidare i Benedict, M, Pigford, T, Levi, H, "Nuclear Chemical Engineering", Hemisphere Publishing Corporation, 1981.



Figur 6: Vätskeextraktion med ett blandningsmoment och ett separationsmoment.

Materialbalansen för denna process med ett enda extraktionssteg är

$$Fz = Fx + Ey, \quad (2)$$

där förhållandet mellan y och x vid jämvikt alltså ges av fördelningsfaktorn

$$D = \frac{y}{x}. \quad (3)$$

Fraktionen av extraherat ämne kan då med hjälp av ekvation 2 och 3 uttryckas som

$$\rho = \frac{Ey}{Fz} = \frac{ED/F}{1 + ED/F}. \quad (4)$$

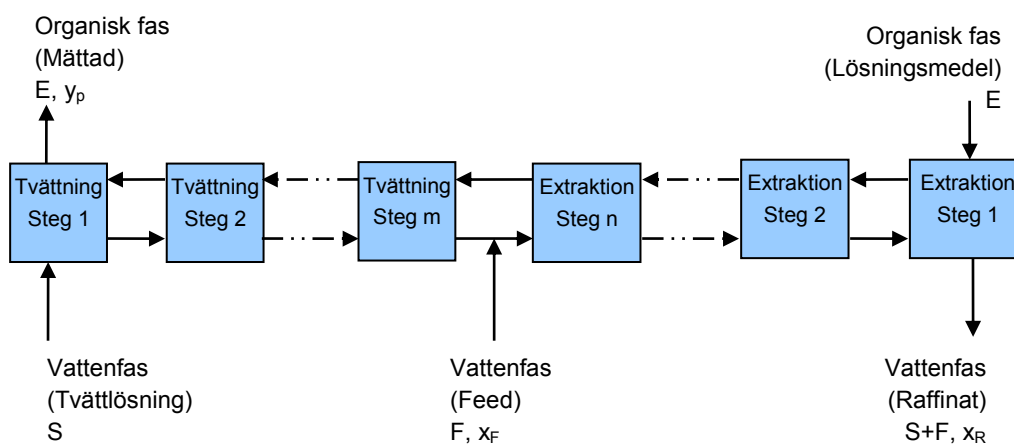
Ekvation 4 ger att mängden av det extraherade ämnet alltså är beroende av förhållandet mellan volymerna av den inkommande vattenfasen F och den organiska fasen E , och ökar med ökat förhållande E/F . För att extrahera ut största möjliga fraktion är således en stor organfas i förhållande till vattenfas att föredra. Dock finns givetvis begränsningar i hur stort detta förhållande kan vara, inte minst av rent processpraktiska skäl.

Flerstegsextraktion

Normalt är det svårt att uppnå en tillräcklig extraktion med ett enda steg, där begränsningen sätts av värdena på fördelningsfaktorn och fasvolymförhållandet E/F . För att separera ut ytterligare mängder kan då ett eller flera ytterligare vätskeextraktionssteg läggas till, men för detta kan det krävas en stor mängd kemikalier om varje extraktion använder nytt, rent lösningsmedel. För att utnyttja kemikalierna bättre kan man i stället återanvända ett lösningsmedel som redan utnyttjats i en tidigare extraktion. Detta kan åstadkommas genom att koppla ihop flera extraktionssteg efter varandra, i serie, och låta faserna vandra mellan dessa i så kallad motström. Det innebär att den rena organfasen får möta den vattenlösning som redan utsatts för ett antal extraktionssteg och alltså innehåller den minsta halten av ämnet, och att, omvänt, den nästan fullt utnyttjade organfasen med hög halt får möta ännu inte processad vattenfas där halten också är förhållandevis hög. Vanligtvis körs motström-

sextraktion som en kontinuerlig process, det vill säga vattenfas och organfas strömmar kontinuerligt in och ut ur extraktionsstegen.

Den inkommande vattenfasen som ännu inte passerat något extraktionssteg kallas i detta sammanhang för *matarflöde*, men den engelska beteckningen *feed* används även på svenska. Den vattenfas som lämnar extraktionssystemet, med låg halt av det extraherade ämnet, kallas för *raffinat*. Organfasen som lämnar systemet kallas *extrakt*. Ofta har man behov av att avlägsna föroreningar av icke önskvärda ämnen från extraktet som samextraherats. Man kan då blanda extraktet med en vattenfas av lämplig sammansättning för att tvätta, eller skrubba (efter den engelska beteckningen *scrub*) extraktet. Det är då oundvikligt att en viss mängd av det intressanta ämnet också tvättas ut. Förluster av ämnet undviks dock om man blandar den utgående tvättvätskan med matarflödet. Figur 7 illustrerar ett matarflöde som inkommer till ett sammankopplat system av en extraktionsdel (del av processen som ligger nedströms, i vattenfasens riktning) och en tvättningsdel (den del som ligger uppströms). Hela processuppställningen med extraktionssteg och skrubbningssteg benämns *kaskad*.



Figur 7: Motströmsextraktion i form av en kaskad av extraktionssteg och tvättningssteg. Antalet extraktionssteg är n och antalet tvättningssteg är m . Det inkommande matarflödet är F , inkommande organisk fas är E och tvättlösningens flöde är S . Halten av det extraherade ämnet benämns x i vattenfasen och y i organfasen.

Hur antalet jämviktssteg som behövs i extraktionsdel respektive tvättningsdel för att uppnå en viss fraktion i produkten beräknas tas inte upp i denna rapport men finns beskrivet i annan litteratur¹⁴. Antalet steg för en viss utvinningsgrad är beroende av förhållandet mellan flödena av vattenfas (matarflöde och tvättflöde) och organisk fas där antalet steg i extraktionsdelen ökar vid en större kvot $(S+F)/E$, medan antalet steg i tvättningsdelen minskar vid ett större förhållande mellan flödena av ren tvättlösning och organisk fas (S/E) . S betecknar i dessa fall inflödet av ren vattenfas.

Förutom extraktion och tvättning måste vanligen det extraherade ämnet återföras till en vattenlösning före fortsatt behandling. Detta sker genom att extraktet får möta, i ett eller flera steg i motström, en ny vattenfas av sådan sammansättning att fördelningsfaktorn är låg. Detta kallas *återextraktion*, eller *strip* (efter engelska beteckningen *strip*).

¹⁴ Antal steg beräknas genom att ställa upp en materialbalans för extraktionsdel respektive tvättningsdel, därefter kan ekvationerna ritas upp tillsammans med jämviktsdistributionsekvationen $y = D_n x_n$ i ett diagram kallat McCabe-Thiele-diagram. Se Coulson, J M, Richardson J F, "Chemical Engineering", Butterworth-Heinemann, 1998.

Det är inte bara ett högt utbyte som är angeläget att uppnå vid extraktion utan även en tillräcklig renhet. Viktigt är alltså att beakta andra ämnen som kan samextraheras med ämnet av intresse. Renheten kan uttryckas i form av en *dekontamineringsfaktor*, vilket är kvoten av halten föroreningar som finns inledningsvis i lösningen och halten föroreningar som samextraherats tillsammans med ämnet av intresse efter extraktion. För att samtidigt uppnå hög dekontamineringsfaktor och högt utbyte måste processen optimeras med avseende på ett antal parametrar, både kemiska och rent processtekniska (flödesförhållanden och stegantal). Även kontakttiden kan ha stor betydelse i detta avseende.

Vätskeextraktion inom uppberedningsindustrin

För uppberedning genom vätskeextraktion, där plutonium och uran ska överföras mellan vattenfas och organisk fas, utnyttjar man att metallernas extraktionsbenägenhet är beroende av i vilket oxidationstillstånd¹⁵ dessa föreligger. Genom att välja ett lämpligt oxidationstillstånd samt låta metallerna bilda oladdade organiska föreningar kan man generera produkter som är lösliga i organiska lösningsmedel. Exempel på sådana föreningar är följande tre huvudtyper¹⁶:

- **Kelatkomplex** – En kelat har en ringformad struktur bestående av en metalljon bunden till en eller flera fleratomiga ligander. Varje ligand binder till metalljonen vid två punkter såsom en klo. Ett exempel är plutonium-tetraacetylacetonat som dock inte har någon praktisk användning.
- **Ett oorganiskt metallkomplex** där hydrattvatten byts mot oladdade organiska ligander, s.k. addukter – Exempel på adduktbildare är tributylfosfat (TBP) och metyl-isobutylketon (hexon). Exempel på en sådan addukt är $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2(\text{TBP})_2$.
- **Jonparkkomplex** – Dessa bildas exempelvis genom att en stor organisk katjon (alkylammoniumjoner, R_3NH^+ , till exempel) tar upp negativt laddade oorganiska komplex (exempel: $\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3^{4-}$) från vattenfasen. Organiska anjoner kan fungera på motsvarande sätt och ta upp positivt laddade metalljoner från vattenfasen. Exempel på vanliga sådana reagens är dialkylfosforsyror och aromatiska alkylsulfonater.

I huvudsak är det den andra typen, addukter av oorganiska metallkomplex, som är intressant i dag då dagens uppberedningsanläggningar, som baserar sig på Purex-metoden utnyttjar adduktbildaren TBP.

Nedan följer en beskrivning av några vätskeextraktionsmetoder som varit viktiga i uppberedningens tidigare skeden, som utgör stommen i dagens uppberedning, eller som fortfarande är på ett forskningsstadium. Även om de två första metoderna, Redox och Butex, har förlorat sin aktualitet till förmån för Purex kan de fortfarande vara av intresse i icke-spridningssammanhang för eventuella aktörer som inte har tillgång till den utrustning och de kemikalier som krävs för Purex.

Redox

Redox-metoden (*REDuction-OXidation*) var en tidigt utvecklad metod som bland annat användes i USA:s första stora uppberedningsanläggning vid Hanford i Richland, Washington. I dag används inte metoden längre då den är utkonkurrerad av effektivare metoder som Purex.

¹⁵ Oxidationstillståndet bestämmer ett grundämnes förmåga att oxideras eller reduceras, och anges med romerska siffror, exempelvis U(IV) vilket utläses "fyrvårt uran".

¹⁶ Choppin G., Liljenzin J-O., Rydberg J., "Radiochemistry and Nuclear Chemistry", 3:rd. Ed., 2002.

Redox använder sig av metyl-isobutyl-keton, även kallad MIBK eller hexon, som organiskt extraktionsmedel, medan salpetersyra, i vilken bränslet inledningsvis är upplöst, utgör vattenfasen. Hexon har fördelen att det inte behöver spädas ut i något annat lösningsmedel till skillnad från exempelvis TBP som används i Purex, men i gengäld är ämnet inte så motståndskraftigt mot salpetersyra och därutöver degraderar joniserande strålning kemikalien. En annan nackdel med Redox-processen är att det krävs ett stort tillskott av aluminiumnitrat, $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ som *utsaltningsmedel* (eng. *salting agent*) – ett hjälpämne som favoriserar bildandet av fria nitratjoner vilka spelar en viktig roll i extraktionsprocessen. Aluminiumnitraten gör att mängden avfall som måste hanteras blir stor då detta salt är i fast form och inte kan ångas bort vilket annars är en vanlig metod för att minska avfallsmängderna. I övrigt kan separationen av zirkonium, niob och cerium¹⁷ vara problematisk då Redox-metoden används.

Själva extraktionen till det organiska lösningsmedlet sker genom att uran och plutonium i sexvärt respektive fyrvärt oxidationstillstånd och i nitratform, bildar föreningar (addukter) med hexon, lösliga i hexonet självt. Genom att reducera och oxidera uran och plutonium till olika oxidationstillstånd kan ämnenas löslighetsförmåga ändras, och de kan på så sätt separeras från varandra. För att uran och plutonium ska extraheras till den organiska fasen, hexonet, krävs uran och plutonium i sexvärt oxidationstillstånd (som uranyljoner, UO_2^{2+} , och plutonyljoner, PuO_2^{2+}). Natriumdikromat ($\text{Na}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$) tillsätts som oxidationsmedel för detta. För att minimera extraktion av fissionsprodukter hålls syrahalten låg.

Efter den första extraktionen nyttjas en aluminiumnitratlösning för att tvätta den organiska fasen från små mängder fissionsprodukter. Med hjälp av salpetersyra återextraheras sedan plutoniumet till vattenfasen. I återextraktionen tillsätts järnsulfamat ($\text{FeH}_4\text{N}_2\text{O}_6\text{S}_2$) för att reducera plutoniumet från $\text{Pu}(\text{VI})\text{O}_2^{2+}$ till $\text{Pu}(\text{III})^{3+}$ samtidigt som $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ används för att kvarhålla uranet i organfasen. Plutonium kan från vattenfasen sedan renas från små mängder uran som medföljt genom tillsats av nytt organiskt lösningsmedel. Därefter följer ytterligare extraktionssteg för att avlägsna de små mängder av fissionsprodukter som fortfarande kan finnas kvar i plutoniumlösningen. Uran i sin tur kan från sin organfas återextraheras med utspädd salpetersyra. Därefter förångas en del av vattenfasen bort, varefter en uranhaltig lösning med låg syrahalt, men med hög halt $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$, återstår och får genomgå ytterligare extraktionssteg för att öka renheten.

Butex

Denna extraktionsmetod använder sig av dibutylkarbitol eller β,β' -dibutoxydietyl-eter (Butex) som extraktionsmedel. Dibutylkarbitol har fördelen att inte behöva spädas med något organiskt lösningsmedel för att vara användbar (jämför med Purex). Nackdelarna är att kemikalien degraderas i den radioaktiva miljön vilket skapar oönskade peroxider i systemet. Metoden är heller inte lika effektiv som exempelvis Purex-metoden, och kräver dessutom ett utsaltningsmedel, som aluminiumnitrat. Metoden har en lägre dekontamineringsfaktor än Purex, och i synnerhet separationen av rutenium¹⁷ kan vara problematisk. I dag används inte Butex längre, men förekom tidigare i Storbritanniens uppberedningsprogram.

Purex (Plutonium Uranium Extraction)

Purex är den klart dominerande extraktionsmetoden i dag, och används i alla stora kommersiella anläggningar. Metoden använder tributylfosfat (TBP) som organiskt extraktionsmedel, vilken bildar addukter med sexvärt uran, $\text{U}(\text{VI})$, och fyrvärt plu-

¹⁷Moody K. J., Hutcheon I. D., Grant P. M., "Nuclear Forensic Analysis", <http://books.google.se/>, nedladdad 2009-12-08.

tonium, Pu(IV), men lämnar fissionsprodukter och högre aktinider (till exempel americium) kvar i vattenfasen. TBP är mycket selektiv i sin extraktion, har låg löslighet i vatten och är relativt kemiskt stabil vilket gör den lämplig som extraktionsmedel. Dock har TBP en densitet som ligger nära den hos vatten vilket gör dessa två svåra att separera, och därutöver har TBP även en högre viskositet än vad som är önskvärt. Därför används inte TBP i ren form utan blandas ut i ett organiskt lösningsmedel. Valet av lösningsmedel är någorlunda fritt så länge det är inert och kemiskt stabilt. Lösningsmedlets uppgift är att sänka densiteten av organfasen för att få en effektivare separation från vattenfasen samt att göra organfasen mer lättflytande. Lågaromatiska kolväten, exempelvis fotogen eller lampolja, utgör här en bra kompromiss mellan önskade egenskaper och pris. Generellt sett sjunker dock fördelningsfaktorn ju mer TBP späds ut i detta lösningsmedel. Normalt brukar en koncentration på mellan 15 % och 40 % användas. Användandet av TBP har också den fördelen att inget extra utsaltningsmedel måste tillföras, utan processen kan utnyttja salpetersyra själv som utsaltningsmedel. Jämför exempelvis med Redox-metoden ovan.

Vattenfasen utgörs av salpetersyra, som också används för upplösning av det utbrända bränslet. Koncentrationen av denna syra inverkar på fördelningsfaktorn, men förhållandet är komplext. En hög syrakoncentration ger bättre fördelningsfaktor¹⁸ då mängden extraherbar metall ökar. Samtidigt minskar fördelningsfaktorn på grund av TBP:s förmåga att bilda komplexet $\text{HNO}_3 \cdot 3\text{TBP}$ som är lösligt i organfasen – vilket ger en konkurrenssituation mellan metallen och syran om tillgänglig TBP. Detta kan dock motverkas genom att kompensera förlusten av nitrater genom tillsats av ytterligare nitrat i form av NaNO_3 . Extraktionssteg med en syrakoncentration upp till åtminstone 10 M har nämnts i litteraturen, men i allmänhet är halten mycket lägre (från några tiondels molar till ett par molar). Vid återextraktion används utspädd salpetersyra.

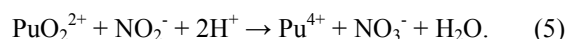
Dekontamineringsfaktorn med avseende på fissionsprodukter ligger på över 10^7 i en Purex-process, vilket är högt i jämförelse med andra metoder¹⁹. Dock kan metoden ha problem med framför allt neptunium som samextraheras med uran, samt teknitium, vilka kan kräva ytterligare separationssteg.

Purex-metodens processteg

Purex-metoden sker i följande steg²⁰:

Vätskeextraktion

Efter upplösning av kärnbränslet i salpetersyra justeras plutoniums oxidationstillstånd till Pu(IV) med hjälp av nitritjoner (NO_2^-), till exempel NaNO_2 , enligt reaktionen 5:



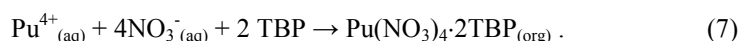
Reaktionen är snabb och är klar efter bara några minuter vid 50 °C.

1. Lösningen blandas sedan med TBP i fotogen, varvid uran och plutonium komplexbinder till TBP. Därvid extraheras uran i form av $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ och plutonium i form av $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ till organfasen, enligt ekvation 6 och 7, medan fissionsprodukterna i huvudsak kvarstår i syrafasen.

¹⁸ Purex-metoden har exempelvis en distributionskoefficient på runt 20, då 30 % TBP samt salpetersyra av en koncentration mellan 6 och 8 M används.

¹⁹ "Nuclear Wastes, Technologies for Separations and Transmutation", National academy press, 1996.

²⁰ Benedict M., Pigford T., "Nuclear Chemical Engineering", McGraw-Hill, 1957, samt Choppin G., Liljenzin J.-O., Rydberg J., "Radiochemistry and Nuclear Chemistry", 3:rd. Ed., 2002.



Denna extraktion överför över 99,8 %²¹ av uranet och plutoniumet samt övriga aktinider, och över 99 % av fissionsprodukterna bortsepareras vilket resulterar i en avsevärd minskning av radioaktiviteten hos materialet som ska vidareprocessas. Raffinatet, innehållande nästan alla fissionsprodukter, förångas sedan för att minska avfallsvolymen samt för att återvinna salpetersyra.

2. Den organiska fasen tvättas ren från små rester av fissionsprodukter med en salpetersyralösning och överförs sedan till en ny extraktionskaskad där den får möta i motströms en salpetersyralösning innehållande ett reduktionsmedel som överför plutonium från Pu(IV) till Pu(III). Som reduktionsmedel är uran(IV)nitrat²² lämpligt då både uran och nitrat ingår i processerna, men järn(II)-joner och hydroxylamin kan också användas. Då Pu(III) är svårslösligt i den organiska fasen kommer merparten av detta återextraheras till syrafasen. Uranet blir dock kvar i organfasen då även U(IV) är extraherbart i närvaro av den aktuella halten salpetersyra.

3. Organfasen med uran överförs till en ny kaskad där uranet sedan återextraheras till vattenfas med hjälp av utspädd salpetersyra eller vatten. Den uraninnehållande vattenfasen indunstas sedan och ytterligare salpetersyra tillsätts om syrahalten är för låg för nästföljande extraktion.

Uran renas sedan med följande två processcykler:

4. Vattenfasen med uran genomgår ytterligare vätskeextraktion med TBP/fotogen. Reduktionsmedel kan tillsättas för att reducera ut små plutoniumrester och fissionsprodukter.

5. Uran återextraheras återigen till en vattenfas med hjälp av utspädd salpetersyra eller vatten, varefter vattenlösningen slutligen indunstas på nytt.

Betastrålningen är nu tillräckligt låg i produkten $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$, men alfastrålningen kan fortfarande vara för hög från de tyngre aktiniderna. För att minimera aktiviteten från kvarvarande fissionsprodukter kan lösningen tillåtas passera en jonbytare där resterande fissionsprodukter (framför allt zirkonium och niob) fastnar. Se vidare avsnitt 4.1.3 om jonbyte.

Plutonium renas också genom extraktion och återextraktion:

6. Plutonium renas ytterligare från fissionsprodukter genom vätskeextraktion till TBP/fotogen där plutonium först återigen övergår till Pu(IV) med hjälp av tillsatta nitritjoner.

7. Den plutoniuminnehållande organfasen reduceras sedan med hjälp av ett reduktionsmedel varvid plutoniumet, nu trevärt Pu(III), kan återextraheras till en vattenlösning.

Reduktionsmedlet kan vara hydroxylaminsulfat, som dock kan ge korrosiva skador. Ett annat reduktionsmedel är järnsulfamat, men som i sin tur ger en ökad mängd avfall från vattenfasen att hantera. Uran(IV) kan här inte användas då det skulle

²¹ Choppin G., Liljenzin J.-O., Rydberg J., "Radiochemistry and Nuclear Chemistry", 3:rd. Ed., 2002.

²² Reduktion sker enligt: $\text{U}^{4+} + 2 \text{Pu}^{4+} + 2 \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{UO}_2^{2+} + 2 \text{Pu}^{3+} + 4 \text{H}^+$.

försämra renheten av plutoniumet. Plutoniumet koncentreras liksom uranet genom en jonbytare. Detta ger en säkrare koncentration än t.ex. förångning. Produkten är $\text{Pu}(\text{NO}_3)_3$.

Framställning av slutprodukter

De två produkterna från extraktionsprocessen, $\text{Pu}(\text{NO}_3)_3$ och $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$, förs sedan till separata anläggningar för konvertering till passande form för förvaring eller återanvändning. Plutonium fälls lämpligen ut med varm oxalsyra, varvid plutonium(IV)oxalat bildas. Därefter följer kalcinering med syrgas i ugn till plutoniumdioxid, PuO_2 , vilket är en lämplig form för förvaring eftersom oxiden är kemiskt och fysikaliskt stabil jämfört med metalliskt plutonium. Uranet kan förvaras som uranyl-nitrat men kan också konverteras till UF_6 , eventuellt anrikas, för att därefter oxideras och återanvändas som bränsle.

Vidareutveckling av Purex-metoden

Det finns en rad variationer på Purex-processen, framtagna med syftet att minska spridningsrisken, som i huvudsak ligger i hanteringen av utseparerat plutonium, och/eller minska avfallströmmar (kvantitet, strålning). Dessa varianter har dock endast tagits fram till försöksstadiet.

Urex (Uranium Extraction)

Urex-metoden är mest förknippad med USA och har som huvudsyfte att separera ut uran, medan plutoniumet lämnas med fissionsprodukterna. För att hindra plutoniumet från att samextraheras med uran krävs tillsats av ett reduktionsmedel (vilket håller plutoniumet i det oextraherbara trevärda oxidationstillståndet). I ett senare led kan plutonium extraheras tillsammans med en eller flera andra tunga aktinider från fissionsprodukterna. En rad varianter finns²³: *Urex+1* lämnar plutoniumet tillsammans med övriga transuraner (neptunium, americium, curium), och ibland även med lantaniderna för återanvändning som bränsle i snabba reaktorer. Innehållet av curium ställer krav på fjärrstyrda processer, på grund av ämnets neutronaktivitet, vilket fördyrar bränsletillverkningsprocessen. *Urex+3* lämnar i stället plutoniumet med endast neptunium vilket är ett billigare men alls inte lika spridningssäkert alternativ. Denna variant ger möjlighet att selektivt separera ut americium och curium. Metoden förutsätter återvinning i snabba reaktorer. Upparbetning av utbränt bränsle är fortfarande under utredning i USA och Urex-metoden kan vara ett huvudalternativ för ett eventuellt framtida upparbeitungsprogram i landet.

Coex (Co-Extraction of Actinides)

Den franska Coex-metoden låter en liten mängd upparbetat uran stanna i det utseparerade plutoniumet. Därmed lämnas aldrig plutoniumet i ren form, vilket gör hanteringen av denna mer spridningssäker för vidare hantering för MOX-framställning. Metodutvecklingen är långt framskriden och MOX-bränsle tillverkat med denna metod ska kunna köras både i snabba reaktorer och i lättvattenreaktorer.

Diamex (DIAMideEXtraction) och Sanex (Selective ActiNide EXtraction)

Diamex är metoder som kan länkas på till exempel Coex-processen, och separerar långlivade radionuklider (americium, curium) från kortlivade fissionsprodukter.

Ganex (Group Actinide Extraction)

Ganex är en process liknande Coex där förutom uran och plutonium även andra aktinider (neptunium, americium, curium) extraheras ut för att sedan separeras ut och användas som bränsle i snabba reaktorer.

²³ Se sammanställning i bl.a. <http://www.nwtrb.gov/meetings/2007/may/laidler.pdf> (nedladdad 2009-12-02).

4.1.2. Utfällning

Utfällning med vismutfosfat är en av flera utfällningsmetoder att rena plutonium från uran och fissionsprodukter som användes i tidig upparbetning för militära ändamål, bland annat vid Hanford-anläggningen i USA under 1940-talet. Då vismutfosfat är ett bra utfällningsmedel för Pu(IV) men inte för Pu(VI), kunde man genom alternerande utfällning av plutonium och fissionsprodukter åstadkomma hög renhet hos slutprodukten. En process utvecklades där plutonium först reducerades till Pu(IV) och sedan fälldes ut med vismutfosfat medan uran stannade kvar i vätskefasen. Utfällningen separerades sedan genom filtrering från vätskefasen och återupplöstes i salpetersyra, varefter Pu(IV) oxiderades till Pu(VI) med ett starkt oxidationsmedel. I nästa steg fälldes fissionsprodukterna ut med vismutfosfat (biproduktutfällning) och utfällningen avskildes. Pu(VI) i lösningen reducerades nu åter till Pu(IV), varpå en ny utfällningscykel kunde ta vid. I slutstegen utfälldes lantaniderna, och slutligen fälldes plutonium ut från en plutoniumnitratlösning som plutonium(IV)oxalat.

De många stegen i utfällningsprocesserna, liksom de många filtrerings- och upplösningmomenten, gjorde utfällningsupparbetning mindre lämpad för kontinuerlig eller storskalig drift jämfört med vätskeextraktionsprocesserna.

4.1.3. Jonbyte

Vid jonbyte används en jonbytarmassa av organisk polymer eller oorganiskt poröst material med funktionella fasta jongrupper, negativt eller positivt laddade, jämnt spridda genom materialet. De motjoner som upprätthåller laddningsbalansen kan sedan bytas ut mot andra joner i en förbiströmmande lösning. Katjoniska jonbytarmassor (t.ex. med kvartenär ammonium) har negativa motjoner som kan växlas mot negativt laddade metallkomplex i lösning, medan anjoniska jonbytarmassor (med t.ex. sulfonat) kan byta sina positiva motjoner mot positivt laddade joner i lösning.

Jonbytarmassor kan ha hög selektivitet för de joner man vill extrahera ur en lösning, och det finns ett flertal som selektivt kan extrahera olika joner av plutonium eller uran, liksom andra intressanta ämnen i det bestrålade bränslet. Jonbyte kunde därför vara en ideal metod för upparbetning, om det inte vore så att jonbytarmassan snabbt strålnings-skadas av den höga radioaktiviteten i det initiala skedet av upparbetningen, på grund av de högaktiva fissionsprodukterna. Dessutom skapar processen stora mängder extra avfall, bestående av de uttjänta jonbytarmassorna, som måste hantearas och förvaras. Därför har det visat sig mer praktiskt att använda jonbyte endast som ett avslutande processteg efter en annan inledande upparbetningsprocess, till exempel efter vätskeextraktion med Purex- eller Redox-metoden. I slutskedet av en upparbetningsprocess kan jonbyte exempelvis användas för att rena och koncentrera plutonium, liksom för att rena avfallsströmmar från såväl oönskade radioaktiva ämnen som värdefulla bestrålningsprodukter.

4.2. Pyrokemiska upparbetningsmetoder

Inom området icke-vattenbaserade upparbetningsmetoder finns det en grupp som är känd under ett antal olika namn, t.ex. pyrokemiska, pyroelektriska eller elektrokemiska metoder. Dessa olika metoder bygger samtliga på elektrokemisk separation, och valet av namn återspeglar oftare utvecklarnas bakgrund snarare än detaljerna i separationsmetoden. Nedan kommer metodfamiljen att kallas pyrometoder för enkelhets skull. Metoderna framställs ofta som spridningssäkra då det påstås vara

mycket svårt att framställa rent plutonium av hög kvalitet²⁴. Detta påstående behöver inte vara helt korrekt vilket kommer att visas nedan.

Det finns i dag inga kända, kommersiella uppberedningsanläggningar som använder pyrometoder. Forskning bedrivs framför allt i USA och Japan, men i takt med att intresset för nya reaktormodeller med metalliskt bränsle och bridreaktorer²⁵ ökar så ökar även intresset för pyrometoder. Metoderna har testats framgångsrikt i laboratorie- och pilotskala, även om dessa tester aldrig genomförts i fullskala med bestrålat bränsle utan i bästa fall endast med elektrokemiskt likvärda men icke-aktiva ersättningsämnen. I mindre försöksanläggningar har framgångsrika experiment genomförts med bränsle som har tagits från mellanlager.

Separationen sker i flera steg och oftast satsvis. Huvudsteget förutsätter metalliskt bränsle vilket medför att oxidbaserat bränsle måste förbehandlas så att det övergår till metallisk form. Förbehandlingen sker i en saltsmälta bestående av litiumklorid upphettad till 650 °C där oxidbränslet sönderdelas elektrokemiskt till metall- och syrejoner. Syrejonerna samlas vid den positiva anoden och bubblar bort som syrgas. Metalljonerna samlas vid den negativa katoden varifrån de kan överföras till huvudstegets elektroraffinering. Potentialskillnaden mellan katoden och anoden är så pass stor att i princip alla metaller reduceras.

Redan i förbehandlingen avgår de gasformiga komponenterna i avfallet (huvudsakligen krypton och xenon) men temperaturen är för låg för att cesium ska förångas (cesiums kokpunkt: 678 °C). Vissa icke-metalliska komponenter kan också stanna kvar i saltsmältan, men då i så liten mängd att det inte påverkar smältans fortsatta användbarhet. Processen måste ske under en skyddande argonatmosfär i korrosionsbeständiga kärl på grund av saltets korrosiva egenskaper. Detta gäller även för de efterkommande processtegen.

Metalliskt bränsle kan gå direkt till huvudsteget där upphackade bitar av bränslelementen, även inklädda, läggs i en korg som sänks ner i en saltsmälta bestående av en blandning av LiCl och KCl eller LiF och KF. De flesta försöksanläggningar har valt kloridsalter på grund av deras enklare hantering. Ett typiskt reaktionskärl för fullskalig produktion är ca 1 m i diameter och mellan 50 och 70 cm högt²⁶. I detta kan upp till 50 kg avfall processas per sats. Saltets smältpunkt är ca 350 °C och badet upphettas till ungefär 500 °C. Temperaturen måste hela tiden övervakas så att badets självupphettning på grund av den efter hand ökande koncentrationen av högaktiva fissionsprodukter inte leder till att systemet överhettas med möjlig kokning eller förångning av t.ex. cesium som följd. Samtidigt måste natriumhalten²⁷ i saltbadet kontrolleras eftersom smältpunkten ökar som funktion av natriumkoncentrationen vilket kan leda till att badet stelnar klumpvis (saltbadet är egentligen ett eutektikum²⁸ av litium- och kaliumsalt) vilket kan ställa till med avsevärda problem. Badet fylls med ca 10 cm högrent kadmium (99,99 %) och ovanpå detta ca 30 cm salt.

²⁴ Det går att ana en tydlig uppdelning mellan dels amerikanska forskare och politiker som framhåller metoden som säker och dels övriga länders forskare och politiker (framför allt japanska) som menar att så inte är fallet per nödvändighet.

²⁵ Bridreaktorer genererar mer fissilt material, typiskt i form av U-233 och Pu-239, än vad som konsumeras.

²⁶ J. J. Laidler, J. E. Battles, W. E. Miller, J. P. Ackerman, and E. L. Carls, "Development of Pyroprocessing Technology," *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 31, No 1/2, pp. 131-140, (1997).

²⁷ Det använda bränslet kan komma att innehålla natrium av två anledningar. Dels bildas det mindre mängder natrium genom att det vid klyvning av fissila isotoper ibland bildas tre fissionsfragment (0,2 till 0,4 % sannolikhet) varav det lättaste fragmentet kan utgöras av en natriumisotop. Dels används natrium i flera typer av hårdar, både existerande prototyper och planerade kraftproducerande, med snabbt neutronspektrum för att öka den termiska kopplingen mellan bränslet och bränsleinkapslingen.

²⁸ En blandnings smältpunkt beror på andelen av de ingående komponenterna. I en eutektisk blandning är proportionerna sådana att smältpunkten når ett lokalt minimum.

Korgen med utbränt bränsle utgör anoden och jonflödet avgörs av potentialskillnaderna mellan anoden och de olika katoderna. Oftast används en solid katod av järn eller grafit för att samla upp uranjonerna som har oxiderats till U^{3+} . Den uranmetall som ansamlas är nästan helt ren beroende på processparametrarna. Om strömmen hålls relativt låg och processen avbryts innan uran motsvarande 10 % av katodens vikt ansamlats så kan metallen utan senare rening användas som bränsle eller till andra tillämpningar. På 24 timmar kan ca 10 kg uran återvinnas med denna utrustning med en effektivitet på närmare 100 %.

Om man bara är intresserad av att återvinna uran och vill ha en spridningssäker process så avbryter man processen här. Övriga komponenter kommer då att stanna i saltbadet (plutonium, cesium, rubidium, strontium, barium, europium och samarium) eller i kadmium-poolen (paladium, rhodium, zirkonium, vissa lantanider och aktinider andra än uran och plutonium). Saltet kan antingen renas genom destillering eller deponeras när plutoniumhalten når för höga nivåer. På samma sätt kan kadmium-poolen renas genom destillering när den blir mättad med någon fraktion. Kadmium har en mycket låg kokpunkt (765 °C), så destillationsprocessen lämnar kvar avfallskomponenterna i en högaktiv blandning, men i princip kan även den vidareprocessas för renframställning av värdefulla ädelmetaller.

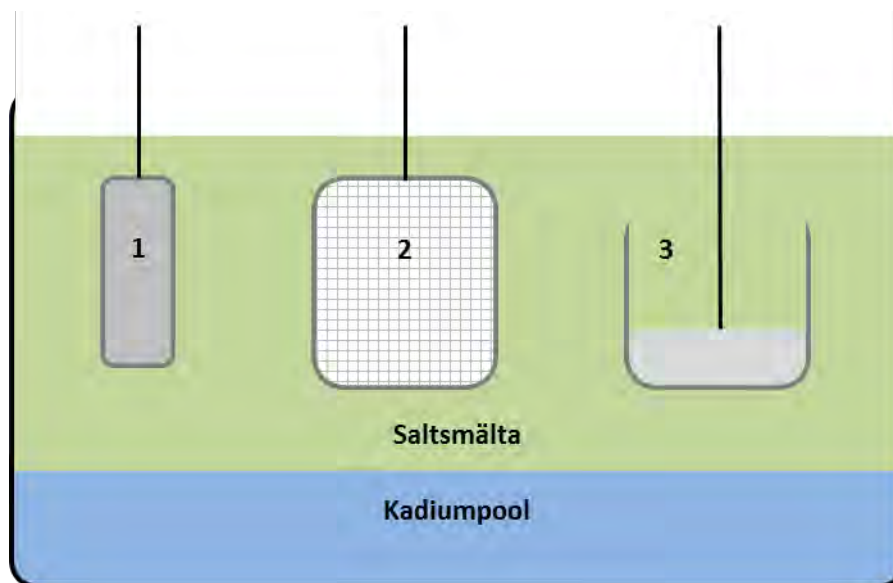
Vill man även ta till vara det plutonium som finns i avfallet så kan man dessutom använda en flytande kadmiumkatod bestående av högre kadmium som placeras i en grafit- eller hafniumdegel nedsänkt i saltbadet. I denna katod kommer uran, plutonium och tyngre aktinider att samlas. Med hjälp av en noggrann styrning av spänningsskillnaden mellan katoderna kan mängden uran som fälls ut i den flytande katoden minimeras²⁹. Eftersom koncentrationen av plutonium är betydligt högre än koncentrationen av de andra aktiniderna, kommer kadmiumkatoden att mättas av plutonium innan den mättas av de övriga ämnena. Sålunda kommer det att bildas en fällning av $PuCd_6$ på botten av poolen. Om processen avbryts innan poolen mättas även med de övriga aktiniderna, kan den rena fällningen tas till vara och plutoniumet renframställas genom destillering. I laboratorieförsök med plutonium så har en effektivitet på nästan 100 % påvisats med en reduktion av gammaaktiviteten från americium på 75 %. Utbytet uppskattades till ca 300 g plutonium per timme. Figur 8 visar en principskiss för pyrokemisk separation.

Man kan alltså dra slutsatsen att det går att konstruera en spridningssäker anläggning där allt plutonium förekommer i högaktiva avfallsblandningar, men att pyrometoden som sådan tillåter framställning av relativt ren plutonium på ett i sammanhanget enkelt sätt. Denna funktion måste dock byggas in i anläggningen från början. Förutom de höj- och sänkbara elektroderna saknar utrustningen rörliga delar. Processen behöver övervakas konstant för att anpassa spänningar och strömmar efter kemin i saltbadet³⁰ men övervakningen kan ske på distans och inget eller mycket lite underhåll behövs. Den totala energiåtgången är relativt liten³¹.

²⁹ Iizuka Masatoshi *et al.*, "Development of plutonium recovery process by molten salt electrorefining. Behavior of plutonium at liquid cadmium cathode.", Denryoku Chuo Kenkyujo Komae Kenkyujo Hokoku, No. T99078, pp. 23, (2000).

³⁰ Om strömmen är för hög reduceras litium och ansamlas i katoden efterhand som plutoniumhalten sjunker. Strömmen måste därför sänkas varefter processen fortskrider. Spänningen påverkas av strömmen och jonkoncentrationen och behöver också regleras för att hålla sig inom det föreskrivna intervallet, cirka -1,35–1,45 V.

³¹ Processen kräver ca 250 A vid 1,4 V vilket motsvarar energiförbrukningen hos en mindre kokplatta. Till detta kommer uppvärmningen av saltbadet. Smältvärmeförbrukningen för saltbadet är ca 220 kJ per kilo och C_p är ca 1,2 kJ/kgK för smält salt och 0,8 kJ/kgK så den totala energiåtgången för att hetta upp saltet från rums- till arbetstemperatur är ca 660 kJ/kg. Motsvarande siffra för kadmium är 170 kJ/kg. En normalstor utrustning enligt ovan med 680 kg kadmium och 460 kg salt kräver 230 MJ för att komma upp i arbetstemperatur. Detta motsvarar 13 kVA trefas i 10 timmar om lasten antas vara rent resistiv. När badet är upphettat krävs det relativt liten effekttillförsel för att hålla temperaturen då badets egenvärmning från avfallet är hög.



Figur 8: Principskiss av utrustning för pyrokemisk separation; 1: katod för uraninsamling, 2: anod – bränslekorg, 3: katod – degel med kadiumpool för ev. plutoniuminsamling.

4.3. Icke-kemiska upparbetningsprocesser

Utöver de elektrokemiska metoderna så bedrivs det forskning kring destillationsbaserade metoder där man genom noggrann temperaturkontroll förångar avfallet på ett sådant sätt att man kan ta till vara de komponenter som man är intresserad av. Dessa metoder kan kombineras med kemiska och elektrokemiska metoder där till exempel den kraftigt radioaktiva och samtidigt relativt lättflyktiga cesiumfraktionen kan fås att förångas innan avfallet processas på sedvanligt sätt.

Den nödvändiga temperaturen för destillationen kan sänkas avsevärt om avfallet förbränns i en fluoratmosfär där de flesta ämnen bildar olika fluorider, till exempel uranhexafluorid. Processen kan ske antingen satsvis eller kontinuerligt och den enda mängdbegränsningen kommer från kriticitetsrisken. Genom noggrann temperaturkontroll kan användbart uran och plutonium framställas utan efterföljande rening. Fluoriderna är mycket korrosiva, så kraven på korrosionsbeständiga material motsvarar de som gäller inom anrikningsindustrin.

Direkt vid fluorineringen som sker vid ca 200 °C förångas fluoriderna av uran, plutonium, neptunium, teknetium och jod, för att nämna några av de mest intressanta. Kvar i fast form finns bland annat cesium, strontium, barium, tyngre aktinider förutom neptunium samt alla lantanider. Genom kontrollerad kylning av destillatet ner till ca 60 °C kondenseras bland annat halogenerna (t.ex. brom och jod) och de flesta övergångsmetallerna (t.ex. kobolt och molybden). En andra sänkning till 40 °C kondenserar fluoriderna av uran, teknetium och plutonium vilka kan tas om hand för vidare hantering där uppvärmning och nedkylning ger separata kondensat av uran och plutonium.

Metoden i sig är relativt enkel men den ställer höga krav på hanteringen av de mycket korrosiva fluoriderna. Alla ytor som kommer i kontakt med avfallet måste vara konstruerade av till exempel nickel och nickelrika legeringar eller vissa aluminiumlegeringar. Förutom ventiler saknar utrustningen i princip underhållskrävande rörliga delar.

5. Upparbetningsanläggningar i världen

Nedan följer en genomgång av de, främst kommersiella, upparbetningsanläggningar som finns eller har funnits världen över. Därtill finns viss information om huruvida anläggningar och stater följer eller stödjer de internationella avtal som upprättats eller framförhandlas. De viktigaste avtalen i sammanhanget är icke-spridningsavtalet NPT (eng. *Nuclear Non-Proliferation Treaty*, trädde i kraft 1970), det fullständiga provstoppsavtalet CTBT (eng. *Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty*, antaget 1996 men ej i kraft ännu) och avtalet om produktion och lagring av fissilt material FMCT (eng. *Fissile Material Cut-off Treaty*, ej färdigförhandlat ännu). Omfattningen av den tillgängliga informationen om upparbetningsanläggningar varierar mellan olika länder, varför detaljnivån i detta kapitel skiljer sig från land till land. Det kan även nämnas att de flesta länder som ägnat sig åt upparbetning har drabbats av mer eller mindre allvarliga incidenter med miljöskador eller strålskador på människor som följd. Information om dessa tillbud ges inte i texten utan läsaren hänvisas till litteraturlistan.

5.1. USA

Världens första upparbetningsanläggning i försöksskala låg vid Oak Ridge National Laboratory. Vid anläggningen separerades mindre mängder plutonium med vismutfosfatprocessen. Kärnteknikkomplexet vid Hanford, Washington, etablerades 1943 med syfte att framställa material till de första plutoniumbaserade kärnladdningarna. Vismutfosfatprocessen övergavs i ett tidigt skede till förmån för Redox-, och senare Purex-processen. Anläggningen hyste som mest nio kärnreaktorer samt militära upparbetningsanläggningar och har producerat större delen av USA:s vapenplutonium. Den militära delen av anläggningen togs ur drift vid kalla krigets slut, och i dag drivs endast en av komplexets reaktorer för elproduktion. Vid Barnwell, South Carolina ligger Savannah River Site som är ett område som innehåller ett stort antal kärntekniska anläggningar. Genom åren har där funnits fem reaktorer och militära upparbetningsanläggningar. Anläggningen etablerades 1950 efter Sovjetunionens första kärnvapenprov med syfte att framställa material till kärnvapen och innehöll världens första fullskaliga Purex-anläggning. För närvarande finns inga kärnreaktorer i drift och platsen genomgår omfattande dekontaminering. Utöver dessa större anläggningar har upparbetning i liten skala förekommit vid bland andra Los Alamos National Laboratory och Idaho National Engineering Laboratory. Upparbetning av civilt kärnbränsle bedrevs i USA från 1966 till 1975 medan militär upparbetning ägde rum från andra världskriget till kalla krigets slut.

De civila anläggningarna uppfördes med avsikt att separera uran och plutonium från använt kärnbränsle för användning i MOX-bränsle. Den första anläggningen togs i drift 1966 vid West Valley, New York, men upparbetningen avbröts 1972 för att bygga om anläggningen och öka kapaciteten. Låg lönsamhet och skärpta krav på minskade radioaktiva utsläpp gjorde att verksamheten aldrig återupptogs. I dag används anläggningen huvudsakligen för dekontaminering, vitrifiering och lagring av främst vätskeformigt avfall. I anslutning till kärnkraftverket Dresden Nuclear Power Station vid Morris, Illinois, uppfördes dessutom en försöksanläggning för civil upparbetning. Anläggningen togs emellertid ur drift 1975, innan fullskalig upparbetning påbörjats, eftersom alltför omfattande ombyggnader krävdes för att nå lönsamhet. Platsen används numera för mellanlagring av använt kärnbränsle.

Mot bakgrund av den ökade spridningsrisken utfärdades 1976 ett direktiv om att utan tidsbegränsning upphöra med all civil upparbetning, och året därefter förbjöds civil upparbetning helt. Samma år togs USA:s sista civila upparbetningsanläggning helt ur drift. Förbudet hävdes 1981 men den civila upparbetningen har inte återupptagits. Under sent 1990-tal började det amerikanska energidepartementet undersöka möjligheterna att återuppta upparbetning och under de följande åren förbereddes uppförandet av en anläggning. Arbetet avbröts emellertid efter beslut av Barack Obama 2009.



Figur 9: Ungefärliga platser för USA:s upparbetningsanläggningar: 1) Hanford, Washington; 2) Savannah River, South Carolina; 3) West Valley, New York.

5.2. Ryssland

Rysslands plutoniumproduktion och upparbetning har varit koncentrerad till tre områden och hade fram till kalla krigets slut tydligt militärt fokus. 1945 började ett kärnteknikkomplex uppföras i Majak (Tjeljabinsk/Ozersk) för att förse det sovjetiska kärnvapenprogrammet med plutonium. Vid Majak fanns för kärnvapenframställning ursprungligen fem reaktorer samt en upparbetningsanläggning. Den civila delen av den ryska upparbetningen inleddes vid Majak 1977, då RT-1 uppfördes för hantering av använt bränsle från bland annat civila kärnreaktorer samt reaktordrivna ubåtar och isbrytare. Ett andra plutoniumproduktionskomplex började uppföras 1949 vid Seversk (Tomsk). 1953 inleddes upparbetning och den första av fem reaktorer togs i drift 1955. I början av 1950-talet inleddes byggandet av det tredje militära kärnteknikkomplexet vid Zjeleznogorsk (Krasnojarsk). Tre kärnreaktorer producerade plutonium som upparbetades på plats eller vid Tomsk. Ytterligare en anläggning har länge varit planerad, RT-2 vid Zjeleznogorsk, men finansiella problem har gjort att färdigställandet har uppskjutits på obestämd tid. Vid Majak, Seversk och Zjeleznogorsk producerades och upparbetades plutonium till kärnladdningar fram till 1994. De flesta av reaktorerna stängdes i början av 1990-talet, och de som drivs än i dag förser verksamheten och de kringliggande områdena med elektricitet. Sedan 1994 har huvudverksamheten utgjorts av civil upparbetning och konvertering av plutonium till reaktorbränsle samt annan kärnenergilaterad verksamhet såsom förvaring, konvertering och anrikning av uran. Utöver inhemskt kärnbränsle upparbetas bränsle från Ukraina och tidigare även från EU-länder.



Figur 10: Ungefärliga platser för Rysslands upparbetningsanläggningar: 1) Majak; 2) Seversk; 3) Zjeleznogorsk.

5.3. Storbritannien

Kärnteknikkomplexet Sellafield (fram till 1981 kallat Windscale and Calder Works) började uppföras efter andra världskriget för att försäkra det brittiska kärnvapenprogrammet med fissilt material. Området har hyst sex kärnreaktorer och en mängd olika typer av upparbetningsanläggningar. Den ursprungliga upparbetningsanläggningen, B204, utvann vapenplutonium ur magnoxbränsle³² och var i drift fram till 1964, då den konstruerades om för att upparbeta oxidbränsle, innan den slutligen togs ur drift 1973. I samband med ombyggnaden av B204 togs en nyare anläggning för magnoxupparbetning, B205, i drift. De brittiska magnoxreaktorerna har successivt stängts och den sista är planerad att stängas 2014. B205 är tänkt att tas ur drift då allt magnoxbränsle är upparbetat, preliminärt 2016. Den senaste upparbetningsanläggningen, THORP (*Thermal Oxide Reprocessing Plant*), togs i drift 1997 efter över 20 års förberedelser. En mindre upparbetningsanläggning fanns dessutom fram till mitten av 1990-talet i anslutning till forskningsreaktorn i Dounreay.



Figur 11: Ungefärlig plats för Storbritanniens upparbetningsanläggning i Sellafield.

³² Magnoxbränsle utgörs av naturligt metalliskt uran i magnesiumkapsling.

5.4. Frankrike

I Frankrike upparbetas använt kärnbränsle för civilt bruk vid två anläggningar. För att förse det franska kärnvapenprogrammet med vapenplutonium uppfördes först reaktorkomplexet vid Marcoule under senare delen av 1950-talet, och därefter upparbetningsanläggningen vid La Hague. Kring år 1970 dirigerades produktionen om till civil upparbetning. La Hague är den största upparbetningsanläggningen för lättvattenreaktorbränsle i världen och behandlar använt bränsle från Japan och de flesta europeiska länder med upparbetningsprogram.



Figur 12: Ungefärliga platser för Frankrikes upparbetningsanläggningar: 1) Marcoule; 2) La Hague.

5.5. Kina

Materialet till Kinas kärnvapenprogram har framställts vid två stora komplex. Det första, vid Jiuquan i norra Kina, uppfördes efter sovjetisk förlaga och färdigställdes 1966. Komplexet innehåller förutom en plutoniumproduktionsreaktor och upparbetningsanläggning även anläggningar för förädling och bearbetning av plutonium. Anläggningen togs ur drift under mitten av 1980-talet och reaktorn har konfigurerats om för elproduktion. Det andra komplexet, vid Guanyuan i centrala Kina, färdigställdes omkring 1977 och innehåller en reaktor för produktion av plutonium samt en upparbetningsanläggning. Kina bedöms inte ha framställt vapenplutonium sedan slutet av 1980-talet och enligt egen utsaga är anläggningen vid Guanyuan planerad att ställas om för elproduktion. Utöver anläggningarna vid Guanyuan och Jiuquan finns en pilotanläggning för Purex-upparbetning i Xinjiangregionen i nordvästra Kina.



Figur 13: Ungefärliga platser för Kinas upparbetningsanläggningar: 1) Jiuquan; 2) Guangyuan.

5.6. Japan

Japan har aldrig haft någon militär upparbetning, men landets policy för den civila kärnbränslecykeln dikterar att använt bränsle ska upparbetas. En liten del av det inhemska kärnbränslet upparbetas i Tokai Reprocessing Plant vid Tokai-mura medan huvuddelen sänds till Frankrike och Storbritannien. 1993 började ett stort kärnteknikkomplex uppföras vid Rokkasho-mura för att möta krav på att all upparbetning av eget kärnbränsle ska ske inom landet. Sedan 1998 upparbetas där mindre kvantiteter använt bränsle, och anläggningen är avsedd att kunna hantera hela den inhemska volymen använt kärnbränsle då den tas i full drift.



Figur 14: Ungefärliga platser för Japans upparbetningsanläggningar: 1) Tokai-mura; 2) Rokkasho-mura.

5.7. Indien

Indien bedriver i dagsläget upparbetning vid tre anläggningar. Den äldsta anläggningen vid Trombay togs i drift 1964 för att upparbeta bränsle från reaktorerna Cirus och Dhruva och förmodas ha använts för plutoniumproduktion till landets kärnvapenprogram. En andra anläggning öppnades 1982 vid Tarapur, men har förföljts av tekniska problem och mängden upparbetat bränsle har därför varit lägre än designkapaciteten. Den tredje anläggningen, Kalpakkam Reprocessing Plant, driftsattes 1998 och planerades ursprungligen för en kapacitet på 1000 ton bränsle per år men utbyggnaden har avstannat och anläggningen processar i dag ca 100 ton bränsle per år³³.

Samtliga dessa anläggningar upparbetar använt tungvattenreaktorbränsle (CANDU-reaktorer) under förevändning att tillverka bränsle för till exempel bldreaktorer. Indien har valt att inte ansluta sig till NPT, men har sedan ett par år ett safeguards-avtal med IAEA, där i dag partiella safeguards av upparbetningsanläggningen i Tarapur ingår. Indien har inte skrivit under CTBT men har ett moratorium vad gäller kärnvapenprov.



Figur 15: Ungefärliga platser för Indiens upparbetningsanläggningar: 1) Trombay; 2) Tarapur; 3) Kalpakkam.

³³ <http://www.ieer.org/ensec/no-2/india-b.html> (nedladdad 2010-04-09).

5.8. Pakistan

Pakistans kärnvapenprogram har huvudsakligen grundat sig på uranbaserade laddningar. 1998 togs emellertid en plutoniumproduktionsreaktor i drift i Khushab, och i Rawalpindi finns en uppberetningsanläggning samt övrig infrastruktur för kärnvapentillverkning. Pakistan står, i likhet med Indien, utanför både NPT och CTBT.



Figur 16: Ungefärliga platser för Pakistans uppberetningsanläggningar: 1) Khushab; 2) Rawalpindi.

5.9. Israel

Israel har två forskningsreaktorer. IL-01 Rachal Soreq är en pool-reaktor på 5 MW termisk effekt vid Palmachim. På området finns omfattande infrastruktur för forskning inom bland annat kärnteknik och medicin. Vid Negev Nuclear Research Center finns IL-02 Dimona, som är en tungvattenreaktor med en ursprunglig designeffekt på 26 MW, som förmodas ha använts för landets plutoniumproduktion till kärnvapen. I anslutning till reaktorn finns en uppberetningsanläggning som inte står under IAEA:s safeguards då Israel valt att stå utanför NPT. Israel har heller inte ratificerat CTBT.



Figur 17: Ungefärlig plats för Israels upparbetningsanläggning i Dimona.

5.10. Nordkorea

Nordkoreas kärntekniska verksamhet har varit koncentrerad till komplexet i Yongbyon, där landets kärnvapenplutonium har framställts. På området finns den grafitmodererade försöksreaktor som levererat plutonium till det nordkoreanska kärnvapenprogrammet samt en upparbetningsanläggning, båda driftsatta under senare delen av 1980-talet, men tagna ur drift 2007 och satta under IAEA-kontroll efter överenskommelse med Kina, USA, Ryssland, Sydkorea och Japan. I april 2009 avslutade dock Nordkorea samarbetet med IAEA och deklarerade att upparbetningen av använt kärnbränsle skulle återupptas. Därefter saknas den insyn som IAEA:s inspektörer tidigare hade. Satellitbilder och radionuklidanalyser tyder inte på att upparbetningsanläggningen har tagits i drift ännu men det krävs platsinspektioner för att säkert kunna avgöra detta. Landet bedöms ha betydande reserver av använt reaktorbränsle som ännu inte upparbetats. Nordkorea bröt sitt *safeguards*-avtal med IAEA 2002, och är det enda land som utträtt ur NPT. Nordkorea står även utanför CTBT.



Figur 18: Ungefärlig plats för Nordkoreas upparbetningsanläggning i Yongbyon.

5.11. Länder med upparbetningsprogram som saknar egna anläggningar

Flera europeiska kärnkraftländer såsom Belgien, Nederländerna, Schweiz och Tyskland saknar egna upparbetningsanläggningar men har eller har haft en sluthanteringspolicy som innefattar upparbetning i Frankrike eller Storbritannien. Några länder har haft upparbetningsanläggningar som nu är tagna ur drift. WAK i Karlsruhe, Tyskland, var i drift 1971–1990, Eurochemic i Dessel, Belgien 1966–1974 och pilotanläggningen Eurex i Saluggia, Italien 1970–1983.

Belgien sände fram till mitten av 1990-talet använt kärnbränsle för upparbetning i La Hague. Den nuvarande policyn är dock att direktdeponera kärnbränsle i ett djupförvar. Huvuddelen av det belgiska använda kärnbränslet, inklusive vitrifierat högaktivt avfall i huvudsak bestående av fissionsrester och bränsleinkapsling från La Hague, mellanlagras för närvarande i anläggningen vid Mol-Dessel. En liknande situation råder i Schweiz, där platsundersökningar äger rum för att hitta en lämplig berggrund för ett framtida djupförvar. Nederländerna använder sig av upparbetning men saknar för närvarande policy för sluthantering av bränslet. Det upparbetade

bränslet förvaras i ett centralt mellanlager i 50–100 år medan olika möjligheter för sluthantering utvärderas.

Finland, Ungern och Ukraina upparbetade fram till mitten av 1990-talet delar av sitt använda kärnbränsle i den ryska anläggningen vid Majak. Finland avslutade sitt samarbete med Ryssland i samband med EU-inträdet. Landet har en slutförvaringspolicy baserad på djupförvar. Konceptet påminner mycket om det svenska KBS-3, och Finland är ett av de länder som kommit längst i sina planer på att färdigställa ett djupförvaringsprogram. Ungern och Ukraina upparbetade under kalla kriget använt kärnbränsle i Sovjetunionen. Ungern upphörde med upparbetning 1994 medan Ukraina fortfarande är beroende av upparbetning i ryska anläggningar.

Tyskland har beslutat att fasa ut kärnkraften. Den rådande policyn för använt kärnbränsle har länge varit upparbetning men detta har skiftats till djupförvar.

5.12. Sverige

Sverige planerade ursprungligen att låta upparbeta det svenska bränslet i andra länders anläggningar och kontrakt med dåvarande UK Atomic Energy Authority i England tecknades 1969 samt med det franska företaget Cogéma 1977. Den svenska politiken när det gäller använt kärnbränsle är sedan år 1982 inriktad på direkt slutförvaring av bränslet utan upparbetning. Ett av motiven till denna hållning rör frågan om icke-spridning av kärnvapen mot bakgrund av att plutonium frigörs vid upparbetningen. Hanteringen av frigjort plutonium anses också förbundet med hälsorisker.

Fram till början av 80-talet hade 140 ton bränsle skickats från Oskarshamnsverket till Sellafield. Det svenska bränslet i Sellafield upparbetades 1997 och 2002 gav regeringen tillstånd till Oskarshamnsverket att börja använda MOX-bränsle tillverkat av svenskt upparbetat bränsle. Till La Hague skickades 78 ton bränsle från Barsebäck i två sändningar om 21 och 57 ton. Detta bränsle upparbetades men togs aldrig hem i form av MOX-bränsle utan byttes mot obearbetat tyskt bränsle med motsvarande aktivitet som i dag lagras i CLAB.

Tabell 2: Historiska och samtida upparbetningsanläggningar i världen, inriktning samt ungefärlig kapacitet³⁴.

Anläggning	Land	Inriktning	Drifttid	Kapacitet (tHM/år)
Hanford	USA	Militär	1956-1989	Nedlagd
Savannah River	USA	Militär	1954-1989	Nedlagd
West Valley	USA	Civil	1966-1972	Nedlagd
Morris	USA	Civil	Testanläggning	Nedlagd
INEL	USA	Militär	Kalla kriget	Nedlagd
Windscale, B204	Storbritannien	Militär	1951-1964	Nedlagd
Sellafield, B205	Storbritannien	Civil/Militär ³⁵	1964-	1500
Sellafield, THORP	Storbritannien	Civil/Militär ³⁵	1964-	700–900
Dounray	Storbritannien	Militär	-1998	Nedlagd
La Hague	Frankrike	Civil/Militär ³⁵	1976-	1600–1700
Marcoule	Frankrike	Militär	1958-	400
Majak	Ryssland	Civil/Militär ³⁵	1948-	400
Krasnojarsk, Zjeleznogorsk	Ryssland	Militär	ca 1953-	1500 (okänt)
Krasnojarsk, Zjeleznogorsk	Ryssland	Civil	Konstrueras	1500 (okänt)
Tokai	Japan	Civil	1981-	200
Rokkasho	Japan	Civil	Konstrueras	800
Trombay	Indien	Militär	1985-	50
Tarapur	Indien	Civil (Militär)	1977-	100
Kalpakkam	Indien	Civil (Militär)	1986-	100
Guangyan	Kina	Militär	1977-	Okänt
Jiuquan	Kina	Militär	1966-	Okänt
Dimona	Israel	Militär	ca 1958-	Okänt
Rawalpindi	Pakistan	Militär	1982-	Okänt
Yongbyon	Nordkorea	Militär	90-talet, 2003–2007 ³⁶	130–140

³⁴ World Nuclear Association (world-nuclear.org), 2009; U.S. Nuclear Waste Technical Review Board (nwtrb.org), 2009; Institute for Energy and Environmental Research (ieer.org), 1997; Global Security (globalsecurity.org), 2009; Nuclear Engineering International, 2009 World nuclear Industry Handbook.

³⁵ Sellafield, La Hague och Majak har numera bara civil upparbetning.

³⁶ Det är osäkert när upparbetningsanläggningen egentligen har varit i drift, men troligtvis i början av nittiotalet samt efter det att överenskommelsen med USA, Agreed Framework, upphörde att fungera 2002. Anläggningens kapacitet är osäker, tabellens uppgift är tagen ur rapporter från Institute for Science and International Security. Se www.isis-online.org.

6. Upparbetning ur spridningsperspektiv

En uppberetningsanläggning – i synnerhet en anläggning för militära ändamål med relativt små mängder bestrålat bränsle som uppberetnas och därmed mindre dimensioner – har inga särskilda yttre kännetecken som gör att den går att särskilja från andra industribyggnader på satellitbilder. På grund av den starka strålningen från det bestrålade bränslet föredrar man dock ofta att förlägga en uppberetningsanläggning i omedelbar närhet till den reaktor (och bränslekylbassäng) vars bränsle ska uppberetnas, varför byggnader med okänd funktion i närheten av reaktorer utan fullständig safeguard är ett varningstecken. Dessutom kan det finnas behov av specialiserad och fjärrstyrd transportutrustning för att föra in det bestrålade bränslet i anläggningen.

Uppberetning kan dock i vissa processteg ge upphov till utsläpp av karakteristiska gasformiga fissionsprodukter, som i övrigt inte förekommer naturligt, från bränslebestrålningen. Det handlar då främst om krypton-85 och jod-129. Partikel- och ädelgasdetektion på strategiska platser är därför en möjlighet att komma hemlig uppberetning på spåren. Krypton-85 förekommer i relativt riklig mängd i atmosfären på grund av utsläppen från uppberetningsanläggningarna världen över (förr även från kärnvapenprov) och sin relativt långa halveringstid (ca. 10 år), och bakgrundnivån är i dag i genomsnitt över 1 Bq/m³. Om gasen sprids isotropt, det vill säga likformigt i alla riktningar, från en uppberetningsanläggning så faller kryptonkoncentrationen till bakgrundnivån redan inom någon kilometer från utsläppet. Om luften från utsläppet följer sammanhållna trajektorier och inte sprids i någon större utsträckning kan det detekteras på betydligt större avstånd beroende på det exakta mikroklimatet. Små utsläpp av jod kan detekteras på några hundratal kilometers avstånd, återigen beroende på vädret. Även utsläpp i flytande avfallsströmmar kan genom otillräcklig rening nå omgivningen eller näraliggande vattendrag och därigenom detekteras. Tritium, kol-14 och rutenium-106 är några av de isotoper som är karakteristiska för uppberetningsverksamhet och som kan påvisas i miljöprover.

Beträffande produktanskaffning till en uppberetningsanläggning (se kapitel 7) finns några produkter som har relativt få icke-kärntechniska användningsområden – det handlar exempelvis om fjärrmanipulatorer, blyglas av större dimensioner, strålningshärdad utrustning som ska klara den starka strålningen i högaktiva celler etc. En stor del av dessa produkter kan dock anses vara relativt lättillverkade om man har tillgång till en välutvecklad basindustri – i synnerhet om man väljer att tumma på säkerheten något – varför det inte är något som behöver anskaffas genom t.ex. import. Sedan används också en hel del utrustning som har stora icke-kärntechniska användningsområden inom exempelvis kemisk industri: extraktionsutrustning, syror, lösningsmedel och så vidare, vilka inte är under exportkontroll och därför kan vara svåra att spåra.

Viss utrustning som kan ackumulera lite större mängder fissilt material (främst plutonium) behöver specialutformas så att risken för kriticitet undanröjs – man måste alltså säkerställa att en kritisk massa inte kan ansamlas så att en kedjereaktion av kärnklyvningar startar³⁷. Utrustningen görs därför säker genom att ges en säker geometrisk form (eng. *safe by shape* eller *favourable geometry*). Det kan handla om

³⁷ Majak 1957, Los Alamos 1958, Wood River Junction 1964 och Majak 1968 är några uppberetningsrelaterade kriticitetsincidenter som har orsakat dödsfall pga. höga doser joniserande strålning (T.P. McLaughlin, S.P. Monahan, N.L. Pruvost, V.V. Frolov, B.G. Ryazanov, V.I. Sviridov, "A Review of Criticality Accidents", Los Alamos National Laboratory, 2000 / rapport LA-13638/).

att göra reaktions- och förvaringskärl så små att kritiska massor inte kan ackumuleras³⁸, att göra dem platta eller avgränsa utrymmet genom avdelningar etc. (se vidare i kapitel 7). Det är också viktigt att säkerställa att förvaringskärl för mellan- och slutprodukter inte kan staplas så att kritisk massa uppnås på det sättet, vilket man vanligen uppnår genom att tillverka kärnen med utstickande distanser som gör att de alltid har en luftspalt till närmaste föremål. Utnyttjande av neutronabsorbatorer, t.ex. borföreningar eller hafnium, i material till utrustning är också ett sätt att försäkra sig mot kriticitet. Specialtillverkad utrustning enligt ovan är ett tydligt varningstecken på kärnteknisk verksamhet där fissilt material hanteras.

Inuti en anläggning där upparbetning pågår finns naturligtvis ett flertal indikatorer att ta fasta på vid en eventuell *inspektion*. Förutom högaktiva celler och den ovan nämnda specialdesignade utrustningen, kan man förvänta sig att hitta tydliga avgränsningar mellan ”rena” och ”smutsiga” områden, skyddskläder med tvätt- och destruktionskorgar, olika former av detektionsutrustning och kriticitetslarmutrustning med särskilda utrymningsvägar.

Upparbetning är en relativt resurskrävande industri som förbrukar, förutom vissa kemikalier som inte går att återanvända förlustfritt, även fossila bränslen och/eller elkraft och stora mängder vatten. Graden av återvinning beror på balansen mellan tekniskt kunnande, tillgänglighet och ekonomi. Som ett exempel ges i tabell 3 förbrukningen vid den franska anläggningen i La Hague där man har valt Purex med efterföljande förglasning av fissionsprodukterna. Enligt representanter från anläggningen har man prioriterat en hög grad av rening och återanvändning framför en låg energiförbrukning vilket återspeglas i tabellen. Tabell 4 visar utsläpp per ton upparbetat bränsle vid samma anläggning.

Tabell 3: Förbrukning per ton upparbetat bränsle (totalt 937 ton), La Hague 2008.

Förbrukningsvara	Mängd i ton om ingen annan enhet anges
Vatten	505
Elektricitet	482 MWh
Fossila bränslen (gas och olja)	211 MWh
Salpetersyra	3,9
Formaldehyd, 24 %	3,1
Natriumnitrit	1,1
Natriumkarbonat	51 kg
Tbp	26 kg
Hydrazin	105 kg
Ammoniak	1,5 kg

Tabell 4: Utsläpp per ton upparbetat bränsle, La Hague 2008.

Isotop	Utsläpp i GBq om ingen annan enhet anges
Tritium (i huvudsak vattenutsläpp)	12,9 TBq
Jod-129 (i huvudsak vattenutsläpp)	1,5
Krypton-85	165 TBq
Strontium-90	1,2
Kol-14	14
Ruthenium-106	3,6
Cesium-137	1,1

³⁸ År 1999 inträffade en kriticitetsolycka vid en processkemisk anläggning för upparbetning i Tokaimura, Japan, bl.a. på grund av att kärlets storlek gjorde så att kriticitet kunde nås. En lösning av anrikat uran (18,8 %), i en mängd cirka sju gånger mer än det angivna gränsvärdet, hade hällts i en utfällningstank. Det resulterade i att tre arbetstagare fick akuta strålningssymptom. Se t.ex. IAEA:s slutrapport över händelsen: <http://www-ns.iaea.org/downloads/iec/tokaimura-report.pdf>

7. Utrustning, material och kemikalier

Nedan följer en sammanställning av den teknik och utrustning som används för upparbetning av kärnbränsle för plutoniumframställning och som är kontrollerad i Rådets förordning (EG) nr 428/2009³⁹. Varje punkt följs av en kommentar som beskriver utrustningens användning, plats i upparbetningsprocessen, speciella egenskaper och i förekommande fall möjlig tillverkning i Sverige. Produkterna i Rådets förordning nr 428/2009 härrör från de kontrollistor som upprättats av exportkontrollregimen Nuclear Suppliers Group (NSG)⁴⁰, och i punkterna nedan finns en hänvisning både till Rådets förordning och till NSG:s listor.

7.1. Produkter kontrollerade i Kategori 0

Denna produktkategori motsvarar den kontrollista inom NSG som upptas i INFCIRC/254 Part 1. Kategori 0 förutsätter utrustning som är tillverkad i detta fall just för ändamålet bränsleseparation. Upparbetningsutrustning beskrivs i kategori 0B006 och motsvarar NSG:s Part 1, Annex A punkt 2 samt Annex B punkt 3. Annex A kallas också för triggerlistan och är en kortfattad sammanfattning som anger extra känslig utrustning. Annex A hänvisar sedan till Annex B för en mer utförlig beskrivning av de olika produkterna.

0B006a (NSG Annex A 2.3) Anläggning för upparbetning av bestrålade bränsleelement från "kärnreaktor"

Anläggning för upparbetning av bestrålade bränsleelement från "kärnreaktor" samt utrustning och komponenter som normalt kommer i direkt kontakt med och direkt kontrollerar det bestrålade bränslet och huvudflödena av kärnämne och klyvningsprodukter.

0B006b (NSG Annex B 3.1) Maskiner för att hugga, klippa eller skära bränsleelement

Maskiner för att hugga, klippa eller skära bränsleelement, dvs. fjärrmanövrerad utrustning för att skära, hugga, riva eller klippa bestrålade bränsleelement, knippen eller stavar från "kärnreaktor".

Klippmaskiner används för att öppna bränsleelementen och frigöra bränslet från sin kapsling. Utrustningen kan skära, klippa, skjuva eller slita upp kapslingen. Mekanisk utrustning (knivar, klingor eller skärblad) är vanligast, men laserbaserade metoder förekommer också. Processen måste vara fjärrstyrd och det ställs höga krav på utrustningens hållbarhet och den får inte heller kräva täta serviceintervall.

Ursprungligen sågades bränsleelementen upp men den metoden krävde relativt täta byten av sågklingan och dessutom lämnade den spånor efter sågningen som lätt kunde spridas och kontaminera utrustningen och lokalerna. I moderna anläggningar giljotineras aluminium- eller zirkoniuminklädda bränslestavar till korta kutsar utan att kapslingen tas bort. Det förekommer också att aluminiumbeklädnad ertsas bort med koncentrerad natriumhydroxid i ett mellansteg före upplösningen i syra. Magnesiumlegeringsinklädda bränslestavar måste helt kläs av på grund av att legeringen

³⁹ "Rådets förordning (EG) nr 428/2009 om upprättande av en gemenskapsordning för kontroll av export, överföring, förmedling och transitering av produkter med dubbla användningsområden". Bilaga 1 innehåller en produktlista med kontrollerade produkter.

⁴⁰ Se www.nuclearsuppliersgroup.org.

stör den kemiska processen vid upparbetningen. Detta görs med hjälp av utrustning som först skär upp kapslingen i längdriktningen med två rullande knivar liknande pizzaskärare. Sedan lyfts kapslingen bort i en kontinuerlig process.

Klipputrustning förekommer i hela den mekaniska industrin, men kravet på att utrustningen ska fungera under lång tid utan service ställer unika krav på den utrustning som används för upparbetning. Utrustningen måste dessutom antingen vara fjärrstyrd eller helautomatisk.

0B006c (NSG Annex B 3.2) Upplösningskar

Upplösningskar, kriticitetssäkra behållare (t.ex. med liten diameter, ringformade eller skivformade) som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att användas för upplösning av bestrålat "kärnreaktorbränsle", och kan tåla varm, starkt korrosiv vätska och fyllas och hanteras genom fjärrmanövrering.

Kärnen innehåller koncentrerad salpetersyra som löser upp de uppklippta bränsleelementen. Upplösning utrustning delas upp dels efter funktion som kan vara kontinuerlig eller satsvis (*batch*) och dels efter kärnens form, där kolonn- och skivform är vanligast. Kärnen är oftast tillverkade i rostfritt stål av hög kvalitet. För att undvika kriticitetsolyckor är kärnen smala eller innehåller någon form av inre mekanism som fördelar materialet i kärlet, till exempel en skruv eller hjul som flyttar syra och fasta partiklar från inlopp till utlopp. En typisk amerikansk upplösningstank kan lösa upp 240 kg bränsle per dygn i en kontinuerlig process som tar 4 timmar från inlopp till utlopp. För att öka effektiviteten hos processen kan kärlet hettas upp med hjälp av ånga eller motsvarande.

Exakt hur mycket material som kan få finnas i systemet utan att det riskerar att bli kritiskt beror på ett stort antal faktorer, bland annat bränsletyp, utbränningsgrad och hur utspätt med syra det är⁴¹. Då de flesta civila anläggningar hanterar bränsle från många olika källor, beräknas oftast spädningsgraden utgående från utrustningens form och storlek samt koncentrationen fissilt material i bränslet. Om en anläggning byggs enbart för att producera plutonium utgående från bränsle från en viss reaktor, kan den i stället dimensioneras utgående från en önskad produktionstakt.

0b006d (motsvarar i princip NSG Annex B 3.3) Utrustning för motströms vätskeextraktion och jonbytesutrustning

Utrustning för motströms vätskeextraktion och jonbytesutrustning som är särskilt konstruerade eller iordningställda för att användas i en anläggning för upparbetning av bestrålat "naturligt uran", "utarmat uran" eller "särskilt klyvbart material".

Texten i NSG Annex B 3.3 är något utförligare och nämner flera typer av utrustning:

Speciellt konstruerade eller iordningställda lösningsmedelsextraktorer, såsom fyllkroppskolonner eller pulskolonner, blandare, utfällningskärl eller centrifugalblandare för användning i en anläggning för upparbetning av bestrålat bränsle. Lösningssmedelsextraktorer måste vara beständiga mot salpetersyra. Lösningssmedelsextraktorer tillverkas vanligen med mycket höga krav (inbegripet särskild teknik för svetsning, inspektion, kvalitetssäkring och kvalitetskontroll) i rostfritt stål med låg kolhalt, titan, zirkonium eller andra material av hög kvalitet.

⁴¹ Den kritiska massan för uran eller plutonium upplöst i de typiska vätskor som används i de olika processerna är lägre än de för de rena metallerna, även med reflektorer, beroende på vätskornas modererande effekt. Typiska kriticitetsgränser för plutonium löst i salpetersyra är 10-20 g/l och sammanlagt 600-700 gram i alla kärn som har eller nästan har kontakt med varandra. Mängderna påverkas av bl.a. koncentrationen, kärnens geometri, närheten till reflekterande eller modererande material (som t.ex. betonggolvet) och temperaturen.

Oavsett vilken mekanisk metod av de ovanstående som används för separationen bygger de på samma princip där den (vanligtvis) tyngre syrafasen blandas med en lättare lösningsmedelsfas. Sedan delas faserna med hjälp av gravitation eller centrifugering.

Som i all annan hantering av fissila material måste stor kriticitetshänsyn tas till mängden material i olika delar av utrustningen. Därför vill man använda små effektiva separatorer med små mängder material och höga flöden. Hela utrustningen måste vara fjärrstyrd och tålig samt lätt att rengöra. Vanliga material är rostfritt stål, titan och zirkonium.

De äldsta utrustningstyperna är packade kolonner (fyllkroppskolonner) och mixer-settlers, men den förstnämnda används i mindre utsträckning i kommersiella anläggningar då effektiviteten är relativt låg om utrustningen ska vara så liten att säkerheten behålls. Mixer-settlers består av kar med omrörare i ena änden där de olika inloppsflödena blandas. Via avtappningshål i mellanväggar rinner blandningen över i andra delar av karet där de två faserna får separera. Ofta seriekopplas flera kar i två eller tre steg så att effektiviteten kan ökas. En typisk kommersiell installation kan processa ca 90 kg uran per dygn per processlina. Den känsliga motorn kan flyttas från karet så att servicen av denna underlättas.

Packade kolonner består av ett lodrätt rör som är fyllt av så kallade fyllkroppar, ofta ringformade eller sadelformade, som skapar stora kontaktytor mellan organisk fas och vattenfas. Den tyngre fasen fylls på vid toppen och den lättare nära botten. När de passerar varandra kommer de att blandas i kontaktytan på fyllkropparna. Sedan kan den lättare fasen tas om hand om vid toppen och den tyngre vid botten. En god kontaktyta mellan de två faserna kan också skapas genom att låta dem passera perforerade plattor inuti kolonnen, vilket skapar god fasomblandning. Pelarna blir relativt höga och smala för att garantera god omblandning samtidigt som lösningen garanterat hålls underkritisk, varför utbytet blir dåligt. Höjder på 10–20 meter och en diameter på några decimeter är typiska.

Om flödena in i kolonnen pulsas blir blandningen mycket effektivare, vilket utnyttjas i så kallade pulsade kolonner. Dessa kan göras hälften så höga som packade kolonner, och har perforerade plattor för att öka omblandningen av faserna. I övrigt fungerar de enligt samma princip.

Slutligen finns den moderna centrifugalseparatorn där centripitalaccelerationen ersätter gravitationen i de andra typerna av separatorer. Alla inflöden sker i botten där en omrörare blandar faserna ordentligt innan de rinner vidare in i en roterande kammar där faserna separerar igen och man kan ta ut de olika komponenterna i periferin respektive centrum. Flödet är kontinuerligt och processtiden är kort. Centrifugerna är små och lämpar sig för seriekoppling, och alla känsliga delar (motor och ventiler) kan flyttas till en strålningsfri plats. Dock består utrustningen av många mekaniska delar vilket är en nackdel vad gäller underhåll.

Packade och pulsade kolonner samt mixer-settlers uppnår under ideala omständigheter en effektiv separation av syrafasen och det organiska lösningsmedlet på 99 % och en centrifugalseparator nästan 100 %. För att få tillräcklig separation av uran och plutonium och renhet från oönskade ämnen behövs oftast flera steg i kaskaden, se kapitel 4.1.1.

I Sverige finns det en stor tillverkare av separationsutrustning vars produkter i princip skulle kunna användas för upparbetning även om de saknar vissa egenskaper

som är eftersträvansvärda, till exempel strålningstålighet och underhållsfrihet. Huruvida de går att anpassa för användning till industriell uppberetning ligger utanför denna studie.

0B006e (NSG Annex B 3.4) Lagringstankar

Lagringstankar som är särskilt konstruerade för att vara kriticitetssäkra och resistent mot salpetersyras korrosiva verkan. Anmärkning: En lagringstank kan ha följande egenskaper:

1. *Väggar eller en inre uppbyggnad med en borekvivalent (beräknad för alla beståndsdelar enligt definition i anmärkningen till avsnitt 0C004) på minst 2 %.*
2. *En maximal diameter på 175 mm för ett cylindriskt kärl, eller*
3. *En maximal bredd på 75 mm för antingen en skiv- eller ringformad behållare.*

Förvaringskärnen måste vara kemiskt beständiga och är ofta tillverkade av rostfritt stål, titan eller zirkonium. De måste dessutom vara formade på ett sådant sätt att lösningen aldrig kan bli kritisk. Vanliga geometrier är långsmala rör eller tunna, platta tankar. Kärnen måste också vara utformade på ett sådant sätt att inga koncentrerade utfällningar kan ansamlas i botten av kärlet. Hela omgivningen måste planeras så att lösningen aldrig kan samlas i farliga mängder vid en olycka eller läckage och tankarna måste placeras på avstånd från varandra så att de tillsammans aldrig kan bli kritiska.

Separationsprocessen ger tre olika lösningar som måste kunna förvaras, dels en relativt lätthanterad uranyl-nitratlösning som är lågaktiv och med en hög eller mycket hög kritisk massa beroende på isotopsammansättningen (i huvudsak uran-238 vid plutoniumproduktion), dels en extremt aktiv avfallsfas som ställer mycket höga krav på strålskydd och strålningstålighet hos ventiler och sensorer och dels en plutonium-nitratfas som är mycket känslig för överkriticitet.

0B006f (saknar motsvarighet i NSG Part 1) Processövervakningsutrustning

Processövervakningsutrustning som är särskilt konstruerad eller iordningställd för att övervaka eller styra uppberetningen av bestrålat "naturligt uran", "utarmat uran" eller "särskilt klyvbart material".

Punkten 0B006f kan till exempel innefatta strålningssäkra flödes- och tryckmätare, olika former av strålningsdetektorer och liknande processutrustning som har anpassats för miljön och för fjärrdrift.

7.2. Övriga kategorier (motsvarar NSG Part 2):

Kategorierna i 428/2009 utöver kategori 0 (alltså de motsvarande NSG Part 2 samt texter från övriga kontrollregimer) innefattar produkter som inte är direkt tillverkade för i detta fall uppberetning men som ändå kan komma till användning.

Även om en stor del av processerna kan vara helautomatiska finns det ett stort behov av så kallade högaktiva celler (eng. *hot cells*) där bland annat blyglas (1A227) och fjärrmanipulatorer (2B225) används. Den kemiskt och radiologiskt mycket påfrestande miljön ställer stora krav på möjligheten till underhåll av all utrustning vilket enklast görs med fast monterade manipulatorer.

Strålningsskyddande fönster med hög densitet (blyglas eller annat glas) som har alla följande egenskaper och särskilt utformade ramar för sådana fönster:

- a) En "inaktiv" area större än $0,09 \text{ m}^2$.
- b) En densitet större än 3 g/cm^3 ; och
- c) En tjocklek av 100 mm eller mer.

Fjärrstyrda manipulatorer som överför fjärrstyrd mekanisk rörelse vid radiokemisk separation eller i s.k. hot-cells, som har någon av följande egenskaper:

- a) Kan arbeta genom en vägg med en tjocklek av 0,6 m eller mer, eller
- b) Kan överbrygga en skiljevägg med en tjocklek av 0,6 m eller mer.

Strålningsskyddande fönster är alltid avsmalnande mot den sida som är vänd från den heta sidan, vilket gör att ytan på insidan alltid är större än på utsidan. Med "inaktiv area" menas arean på utsidan av cellen. Strålningsskyddande glas är ofta men inte alltid lätt gulfärgade.

7.3. Icke-kontrollerad utrustning och kemikalier

Utöver de kemikalier som behandlas nedan finns det några viktiga produkter som ligger utanför kontroll. Framför allt är det frågan om rör och kärl tillverkade i korrosionståliga material som rostfritt stål av kvaliteterna 304L eller 316L (som tillverkas i Sverige) samt Monel och Hastelloy som är två nickelrika metaller och så kallade HEPA-filter med mycket god filtreringsförmåga. En av de stora producenterna av sådana filter är Camfil som har tillverkning i Sverige.

Inom upparbetning används en stor mängd processkemikalier som bara undantagsvis lyder under kontroll, och varav flertalet har många civila, icke-nukleära användningsområden. Tillsammans utgör de dock en stark indikation på upparbetningsverksamhet.

Kemikalier som kan anskaffas i signifikanta mängder för upparbetning med vätskeextraktion återfinns i tabell 5.

Av dessa kemikalier är några ytterst vanliga inom processindustrin eller som konsumentprodukter, t.ex. salpetersyra, fotogen, natriumkarbonat, natriumnitrit och natriumhydroxid. Andra är mindre vanliga och beskrivs därför i större detalj nedan.

Tabell 5: Intressanta kemikalier inom vätskeextraktion.

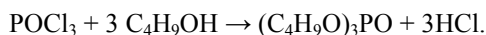
Kemikalie	Separationsmetod		
	Purex	Redox	Butex
Salpetersyra	X		
Fotogen	X		
Tributylfosfat (TBP)	X		
Metylisobutylketon (MIBK/Hexon)		X	
Dietylenglykoldibutyleter (dibutylkarbitol /Butex)			X
Natriumkarbonat	X	X	X
Natriumnitrit	X		
Natriumhydroxid	X	X	X
Hydroxylaminnitrat/-sulfat	X		
Hydrazinnitrat	X		
Gadoliniumnitrat	X	X	X
Järn(II)sulfamat	X	X	
Aluminiumnitrat		X	X

Extraktionsmedlet tributylfosfat (TBP)

Tributylfosfat (TBP, kemisk formel $(C_4H_9O)_3PO$) är ett organiskt lösningsmedel som är karakteristiskt för vätskeextraktionsprocesser där man separerar ut uran eller plutonium, eftersom TBP bildar starka komplex med dessa metaller. TBP används även som extraktionsmedel för en rad andra grundämnen och föreningar.

Utöver användningen som extraktionsmedel, har TBP även användningsområden som smörjolja och hydraulvätskor (de senare vanliga för flygtillämpningar), brandskyddsmedel, lösningsmedel för nitrocellulosa och cellulosacetat, som medium i värmeväxlare eller tillsats i skrivarbläck⁴².

TBP tillverkas genom att låta fosforoxiklorid ($POCl_3$) reagera med n-butanol (C_4H_9OH) i reaktionen⁴³



TBP är inte kontrollerat enligt Rådets förordning (EG) nr 428/2009, vilket däremot fosforoxiklorid är.

Extraktionsmedlen metylisobutylketon (MIBK) och dietylenglykoldibutyleter (dibutylkarbitol)

Metylisobutylketon, som används för att separera ut plutonium i Redox-processen, används också som extraktionsmedel för andra metaller i vätskeextraktionsprocesser. Därutöver är det ett vanligt lösningsmedel för till exempel lack, polymerer och nitrocellulosa. Även dietylenglykoldibutyleter, som används i Butex-processen, är ett lösningsmedel och vätskeextraktionsmedel för andra metaller.

⁴² Schulz, W.W.; Navratil, J.D.; Bess, T. (eds.), "Science and technology of tributyl phosphate, Vol. II, Selected technical and industrial uses", Boca Raton, Florida: CRC Press, Cop. 1987.

⁴³ Schulz, Wallace W. (eds.), "Science and technology of tributyl phosphate. Vol. I, Synthesis, properties, reactions and analysis", Boca Raton, Florida : CRC Press, Cop. 1984.

Reduktionsmedlen hydroxylaminnitrat (HAN), hydroxylaminsulfat (HAS), hydrazinnitrat och järn(II)sulfamat

Hydroxylaminnitrat (HAN), hydroxylaminsulfat (HAS), hydrazinnitrat och järn(II)sulfamat används som reduktionsmedel i uppabetning, och HAN och HAS används dessutom för dekontaminering av kärnteknisk utrustning. Därutöver används HAN som en delkomponent i robotbränsle och hydrazinnitrat vid tillverkning av explosivämnen. Både HAN och hydrazinnitrat är kontrollerade i flera länders (däribland Sveriges) försvarsmateriellagstiftning. HAS lyder inte under exportkontroll och har betydligt fler icke-nukleära och civila användningsområden, bland annat som synteskemikalie och inom tillverkning av polymerer, textilier och insekticider. Inte heller järn(II)sulfamat är en kontrollerad kemikalie; den används icke-nukleärt bland annat för elektroplätning.

Neutrongiftet gadoliniumnitrat

Gadolinium absorberar neutroner och gadoliniumnitrat används därför som ett vattenlösligt neutrongift i uppabetningsprocesser för att undvika kriticitet, liksom i andra kärntekniska tillämpningar. Gadoliniumnitrat används också vid framställningen av andra gadoliniumföreningar, som till exempel har användningsområden som tillsatser i specialglas eller som medicinska kontrastmedel. Gadoliniumnitrat lyder inte under exportkontroll.

Utsaltningsmedlet aluminiumnitrat

Aluminiumnitrat används som ett utsaltningsmedel inom uppabetning, men har också många icke-nukleära användningsområden, till exempel som oxidationsmedel, för läderberedning och korrosionsskydd. Aluminiumnitrat är inte en kontrollerad kemikalie.

8. Ordlista

Svenska	Engelska	Förkortning
anrikning	enrichment	
avklingning	cooling	
bestråla	irradiate	
bestrålning / strålningsdos	radiation exposure	
bestrålningstid	irradiation time	
blandoxidbränsle	mixed oxide fuel	MOX
bridreaktor	breeder reactor	
bränsleelement	fuel element	
bränsleknippe	fuel bundle	
bränslekuts	fuel slug	
bränslekylbassäng	fuel cooling installation	
centrifugalextraktor	centrifugal extractor	
dibutylkarbitol / dietylenglykoldibutyleter	dibutyl carbitol / diethylene glycol dibutyl ether	
dosekivalent	dose equivalent	
fissionsladdning	fission bomb	
fissionsprodukter	fission products	
fyllkroppskolonn / packad kolonn	packed column	
fotogen	kerosene	
fördelning	partitioning	
förglasning	vitrification	
hotcell / högaktiv cell	hot cell	
höganrikat uran	high enriched uranium	HEU
icke-spridning (av massförstörelsevapen)	non-proliferation (of weapons of mass destruction)	
inkapsling	encapsulation	
inneslutning	containment	
isotopfördelning	isotope distribution	
jonbytarmassa	ion exchange resin	
jonbyte	ion exchange	
joniserande strålning	ionising radiation	
jämviktsekvation	equilibrium equation	
kappling	cladding	
klyvbart material	fissile material	
kolonnseparation	column separation	
koltetraklorid	carbon tetrachloride	
kontrollstav	control rod	

konvertering	conversion	
kriticitetssäker	critically safe	
kriticitetssäkerhet	criticality safety	
kärnbränsle	nuclear fuel	
kärnbränslecykel	nuclear fuel cycle	
kärnreaktor	nuclear reactor	
låganriktat uran	low enriched uranium	LEU
långtidsförvar	long term storage	
lösningsmedel	diluent	
maskin för att hugga, klippa eller skära bränsleelement	fuel element chopping or shredding machine	
matarflöde / inmatningsflöde	feed	
medfällning	coprecipitation / carrier precipitation	
metylisobutylketon / 4-metyl-2-pentanon	methyl isobutyl ketone	MIBK/ Hexone
naturligt uran	natural uranium	NU
processvätska	process liquor	
pulskolonn	pulsed column	
raffinat	raffinate	
reaktorgitter	nuclear reactor lattice	
reaktortank	reactor vessel	
restfraktion	tails	
restvätska / avfallsvätska	waste liquor	
salpetersyra	nitric acid	
saltsmälta	salt melt	
sedimentationsblandare / mixer-settler	mixer-settler	MS
skal	hull	
slutförvar	final deposit	
(slut)produkt	product	
speciellt/särskilt konstruerad eller iordningställd	especially designed or prepared	EDP
spårmängd	trace quantity	
stråldos / absorberad dos	absorbed dose	
strålskärning	radiation shielding	
sönderfall	decay	
toxicitetsrisk	toxicity hazard	
transurana grundämnen	transuranic elements	
tributylfosfat	tributyl phosphate	TBP
tvärsnitt	cross-section	
upparbetning	reprocessing	
upphuggning	chopping	
uppklippning	decladding	

upplösning	dissolution	
uranhexafluorid	uranium hexafluoride	HEX, UF ₆
uranmalmskoncentrat	uranium ore concentrate	UOC
uranyl nitrat	uranyl nitrate	
urladdning (av bränsle)	unloading / discharging (of fuel)	
utarmat uran	depleted uranium	DU
utbränning	burn-up	
utbränningsgrad	burnup / burn-up	
utbränt bränsle	spent fuel	
utfällning	precipitation	
utsaltningsmedel	salting agent	
utsaltning	salting-out	
vätskeextraktion / vätske- vätskeextraktion	solvent extraction / liquid extrac- tion / liquid-liquid extraction	

Reaktormodeller

lättvattenreaktor
tungvattenreaktor
tryckvattenreaktor
kokvattenreaktor
trycktungvattenreaktor
gaskylad reaktor
avancerad gaskylad reaktor

Reactor models

light water reactor LWR
heavy water reactor HWR
pressurised water reactor PWR
boiling water reactor BWR
pressurised heavy water reactor PHWR
gas-cooled reactor GCR
advanced gas-cooled reactor AGR

Upparbningsmetoder

Reprocessing methods

Pu-U Reduction Extraction / Pu-U
Recovery by EXtraction PUREX
REDuction OXidation (extraction) REDOX
diBUTyl carbitol EXtraction BUTEX
URanium EXtraction UREX

9. Litteraturlista

Nedan presenteras litteratur som har varit användbar i denna studie, eller som rekommenderas för vidare fördjupning.

Böcker

- Benedict M., Pigford T.H., Levi H.W., "Nuclear Chemical Engineering", 2:nd ed. (1981).
- Bodansky, D., "Nuclear Energy – Principles, Practices, and Prospects", Springer, 2:nd ed. (2004).
- Choppin G., Liljenzin J.-O., Rydberg J., "Radiochemistry and Nuclear Chemistry", 3:d ed. (2002)
- Cleveland J. M., "The Chemistry of Plutonium", American Nuclear Society (1979).
- Coulson, J. M, Richardson J F, "Chemical Engineering", Butterworth-Heinemann, 3:d ed (1999).
- Wick O.J., "The Plutonium Handbook", Gordon and Breach (1967)
- Katz J. J., Seaborg G. T., "The Chemistry of the Actinide Elements", Chapman & Hall (1986)
- Peterson S., Wymer R.G., "Chemistry in Nuclear Technology", Addison-Wesley (1963).

Webbplatser

- <http://www.world-nuclear.org>
- <http://isis-online.org>



2013:32

Strålsäkerhetsmyndigheten har ett samlat ansvar för att samhället är strålsäkert. Vi arbetar för att uppnå strålsäkerhet inom en rad områden: kärnkraft, sjukvård samt kommersiella produkter och tjänster. Dessutom arbetar vi med skydd mot naturlig strålning och för att höja strålsäkerheten internationellt.

Myndigheten verkar pådrivande och förebyggande för att skydda människor och miljö från oönskade effekter av strålning, nu och i framtiden. Vi ger ut föreskrifter och kontrollerar genom tillsyn att de efterlevs, vi stödjer forskning, utbildar, informerar och ger råd. Verksamheter med strålning kräver i många fall tillstånd från myndigheten. Vi har krisberedskap dygnet runt för att kunna begränsa effekterna av olyckor med strålning och av avsiktlig spridning av radioaktiva ämnen. Vi deltar i internationella samarbeten för att öka strålsäkerheten och finansierar projekt som syftar till att höja strålsäkerheten i vissa östeuropeiska länder.

Strålsäkerhetsmyndigheten sorterar under Miljödepartementet. Hos oss arbetar drygt 250 personer med kompetens inom teknik, naturvetenskap, beteendevetenskap, juridik, ekonomi och kommunikation. Myndigheten är certifierad inom kvalitet, miljö och arbetsmiljö.

Strålsäkerhetsmyndigheten
Swedish Radiation Safety Authority

SE-171 16 Stockholm
Solna strandväg 96

Tel: +46 8 799 40 00
Fax: +46 8 799 40 10

E-mail: registrator@ssm.se
Web: stralsakerhetsmyndigheten.se