

R-00-01

Aktinidfördelning i SFR1

Tor Ingemansson

ALARA Engineering
Skultuna, Sweden

Februari 2000

Svensk Kärnbränslehantering AB

Swedish Nuclear Fuel
and Waste Management Co
Box 5864
SE-102 40 Stockholm Sweden
Tel 08-459 84 00
+46 8 459 84 00
Fax 08-661 57 19
+46 8 661 57 19



ISSN 1402-3091

SKB Rapport R-00-01

Aktinidfördelning i SFR1

Tor Ingemansson

ALARA Engineering
Skultuna, Sweden

Februari 2000

Denna rapport har gjorts på uppdrag av SKB. Slutsatser och framförda åsikter i rapporten är författarens(nas) egna och behöver nödvändigtvis inte sammanfalla med SKB:s.

Sammanfattning

På uppdrag av SKB har fördelningen av aktinider mellan de olika förvarstyperna, BLA, BMA, BTF 1 och 2 samt SILON, inom SFR1 uppskattats. Källan och källstyrkor för aktinider diskuteras och kvantifieras.

Reaktorerna tillförs små mängder med naturligt uran via råvatten och spädmatarvatten. Härdarna i de svenska stationerna innehåller mellan ca 1 och 10 mg fissilt material från denna källa. Bidraget till SFR1 från detta uran uppskattas till motsvarande totalt 6 g upplöst bränsle under 40 års drift från samtliga tolv svenska reaktorer. Detta motsvarar ca 0,15 % av tillåten mängd aktinider i SFR1.

Från uppstart av stationerna till och med 1998 uppskattas att ca 2,2 kg bränsle totalt lösts upp under drift med bränsleskador. Ca 40 % av detta bränsle, 880 g, beräknas ha tillförts SFR1. Rapporterade mängder visar att mellan 700 och 900 g bestrålat bränsle har tillförts SFR1 till och med 1998. Den enda signifikanta källan för aktinider till SFR1 är uran från defekta bränslestavar. Osäkerheten i dessa beräkningar uppskattas till 10 % (1 σ).

Mängden av bestrålat bränsle i de fyra SFR1-förvaren har uppskattats dels med hur Co-60 fördelats mellan förvaren dels genom avfallsströmmarnas bidrag till de olika förvaren. Som grund för uppskattningarna har Pu-239 använts. Vid utbränningsnivåer under 13 MWd/kg*U har ansatts att bränslet innehåller 0,4 % Pu-239 och över denna utbränning har 0,5 % ansatts. Mängden upplöst bränsle har därmed uppskattats genom att mängden Pu-239 multiplicerats med faktorn 250 respektive 200.

I tabellen nedan ges uppskattad mängd Pu-239 och motsvarande mängder uttryckt i gram upplöst bränsle som tillförts de olika SFR1-förvaren.

Uppskattad mängd Pu-239 i SFR1-förvaren 1998				
<i>Förvar</i> Pu-239 (g)	<i>BLA</i> 0,0025	<i>BMA</i> 0,74	<i>BTF 1+2</i> 0,11	<i>SILON</i> 2,66

Uppskattad mängd upplöst bränsle i SFR1-förvaren 1998				
Som bestrålat bränsle (g)	0,4–0,6	150–180	22–28	530–670

Från rapporterade mängder beräknat utfall som g bestrålat bränsle				
Som bestrålat bränsle (g)	0,4–0,6	140	20	660
Fördelning (%)	0,06	17	2,4	80

Denna uppskattning har jämförts med hur Pu-239 fördelas mellan olika källor. De aktinider som tillförs SFR1 har ackumulerats i olika reningsfilter. Reaktorrenings-systemet är den dominerande källan, ca 61 % av alla aktinider kommer härifrån. 35 % kommer från bassängreningsystemet, 2 % från kondensatreningsystemen och resterande 1,3 % från skrotavfall. Denna fördelning är tagen från rapporterade värden.

Ansvariga för avfallshanteringen vid samtliga stationer har intervjuats hur de olika jonbytarmassorna fördelats mellan de olika förvaren. Dessutom har strategin för hur skrotkollin placerats och kommer att placeras i de olika förvaren kartlagts. Med dessa uppgifter som grund har den rapporterade mängden av Pu-239 kunnat fördelas på de olika förvaren. Se näst sista raden i tabellen ovan.

Tabellen visar att det råder god överensstämmelse mellan de i de olika förvaren uppskattade mängderna upplöst bränsle som tillförts förvaren med den mängd som rapporterats.

Strategin för framtiden vid alla verk är att all 331/342- och 324-massa kommer att tillföras SILON. Detta innebär att ca 96 % av alla aktinider i driftavfall i framtiden kommer att tillföras SILON.

BLA innehåller mycket låga halter av aktinider och kommer endast att tillföras mycket små mängder aktinider också i framtiden.

Innehållsförteckning

	sida
1	Inledning 7
2	Källor för uran och transuraner i kärnkraftverk 9
2.1	Aktinidmängden i bränsle som funktion av utbränning 9
2.2	Bakgrundsnivå och källor för aktinider 14
2.3	Betydelsen av bränsleskador för aktinidmängden 17
2.4	Beräkning av mängden upplöst bränsle 18
3	Aktinider i avfallskollin 21
3.1	Rimligheten i rapporterade mängder 21
3.2	Källan och uppskattning av aktinidmängden i avfallskollin 22
3.3	Aktinidmängd i driftavfall före 1988 24
4	Fördelningen av aktiniderna i SFR1 27
4.1	Tillåten aktinidmängd i SFR1-förvaren 27
4.2	Fördelning av aktinider mellan olika förvar 28
5	Osäkerheten i aktinidkvantifieringen 33
6	Referenser 37

1 Inledning

Svensk Kärnbränslehantering AB har gett ALARA Engineering i uppdrag att utifrån tillgängliga data och beräkningsmodeller klarställa aktinidfördelningen för de olika förvarstyperna i SFR1. Osäkerheterna i uppskattningarna diskuteras.

Leveransen omfattar följande delmoment:

Den allmänna bakgrundsnivån för fissilt material i en reaktor som inte drabbats av uranupplösning har uppskattats. Källorna för detta uran diskuteras.

Spridningen av upplöst bränsle, som är den dominerande källan för uran/transuran inom reaktorsystemen, har diskuterats med utgångspunkt från studier gjorda under 90-talet.

Med ORIGEN-S-analys som grund har en sammanställning gjorts av mängden av olika aktinider i bestrålat bränsle som funktion av bränslets utbränning upp till 42 MWd/kg*U.

Rimligheten i rapporterat SFR-inventarium av aktinider har analyserats och diskuteras.

Akkumuleringen i olika reningsfilter, 331, 324, bottenblåsningssystemet i PWR och reningsfiltret i stråk 1 i avfallet, har beräknats för den tidsperiod som omfattats av alfaspektrometriska analyser och ges i SKB:s transurandatabas. Alfaspektrometriska analyser infördes 1988.

För perioden innan alfaspektrometrisk data var tillgänglig, har mängden aktinider som tillförts SFR uppskattats med andra metoder. Utgångspunkten för BWR för denna uppskattning har varit mätta avgasdata. För PWR har uppskattningar gjorda vid Ringhals använts. Använda metoder har värderats.

Fördelningen av aktinidaktivitet till de olika förvarstyperna, SILO, BMA, BLA respektive BTF till och med 1998 uppskattas. Osäkerheten i denna uppskattning och i rapporterade mängder diskuteras.

2 Källor för uran och transuraner i kärnkraftverk

2.1 Aktinidmängden i bränsle som funktion av utbränning

Datorkoden ORIGEN-S (från SCALE 4.4 programsystem) användes för beräkning av uran-, transuran-, fissions- och aktiveringsprodukter i en härd. Med denna kod har uran och transuranmängderna i en bränslepatron som funktion av utbränningen, upp till 42 MWd/kg*U, beräknats. Som initial anrikning för U-235 ansattes 3,2 %. I Tabell 2-1 visas vid analysen ansatt utbränningshistorik.

Tabell 2-1. Utbränningen av bränslepatronen vid ORIGEN-S-analysen.

Cykel	Akkumulerad utbränning (MWd/kgU)
1	13,0
2	25,4
3	35,1
4	40,4
5	42,1

En patron med de data som ansattes vid ORIGEN-S-analysen sattes in i Forsmark 3:s härd vid revisionen 1999.

I tabell 2-2 och 2-3 visas mängden uran och transuraner uttryckt i gram respektive i Bq i den analyserade patronen. Kolumnen "Vid laddning" visar mängden av olika uranisotoper i bränslet innan detta bestrålats. Urvalskriteriet för tabellerna var att mängden av en nuklid skulle vid något tillfälle under utbränningen överstiga 1 gram.

I figur 2-1, figur 2-2 och figur 2-3 visas den absoluta mängden av de tre fissila nukliderna U-235, Pu-239 och Pu-241, respektive den relativa halten av de olika nukliderna normerat till 100 % och den totala halten i förhållande till initialvikten för uran.

I figur 2-4 visas mängden Pu-239 och Pu-240 uttryckt i g i en patron med initialvikten 176 kg, som funktion av utbränningen. I figur 2-5 visas motsvarande för mängderna av Pu-239 och Pu-240 uttryckta i Bq/patron.

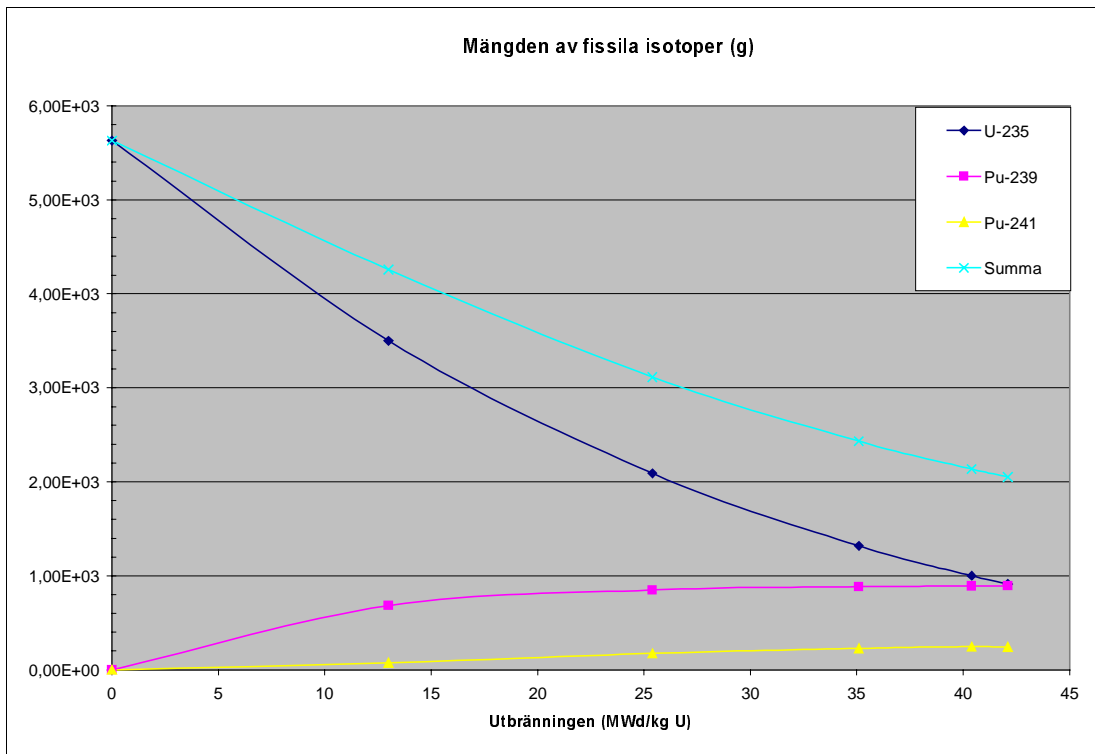
Tabell 2-2. Tabell över uran- och transuranmängder i g i en bränslepatron vid olika utbränningar.

Nuklid	Vid laddning	Cykel 1	Cykel 2	Cykel 3	Cykel 4	Cykel 5
Vikt (g/patron)						
U-234	4,20E+01	3,43E+01	2,79E+01	2,34E+01	2,14E+01	2,10E+01
U-235	5,63E+03	3,50E+03	2,09E+03	1,32E+03	1,00E+03	9,15E+02
U-236	2,30E+01	4,11E+02	6,39E+02	7,45E+02	7,79E+02	7,87E+02
U-238	1,70E+05	1,69E+05	1,67E+05	1,66E+05	1,65E+05	1,65E+05
Np-237		2,13E+01	5,26E+01	7,85E+01	9,23E+01	9,69E+01
Np-239		1,42E+01	1,51E+01	1,30E+01	7,50E+00	2,45E+00
Pu-238		2,75E+00	1,37E+01	2,95E+01	4,18E+01	4,76E+01
Pu-239		6,83E+02	8,49E+02	8,84E+02	8,91E+02	8,94E+02
Pu-240		1,41E+02	3,18E+02	4,32E+02	4,82E+02	4,96E+02
Pu-241		7,44E+01	1,75E+02	2,28E+02	2,46E+02	2,43E+02
Pu-242		8,57E+00	4,88E+01	1,01E+02	1,35E+02	1,46E+02
Am-241		8,14E-01	3,96E+00	8,01E+00	1,38E+01	2,30E+01
Am-242		2,12E-03	1,05E-02	1,81E-02	1,81E-02	9,87E-03
Am-243		6,50E-01	8,04E+00	2,26E+01	3,38E+01	3,78E+01
Cm-242		1,12E-01	1,12E+00	2,52E+00	2,87E+00	1,85E+00
Cm-243		1,02E-03	2,26E-02	6,75E-02	9,13E-02	9,07E-02
Cm-244		6,11E-02	1,67E+00	7,06E+00	1,26E+01	1,45E+01
Totalt	1,76E+05	1,74E+05	1,71E+05	1,70E+05	1,69E+05	1,69E+05

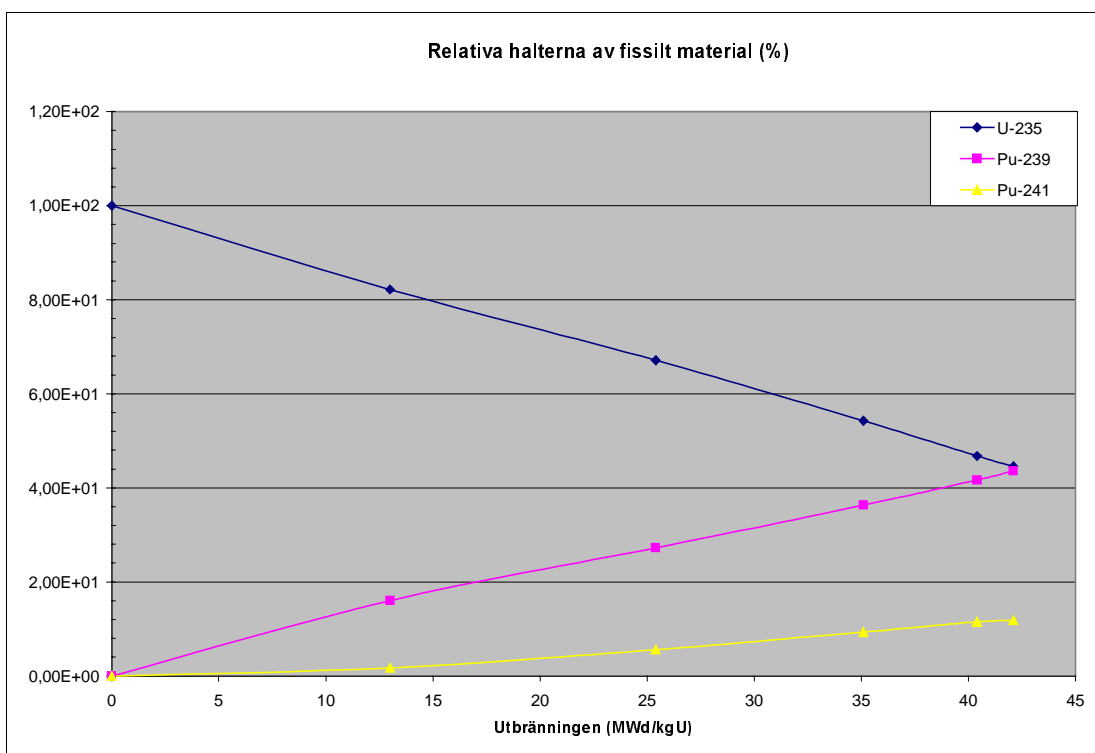
I tabell 2-3 visas nukliderna i tabell 2-2 som aktivitet uttryckt i Bq.

Tabell 2-3. Tabell över uran- och transuranmängder i Bq i en bränslepatron vid olika utbränningar.

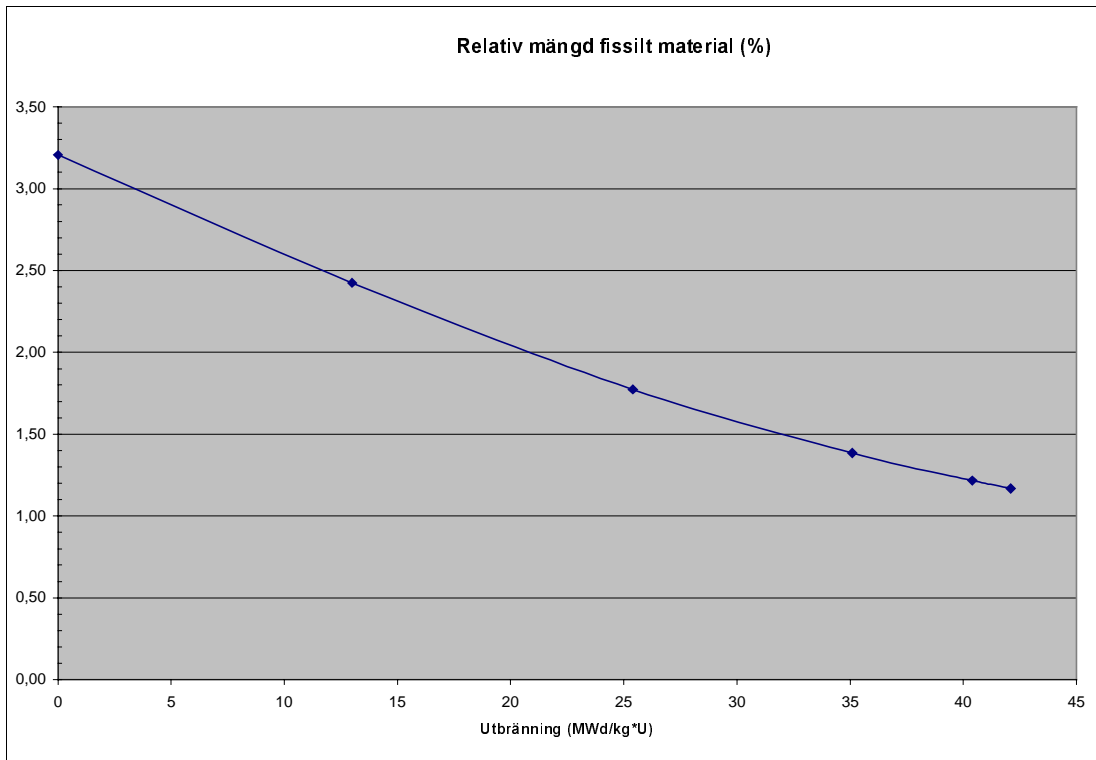
Nuklid	Vid laddning	Cykel 1	Cykel 2	Cykel 3	Cykel 4	Cykel 5
Ackumulerad aktivitet (Bq/patron/)						
U-234	9,66E+09	7,88E+09	6,44E+09	5,40E+09	4,92E+09	4,85E+09
U-235	4,51E+08	2,80E+08	1,67E+08	1,05E+08	8,03E+07	7,33E+07
U-236	5,51E+07	9,84E+08	1,53E+09	1,78E+09	1,86E+09	1,88E+09
U-238	2,12E+09	2,10E+09	2,08E+09	2,06E+09	2,05E+09	2,05E+09
Np-237		5,85E+08	1,41E+09	2,09E+09	2,43E+09	2,53E+09
Np-239		1,81E+13	6,22E+10	1,67E+13	2,51E+11	3,39E+12
Pu-238		1,79E+12	8,92E+12	1,90E+13	2,69E+13	3,03E+13
Pu-239		1,60E+12	1,98E+12	2,06E+12	2,06E+12	2,06E+12
Pu-240		1,18E+12	2,67E+12	3,63E+12	4,03E+12	4,18E+12
Pu-241		2,83E+14	6,66E+14	8,70E+14	9,32E+14	9,25E+14
Pu-242		1,25E+09	7,14E+09	1,48E+10	1,97E+10	2,13E+10
Am-241		1,41E+11	6,77E+11	1,13E+12	2,00E+12	3,05E+12
Am-242		5,18E+09	3,08E+10	6,40E+10	1,06E+11	1,50E+11
Am-243		4,81E+09	5,96E+10	1,67E+11	2,50E+11	2,79E+11
Cm-242		1,23E+13	1,07E+14	2,73E+14	1,97E+07	8,25E+06
Cm-243		1,95E+09	4,29E+10	1,29E+11	2,74E+14	2,01E+14
Cm-244		1,84E+11	5,00E+12	2,11E+13	1,74E+11	1,73E+11
Summa	1,23E+10	3,19E+14	7,92E+14	1,21E+15	1,24E+15	1,17E+15



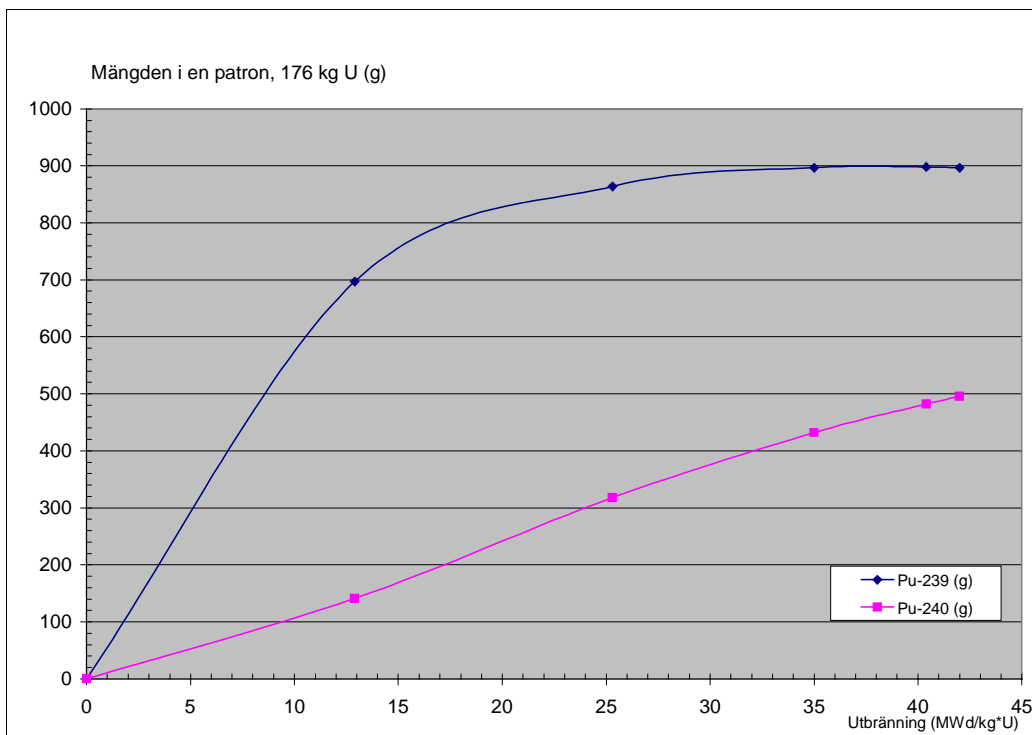
Figur 2-1. Mängden av fissila isotoper i gram i en bränslepatron (176 kg) som funktion av utbränningen.



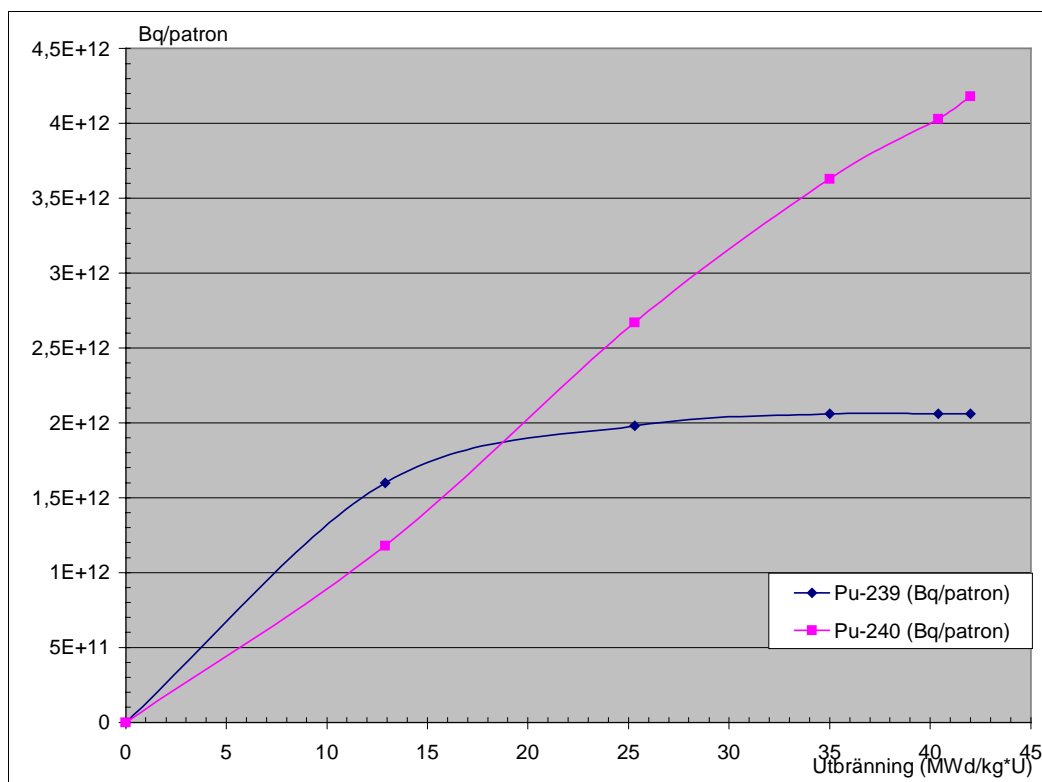
Figur 2-2. Relativa mängden av olika fissila isotoper i en bränslepatron som funktion av utbränningen.



Figur 2-3. Relativa (till ursprungliga uranvikten, 176 kg) mängden fissilt material i en bränslepatron som funktion av utbränningen.



Figur 2-4. Mängderna Pu-239 och Pu-240 i en bränslepatron, 176 kg U, i g/patron som funktion av utbränningen.



Figur 2-5. Mängderna Pu-239 och Pu-240 i en bränslepatron, 176 kg U, i Bq/patron som funktion av utbränningen.

Alfaenergierna för Pu-239 och Pu-240 är så lika att de inte går att separera mättnässigt i spektrat. Däremot kan de kemiskt separeras före mätning. Görs detta erhålls halterna för de båda nukliderna. Oftast används en provberedningsmetodik som inte ger denna uppdelning. Ska dessa nuklider användas för beräkningar måste en uppdelning av bidraget till energitoppen från Pu-239 respektive Pu-240 göras. Figur 2-5 visar att upp till en utbränning av ca 28 MWd/kg*U kan antas att deras relation är 1. Med detta antagande blir den maximala osäkerheten ca 50 %. Figuren visar att vid högre utbränning ökar andelen av Pu-240 linjärt med utbränningen. Orsaken är att produktionsraten för Pu-240 är konstant i tiden. Även produktionsraten för Pu-239 är konstant men denna nuklid är fissil och uppnår en jämnvikthalt där lika många Pu-239-kärnor produceras som sönderfaller. Figuren visar att detta uppnås vid en utbränningsnivå vid 18 MWd/kg*U.

Figur 2-3 visar att då medelutbränning av knippet uppnåtts är medelanrikningen ca 2,0 %, vilket normalt är i samma storleksordning som en härds medelanrikning vid slutet av en driftcykel.

Vid drift med degraderande bränsle kommer det på härdytorna fastnade bränslet, uran- och plutoniumisotoperna att i stort följa de förlopp med avseende på produktion och fördelning mellan olika aktinider som visas av figur 2-1 till och med figur 2-5.

Nedan har Pu-239 använts i uppskattningar för mängden upplöst bränsle. Orsaken till detta är just den egenskap som figur 2-5 visar att mängden av denna nuklid i stort är konstant i bränsle från första driftsäsongen till och med att bränslet är slututbränt. Denna egenskap medför att Pu-239 är minst utbränningskänslig av alla aktinider. Till

detta kommer att den har relativt hög aktivitet och är lätt att kvantifiera vid mätning. Nackdelen är att bidraget från Pu-240 måste subtraheras från den gemensamma energitoppen.

2.2 Bakgrundsnivå och källor för aktinider

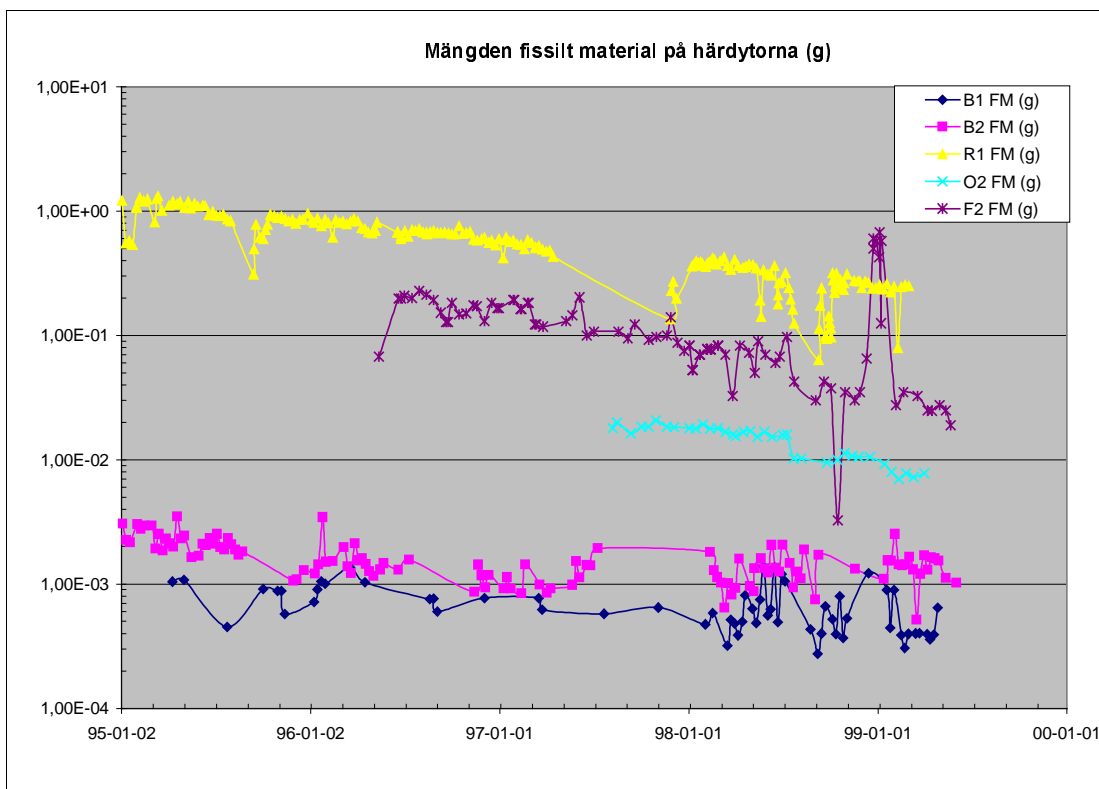
Under normal drift med oskadat bränsle produceras och frigörs aktiva ädelgasisotoper, exempelvis Xe-133, -135, -137, -138, Kr-85m, -87, -88 med flera, som enkelt kan mätas gammaspektrometriskt genom prover uttagna via system 552. Av dessa nuklider har Xe-133 den längsta halveringstiden, 5,25 d. Även radiojodisotoper produceras utanför kaskeringen och frigörs till reaktorvattnet.

Ädelgaserna som tillförs reaktorvattnet följer med ångan till turbinsystemen. Trycket i kondensatorerna är ca 4 kPa. Detta låga tryck upprätthålls med driftejektorer. Ädelgaser, luft som läckt in och radiolytgaser producerade av strålningen i härden sugas av och tillförs avgassystemet. Prover av denna gas kan tas ut via ett provtagningssystem, system 552. Är en härd skadefri är frigörelseraten av olika nuklider ett mått på mängden fissioner på härdytorna och därmed ett mått på mängden fissilt material på härdytorna. Produktionsraten för Xe-133 är ca 4,0 MBq/s från 1 g fissilt material (FM). Med denna omvandlingsfaktor kan mängden fissilt material uppskattas från uppmätt frigörelserat mätt i Bq per sekund. I figur 2-6 visas, med utgångspunkt från uppmätta frigörelserater av Xe-133, beräknad mängd fissilt material på härdytorna och andra ytor inom härdregionen för några svenska BWR. Vid perioder med bränsleskador erhålls en kortvarig "fiktiv" höjning av mängden fissilt material, se som exempel F2 vid årsskiftet 1998–99. Denna höjning beror på att från skadan själv frigörs Xe-133.

Figur 2-6 visar att Barsebäckstationerna har mycket små mängder fissilt material i härdregionen, 1 mg. De höga värdena för R1, 1 g våren 1995, är minneseffekter av bränsleskador under de första åren under 90-talet. Även F2 har drabbats av denna skadetyper fast med mindre bränsleupplösning. O2 hade fyra torrkokningsskador 1987–88. Dessa medförde att härden kontaminerades med ca 3 g fritt uran. Figuren visar att efter tolv år återstår inte mycket av detta. Bakgrundsnivåerna vid R1 och F2 kommer också att sjunka till ungefär samma nivå som O2, under förutsättning att man inte drabbas av flera bränsleskador som medför upplösning av uran.

Barsebäck har inte drabbats av bränsleskador som medfört någon signifikant uranupplösning. Alla världens reaktorer har en bakgrundsnivå av fissilt material. Barsebäckreaktorerna har ovanligt låga. Detta beror på att det råvatten som används innehåller mycket låga halter av naturligt uran. Övriga svenska stationer tar sitt vatten från områden där uran är mer allmänt förekommande, varför dessa har högre allmän bakgrundsnivå. Bakgrundsnivån vid O2 kommer att plana ut och hamna någonstans runt ca 6–7 mg fissilt material i härdregionen.

Man kan uppskatta att det erfordras ett tillskott på ca 2 mg fissilt material per år för att hålla en konstant bakgrundsnivå på ca 6 mg på härdytorna. Detta motsvarar ett tillskott på ca 1,5 g naturligt uran till härdytorna per år. Detta uran tillförs reaktorerna via spädmatarvattnet. För Barsebäckreaktorerna är härdinventariet ca 1 mg fissilt material och reaktorhårdarna tillförs således ca 0,3 g naturligt uran per år.

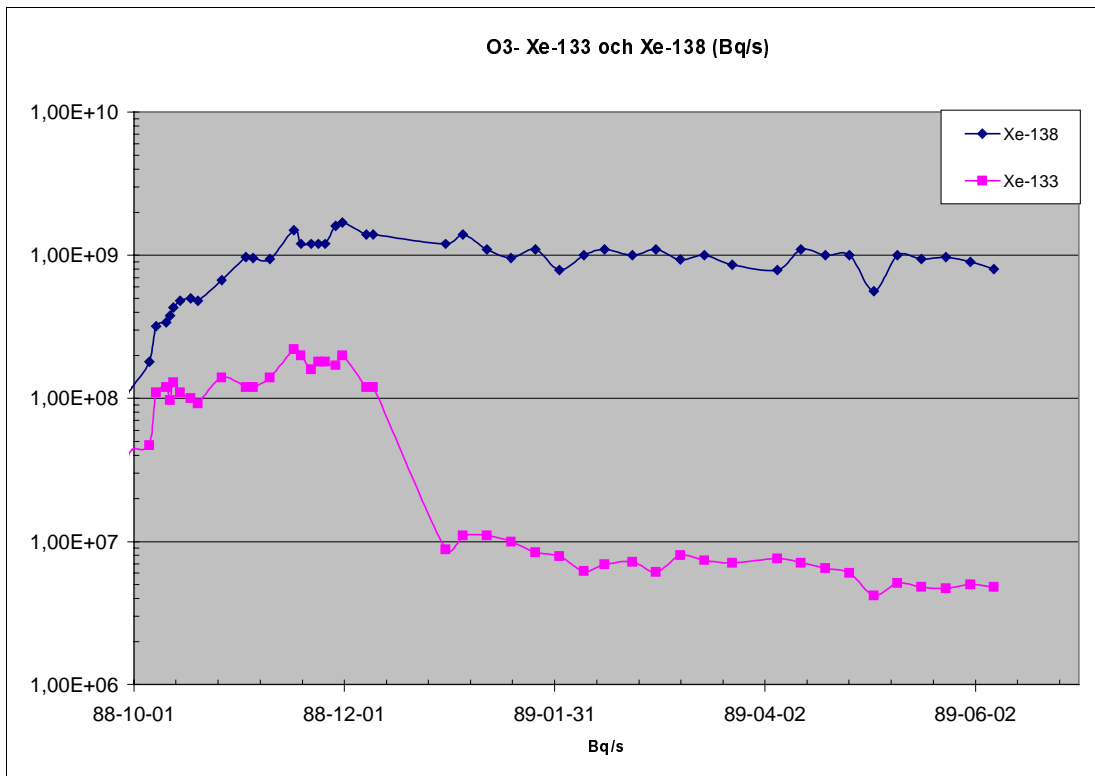


Figur 2-6. Mängden fritt uran har beräknats genom att dividera uppmätta frigörelserater (Bq/s) av Xe-133 med $4 \cdot 10^6$ Bq/g fissilt material.

En annan källa för fissilt material kan vara vid bränslefabriken urankontaminerat bränsle. Denna källa är mindre trolig än den som diskuteras ovan. Det har inte gått att belägga att bränsle varit mätbart kontaminerat av uran när det levererats till kraftverken. Vid Barsebäcksreaktorerna skulle utan tvekan ett tillskott på 0,1 mg fissilt material, vilket motsvara 0,5 g uran med anrikningen 2 %, direkt avslöjas vid de rutinemässiga mätningarna av ädelgas och radiojodaktivitet.

Vid drift med degraderande bränsle kan tillväxten av fissilt material på härdytorna studeras med variationen av den kortlivade ädelgasnukliden Xe-138 ($T_{1/2} = 14,1$ min) och/eller med Xe-137. På grund av den korta halveringstiden är huvudkällan för denna nuklid fissioner på härdytan. Även vid relativt öppna bränsleskador är diffusionstiden från bränslematrisen till reaktorvattnet så lång att enbart en mindre andel av den producerade Xe-138 aktiviteten hinner lämna staven före sönderfall. En andel, erfarenhetsmässigt maximalt ca 50 %, av den frigjorda Xe-138 aktiviteten kommer från bränslet i den defekta staven. I figur 2-7 visas mätta frigörelserater av Xe-133 och Xe-138 från O3 vid en bränsleskada, 1988–89, med snabbt degraderande kapsling. Den defekta staven hade sprickor i hela sin längd. I årsskiftet 1988–89 togs reaktorn ur drift och patronen med den defekta staven byttes ut.

Det tar mellan 2 och 13 minuter för avgaserna att transporteras från härden till provtagningsspunkten i avgassystemet. Denna tid är reaktorspecifik, se tabell 2-4. I de fall Xe-138 använts för bestämning av mängden fissilt material på härdytorna har mätta halter korrigerats för sönderfall under transporttiden.



Figur 2-7. Mätta frigörelserater av Xe-133 och Xe-138 från O3 vid en bränsleskada med snabbt degraderande kapsling.

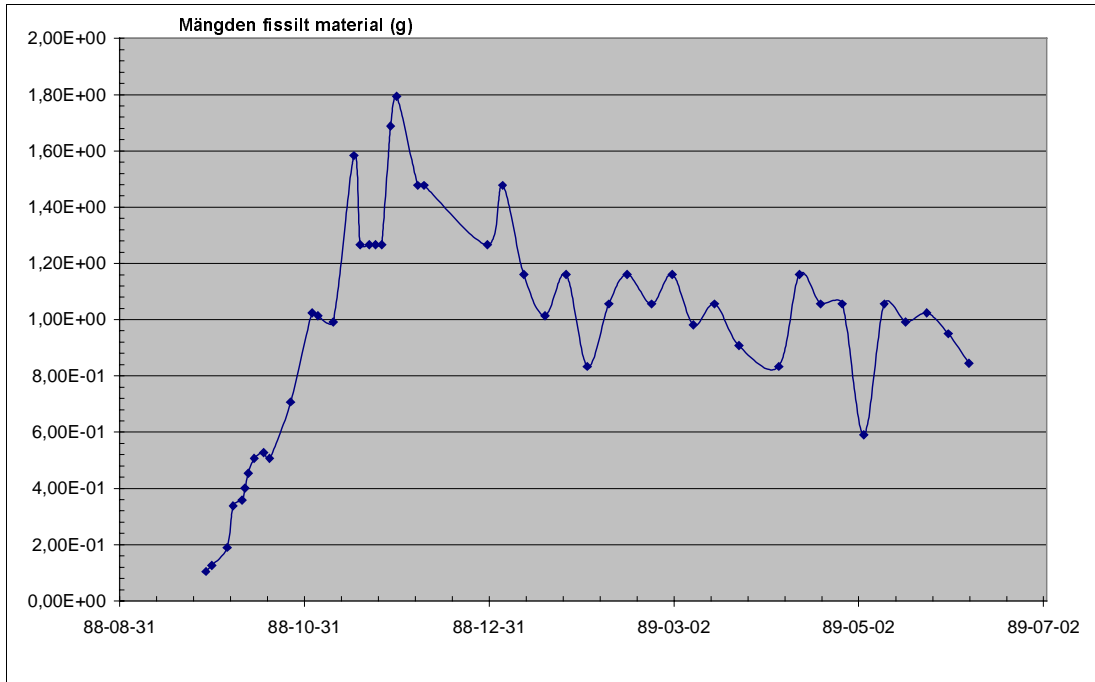
Figur 2-7 visar att efter utbyte av den defekta patronen sjönk frigörelseraten för Xe-133 med en faktor 20 medan motsvarande sänkning för Xe-138 begränsades till ca 30 %. Orsaken till detta är att, som nämnts ovan, huvudkällan för Xe-138 är det fissila materialet på härdytorna.

I figur 2-8 visas förändringen av mängden fissilt material på O3:s härd vid bränsleskadan med utgångspunkt från de rutinmässigt mätta Xe-138 frigörelseraterna i avgassystemet. Med 1 g fissilt material på härdytorna frigörs ca 1,8 GBq/s Xe-138. Figuren visar att härden innehåller ca 0,05 g fissilt material före skadan inträffar och ca 1,5 g efter det partonen med den defekta staven bytts ut.

Figur 2-8 visar en av flera metoder för att följa upp urankontamineringen av härden under drift med defekt bränsle. För övriga metoder se nedan.

Sammanfattning

Bakgrundsnivån för naturligt fritt uran på härdytorna är reaktorspecifik och beror på mängden naturligt förekommande uran i råvattnet. Normala bakgrundsnivåer av fissilt material varierar mellan 1 och 10 mg per reaktor.



Figur 2-8. Förändringen av mängden fissilt material på O3:s härd vid bränsleskadan 1988–89.

2.3 Betydelsen av bränsleskador för aktinidmängden

Den enda signifikanta källan för aktinider utanför bränslematrisen är upplösning av bränsle under drift. Som diskuterats ovan innehåller härdar som inte drabbats av bränsleskador som medfört uranupplösning mycket små mängder uran och fissilt material, mellan ca 1 och 10 mg på härdytorna.

Betydelsen av till reaktorerna tillförd naturligt uran kan uppskattas på följande sätt. Antar vi en medelmängd av fissilt material på 5 mg per härd blir detta för samtliga 12 reaktorer 60 mg. Detta är en mindre överskattning för PWR-stationerna då det inte sker någon kokning i dessa och det naturliga uranet som tillförs reaktorvattnet därmed inte i någon större utsträckning fastnar på härdytorna utan i ånggeneratorerna där ingen aktivering av U-238 sker. Därför är transuranproduktionen från naturligt uran i dessa stationer lägre än i BWR. Endast små mängder aktinider som fastnat i cruden frigörs till reaktorvattnet. Därför kommer detta att vara en liten källa för aktinidaktivitet till avfallskollin. Högst några procent, låt oss konservativt anta, att 5 % per år, av den aktinidaktivitet som produceras i bränslecruden kommer att lossna. Det innebär att bidraget till reningsfilter i anläggningarna från samtliga reaktorer av fissilt material (U-235, Pu-239 och Pu-241) är i storleksordning 3 mg per år. Huvudkällan för aktinidaktivitet är just reningsfiltren i BWR-systemen 331, 342, 324 och 332 och motsvarande vid PWR. Under 40 års drift tillförs avfallet uppskattningsvis maximalt ca 120 mg fissilt material från naturliga källor. Antar vi en anrikningsgrad på 2 % kommer denna avlossning att motsvara 6 g upplöst bränsle. Detta kan jämföras med bidraget från bränsleskador till och med 1998, som diskuteras nedan, 2,2 kg.

Tabell 2-2 visar att mängden aktinider i en patron vid utbränningen 42 MWd/kg*U är ca 1,2 % av uranvikten i patronen. Låt oss anta att andelen aktinider i det uran som finns på härdytorna är detsamma, vilket är ett konservativt antagande. Fram till idag har ca 2,2 kg uran lösts upp i samband med drift med bränsleskador /2-1/. Detta bränsle innehåller

26 g aktinider. Studier av hur upplöst bränsle fördelar sig i reaktorsystemen visar att ca 40 % tillförs härdytorna, 20 % systemytorna och resterande 40 % i reningsfiltren /2-2/. Om vi antar att all aktinidaktivitet i reningsfilter och på systemytor tillförs SFR1 kommer från redan inträffade bränsleskador ca 16 g aktinider eller ca 880 g uran att ha tillförts SFR1. Detta är ca 150 gånger större mängd än från naturliga källor under 40 års drift. Till detta kommer eventuella bidrag från framtida skador. Högst ca 5 % per år av den aktinidmängd som sitter på bränslekapslingen kommer att tillföras reaktorvattnet. En andel av denna mängd är frigjord från systemytor /2-3/. Det innebär att högst ca 2 % (5 % av 40 %) av den totalt upplösta bränslemängden tillförs reningsfiltren första året efter det upplösning av bränsle inträffat. För varje efterföljande år sjunker denna andel med 40 %. År två kommer därför ca 1,2 % av den ursprungliga upplösta mängden att tillföras reningsfiltren osv. Denna andel kommer att beaktas som bidrag till SFR1 genom de rutinmässiga alfaspektrometriska mätningarna av reaktorvattnet.

Detta visar att bränsleskador med upplösning av bränsle har den allra största betydelsen för aktinidinventariet i SFR1. Bidragen från naturliga källor är så små att de inte behöver beaktas i förhållande till effekterna av bränsleskador.

Sammanfattning

Den enda signifikanta källan för aktinider i reaktorerna är upplösning av bränsle under drift med degraderande bränsleskador. Den naturliga bakgrundsaktivitet som tillförs reaktorerna via spädmatarvattnet har ingen signifikant betydelse i förhållande till bidrag från bränsleskador.

2.4 Beräkning av mängden upplöst bränsle

Det finns flera metoder för uppskattning av mängden fritt uran och/eller mängden fissilt material på härdytorna och hur mycket bränsle som totalt lösts upp under drift. De vanligaste metoderna är:

1. Upplösning av bränsle indikeras av att Np-239 ($T_{1/2} = 2,35$ d) finns i reaktorvattnet. Np-239 är enkel att mäta gammaspektrometriskt. Np-239 är en aktiveringsprodukt från U-238. Med en reaktorspecifik ekvation kan upplöst mängd uran enkelt uppskattas, se avsnitt 7.2 i /2-4/. Denna metod är inte användbar vid HWC-drift.
2. De kortlivade ädelgasisotoperna Xe-137 (3,82 min) och Xe-138 (14,1 min) kan användas för konservativ uppskattning av tillväxten av mängden fissilt material på härdytorna under drift med degraderande bränsle. Detta har diskuterats i avsnitt 2.2 ovan, se också figurer och diskussioner nedan. I tabell 2-4 visas bland annat transporttiden för gaser från reaktorn till uttagpunkten för avgaser i svenska BWR. Vid uppskattning av mängden fissilt material med mätta avgasdata ska dessa korrigeras för radioaktivt sönderfall under transporten från reaktorn till provtagningspunkten. Konservatismen i denna uppskattning beror på att inte bara fissioner på härdytorna bidrar till frigörelseraten av Xe-137 och Xe-138 utan skadan själv läcker dessa gaser.

Tabell 2-4. Mängden reaktorvatten, antalet patroner och transporttid för avgaser från reaktor till uttagspunkten för avgasprover i svenska BWR.

Station	Reaktorvatten (m ³)	Antal patroner	Transporttid avgaser (min)
B1/B2	249	444	12
F1/F2	310	669	12
F3/O3	346	700	12
O1	209	448	8
O2	249	444	13
R1	220	500	2

3. Vid inspektion av skador i bassänger eller i HCL (Hot Cell Laboratory) kan mängden förlorat bränsle uppskattas och jämföras med resultat från beräkningarna enligt punkt 1 och 2 ovan.
4. Vid drift av en reaktor utan defekter kan mängden fissilt material på härdytorna bestämmas med stor noggrannhet med i system 552 mätt frigörelserat av Xe-133.
5. Mätningen enligt punkt 4 kan också kombineras med reaktorvattenhalten av I-131, som kan räknas om till frigörelserat av I-131, se exempelvis avsnitt 4.1 i /2-4/. Samhörande I-131 och Xe-133 frigörelserater plottas i ett diagram och detta ger mängden fissilt material. Genom att använda både I-131 och Xe-133 ökas noggrannheten i uppskattningen.
6. Reaktorvattnet mäts alfaspektrometriskt rutinmässigt med avseende på aktinider. Resultat från dessa mätningar är också användbara för att upprätta bra massbalansuppskattningar vid händelser med upplösning av bränsle.

Som framgår ovan är det möjligt att kontinuerligt följa förändringar av mängden fissilt material på härdytorna såväl under drift med degraderande bränsle som under drift utan skador. Mätningarna ovan är principiellt oberoende och kompletterar varandra. Detta innebär att det är möjligt att med god noggrannhet kvantitativt avgöra vad som händer vid upplösning av bränsle.

3 Aktinider i avfallskollin

3.1 Rimligheten i rapporterade mängder

I /2-3/ redovisas en massbalans för rapporterade mängder aktinider i avfallskollin avsedda för förvaring i SFR1 och rimligheten i dessa värden. För detaljerad diskussion hänvisas till denna referens.

Mängden aktinider som tillförs SFR1 uppskattas på följande sätt:

1. *I reningsfilter:* Mängden alfaaktivitet i avfallet beräknas på samma sätt vid samtliga kraftverk och vid CLAB. Metoden för beräkningen ges i rapporten ”Uppskattning av aktinidinnehållet i avfall” OKG PM Reg. Nr. OKG-12/88, författare Per Grahn. Denna PM har nyligen ersatts med /3-1/. Metoden grundar sig på mätta aktinidhalter i reaktor- och bassängvatten. Genom att multiplicera uppmätt aktinidhalt med reningsflödet för reaktorvatten, bassängvatten respektive reningsfiltren i avfallsbyggnaden (system 342) erhålls den totala mängden aktinider som tillförs jonbytar-massan. Även tillförseln av aktinider till kondensatreningsystemen, system 332, beaktas. Som diskuterats nedan är den dominerande källan för aktinider jonbytar-massan i reaktorreningsystemet, system 331. Vid beräkning av aktivitetssupptaget i reningsfilter ansätts att filtereffektiviteten är 100 %. Detta är ett konservativt antagande. Filtereffektiviteten är hög, oftast bättre än 95 %, i 331- och 342-filtren, som är av djupbäddstyp och optimerade för lösta föroreningar. Medan den kan vara lägre i 324- och 332-filtren, som är beläggningsfilter, och optimerade för god effektivitet av partikulära föroreningar.
2. *I övrigt avfall:* Förhållandet mellan uppmätt aktinidhalt och Co-60 i reaktorvattnet beräknas på årsbasis. Med denna kvot som utgångspunkt beräknas aktinidmängden i allt övrigt avfall, skrot, papper m m, producerat under året. Mängden aktinidaktivitet beräknas genom att multiplicera den uppmätta Co-60-halten i kollit med det i reaktorvattnet mätta förhållandet mellan aktinidhalten till Co-60.

Kommentar: Den under punkt 2 använda metoden är konservativ. Orsaken till detta är att upplösning av bränsle sker under relativt kort tid, högst inom några månader från det kapslingen börjar degradera. Medelvärde mellan mätta aktinidhalter och Co-60 i reaktorvattnet är alltid lägre än motsvarande på systemytor eller på ställen där upplagring av Co-60 skett under längre tid. Därmed medför denna metod att aktinidmängden i avfall innehållande ackumulerad aktivitet beräknas konservativt eller mycket konservativt eftersom reaktorvattenförhållandet ansatts i beräkningen. Mängden Co-60 och därmed mängden aktinider är liten, under några promillen i förhållande till den totala mängden. I ”övrigt avfall” påverkas därför inte massbalansen av en överkonservatism. Sker upplösning av bränsle kontinuerligt och relativt konstant under drift skulle däremot denna metod inte vara konservativ. Denna situation är inte aktuell. Upplösning av bränsle sker intermittent med långa tids mellanrum och under kort tid.

Den metod för beräkning av aktinidmängderna i SFR1 som angetts i /3-1/ bedöms vara något konservativ och tillräcklig för god kvantifiering av inventariet. Det är tillräckligt att provtagning, provberedning och analys av färdiga prover kvalitetssäkras /2-3/.

Rapporterad mängd aktinider i SFR1 ges i tabell 3-1 /2-3/.

Tabell 3-1. Ackumulerad aktivitet som tillförts SFR från samtliga kraftverk och CLAB till och med 1988 (från SKB:s transurandatabas).

År	U-235	U-236	Np-237	U-238	Pu-239+ Pu-240	Am-241+ Pu-238	Am-243	Cm-243	Cm-244
<1987	0,00E+00	0,00E+00	3,09E+06	0,00E+00	9,09 E+09	1,87E+10	4,99E+07	1,51E+07	4,32E+07
1988	2,82E+05	1,30E+06	9,33E+06	5,30E+06	1,08E+10	2,17E+10	5,34E+07	2,01E+07	1,00E+09
1989	1,24E+06	1,72E+06	1,26E+07	5,83E+06	1,14E+10	2,27E+10	6,06E+07	2,20E+07	1,50E+09
1990	2,02E+06	2,37E+06	1,72E+07	6,44E+06	1,18E+10	2,49E+10	6,16E+07	2,21E+07	2,63E+09
1991	4,75E+06	2,75E+06	4,91E+07	9,76E+06	1,24E+10	2,62E+10	6,24E+07	2,21E+07	3,74E+09
1992	7,14E+06	3,48E+06	5,94E+07	1,11E+07	1,26E+10	2,70E+10	6,40E+07	2,21E+07	4,05E+09
1993	7,24E+06	3,48E+06	5,99E+07	1,12E+07	1,29E+10	2,80E+10	6,52E+07	2,21E+07	4,77E+09
1994	7,24E+06	3,48E+06	5,99E+07	1,12E+07	1,35E+10	2,94E+10	6,70E+07	2,21E+07	7,03E+09
1995	7,35E+06	3,48E+06	6,08E+07	1,14E+07	1,37E+10	3,01E+10	6,73E+07	2,21E+07	7,93E+09
1996	7,35E+06	3,48E+06	6,08E+07	1,14E+07	1,39E+10	3,09E+10	6,74E+07	2,21E+07	8,84E+09
1997	7,35E+06	3,48E+06	6,08E+07	1,14E+07	1,41E+10	3,12E+10	6,74E+07	2,21E+07	8,89E+09
1998	7,55E+06	3,48E+06	6,23E+07	1,18E+07	1,42E+10	3,25E+10	6,89E+07	2,21E+07	9,93E+09

Räknas Pu-239/240- och U-238-aktiviteterna om till massa motsvaras detta av 700 till 900 g bränsle. Som nämnts ovan uppskattas ca 40 % av det upplösta bränslet, 2,2 kg, dvs ca 880 g, ha tillförts reningsfiltren. Det råder således mycket god överensstämmelse mellan rapporterade och uppskattade totala mängder av aktinider i avfallskollin som tillförts SFR1. Bedömningen är att nuvarande metod för kvantifiering av uran och aktinider har god noggrannhet och att rapporterade mängder stämmer väl med vad man kan förvänta sig för förvaret som helhet /2-3/.

3.2 Källan och uppskattning av aktinidmängden i avfallskollin

Det finns flera källor för aktinidaktivitet till SFR1:

1. *Jonbytarmassa från reaktorreningsystemen, system 331 i BWR och motsvarande system i PWR, system 334:* Vid upplösning av bränsle löses detta i reaktorvattnet. En andel renas bort i system 331/334. Upptaget av aktivitet i reningsfiltren är normalt mycket effektiv, bättre än ca 95 %, och aktivitetsinventariet i filtren uppskattas genom att multiplicera reaktorvattenhalten med det tidsintegrerade reningsflödet.
2. *Jonbytarmassa från system 342, stråk 1 i avfallssystemet:* Detta system renar processvatten som kan återanvändas. Vattnet som tillförs detta system uppskattas ha samma halter och fördelning av nuklider som reaktorvatten.
3. *Jonbytarmassa från system 324 vid BWR och PWR (också system 324) samt från bassängreningsystemen vid CLAB:* Bestrålat bränsle förvaras i bassänger. Crud från bränslekapslingen tillförs bassängvattnet. För att upprätthålla en god vattenkemi och bra radiologiska förhållanden i reaktorhallen renas bassängvattnet kontinuerligt med jonbytarfilter. Upptaget på filtren kan beräknas på samma sätt som för reningsfiltren för reaktorvatten. Filtereffektiviteten i system 324 är normalt lägre än motsvarande

för system 331. Aktivitetsflödet till 324-reningsystemet har tidigare uppskattats till 30–40 % av aktivitetsflödet till 331 /3-2/.

4. *Jonbytarmassa från system 332 i BWR:* I BWR följer små mängder vatten (medstänk) med ångan till turbinerna. Medstänket är i dag i storleksordning 0,1 % eller mindre av ångflödet. Detta vatten innehåller aktivitet, som renas bort i kondensatreningsystemet (system 332). Aktivitetsflödet är ca 5 % av det till 331-filtren.
5. *Jonbytarmassa från bottenblåsningen i PWR, system 417:* Aktivitetsflödet till massan i detta system är begränsad.
6. *Systemytor som är berörda av vatten innehållande aktivitet:* Storleken på systemytor som berörs av orenat reaktorvatten vid reaktortemperatur är för BWR i storleksordning 5–7000 m², O2/B1/B2 har minsta ytan och F3/O3 har störst. Ytorna i PWR är betydligt större då ånggeneratorerna har stora ytor, ca 15 000 m². Mängden aktivitet på systemytorna beror på halten i reaktorvattnet, som kan variera mycket för aktinider, och nettoupptaget på systemytorna. Allmänt gäller att den totala mängden aktivitet på systemytor är relativt liten i förhållande till den på bränsleytorna och också den som tillförs jonbytarmassorna i reningssystemen för reaktor- och bassängvatten. Som nämnts ovan uppskattas ytkontaminationen till 20 % av den totalt upplösta mängden. Kunskapen om uppehållstiden på systemytorna för denna aktivitet är begränsad. Den aktivitet som efter hand lossnar från systemytorna mäts genom de rutinmässiga alfaspektrometriska analyserna av reaktorvattnet. Därigenom kvantifieras den andel som tillförs SFR1 på ett korrekt sätt.
7. *Olika typer av material som varit i kontakt med kontaminerade vätskor eller ytor:* Detta material kan vara brännbart: papper, tyger och dylikt eller icke brännbart: glas, metall, blästersand m m. Aktivitetssammansättning och nuklidfördelning i detta avfall är samma som i reaktorvatten eller på systemytor.

I /3-1/ ges instruktioner för hur denna beräkning ska utföras vid verken och vid CLAB. Tidigare användes /3-3/. Förhållandet mellan uppmätt aktinidhalt och Co-60 i reaktorvattnet beräknas på årsbasis. Med denna kvot som utgångspunkt beräknas mängden aktinidaktivitet i allt annat avfall producerat under året. Mängden aktinidaktivitet beräknas genom att multiplicera den uppmätta Co-60-halten i kollit med det mätta förhållandet mellan aktinidhalten/Co-60-halten i reaktorvattnet.

Mängden alfaaktivitet i avfallet beräknas på samma sätt vid samtliga kraftverk och CLAB. Metoden grundar sig på mätta aktinidhalter i reaktorvatten och bassängvatten. Genom att multiplicera uppmätt aktinidaktivitet med reningsflödet för reaktorvatten, bassängvatten respektive reningsfiltren i avfallsbyggnaden (stråk 1 i system 342) erhålls den totala mängden aktinider som tillförs jonbytarmassan. Även tillförseln av aktinider till kondensatreningsystemen, system 332, beaktas. Som diskuterats nedan är den dominerande källan för aktinider jonbytarmassan i reaktorreningsystemet, system 331. Vid denna beräkning ansätts att filtereffektiviteten är 100 %.

Det bör observeras att alla beräkningar ovan är en typ av ”död” räkning. Hela aktinidinventariet bokförs som tillfört SFR1 under det år som mätningen gjordes. Rapporteringen sker under början av nästkommande år. Detta gäller såväl jonbytarmassor som övrigt avfall. I verkligheten lagras aktiviteten en kortare, minst något år, eller längre tid vid stationerna innan aktiviteten tillförs SFR1. Som exempel kan nämnas att vid O3 lagras fortfarande all producerad 331-massa sedan uppstart av anläggningen. Detta gör

att enskilda kollin inte säkert kan identifieras på sitt innehåll av aktinider, vilket inte heller är avsett i säkerhetsredovisningen för SFR1.

3.3 Aktinidmängd i driftavfall före 1988

Enligt /2-1/ har ca 2,2 kg bränsle lösts upp under drift sedan stationerna tagits i drift. Aktinidmängderna i avfall producerat före 1998 har uppskattats. Som nämnts ovan infördes 1988 alfaspektrometriska mätningar av reaktor- och bassängvatten.

Nedan diskuteras hur aktinidhalterna i reaktorsystemen övervakas genom alfaspektrometriska mätningar av reaktor- och bränslebassängvatten. Det är möjligt att uppskatta mängden aktinider eller mängden upplöst bränsle som tillförts SFR1 genom att använda andra mätningar.

Vid Ringhals har denna uppskattning gjorts med totalalfamätningar som underlag. Denna mätning tillgår så att en bestämd mängd reaktorvatten indunstas på en planschett. Denna exponeras för en zinksulfiddetektor. Genom att diskriminera bort låga energier, under ca 3 MeV, kommer enbart alfapartiklar att detekteras. Mätsystemet effektivitetskalibreras mot en källa med känt nuklidinventarium och känd sammansättning och med samma geometri som den som används vid mätning.

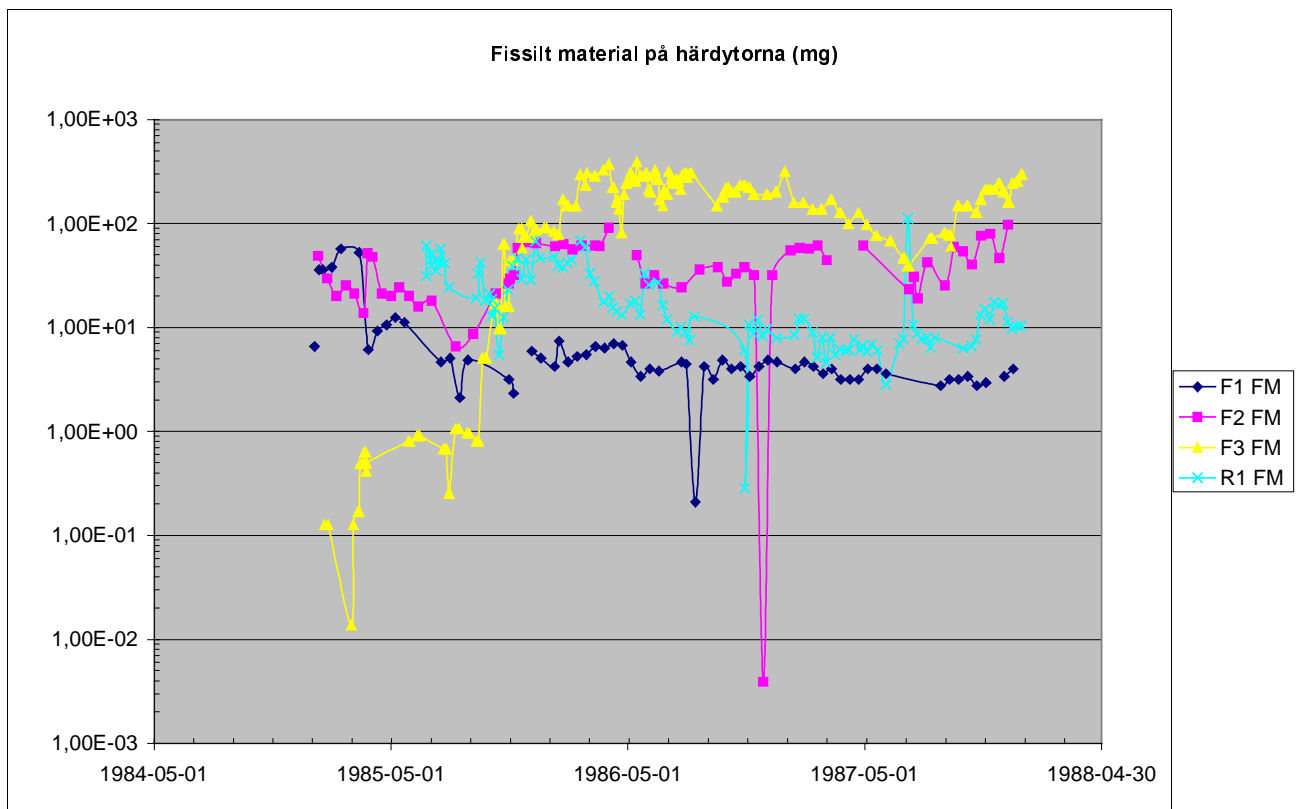
Omräkningen mellan totalalfa och mängden Pu-239 vid Ringhals gjordes genom att ansätta Pu-239-halten till 1 % av den uppmätta totalhalten /3-4/. Resultaten från ORIGEN-S-analyserna, redovisade i Appendix 1 i /2-3/, visar att det aktuella förhållandet varierar mellan 0,8 till 1,5 % under hela den tid som bränsleknippet bestrålades, upp till 42 MWd/kg*U. Dominerande alfastrålande nuklider i totalalfaproverna var Cm-242, Cm-244, Am-241 och Pu-240. Detta innebär att den gjorda ansatsen har en maximal osäkerhet på ca 30 %. För bassängvatten som också analyserades genom totalalfamätningar ansattes motsvarande förhållande till 5 %. Denna ansatts bedöms vara något konservativ då den dominerande nukliden Cm-242 har halveringstiden 163 d. Med utgångspunkt från dessa nukliddata beräknades Pu-239-mängden i reningsystemen genom att multiplicera med de tidsintegrerade reningsflödena. Från uppstart till och med 1987 beräknades att 4E9 Bq Pu-239 tillförts SFR1 från R1-4 /3-4/.

4E9 Bq Pu-239 motsvarar 1,7 g Pu-239. Figur 2-1 visar att en patron, efter något års bestrålning, innehåller ca 800 g Pu-239, dvs ca 0,5 %. 1,7 g Pu-239 visar att i storleksordning 340 g upplöst bränsle tillförts SFR1 från Ringhals 1-4 till och med 1987. Det kan uppskattas att totalt ca 850 g lösts upp under drift vid Ringhals under denna tid.

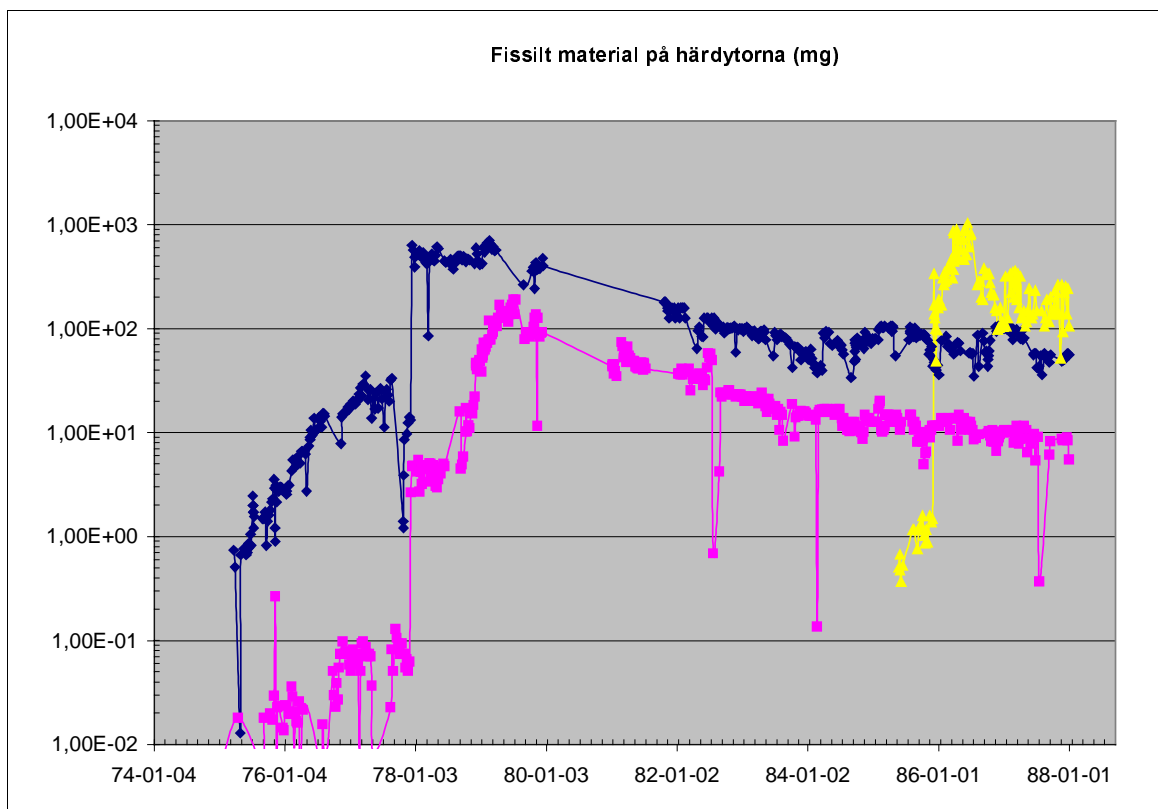
I figur 3-1 och figur 3-2 visas mängden fissilt material, summan av U-235, Pu-239 och Pu-241, på härdytorna vid F1-3, O1-3 och R1. För denna uppskattning har mätt frigörelserat av Xe-138 använts, se ovan. Mätta aktivitetsdata har korrigerats för transporttiden från reaktorn till provtagningspunkten i system 552, se tabell 2-4. Genom att addera de positiva derivatorna i figurerna under en driftcykel kan den mängd fissilt material som tillförts härdytorna under aktuella tidsperioder uppskattas. Från uppstart till och med 1987 kan uppskattas att F1 tillförts 60 mg, F2 300, F3 600, O1 700, O2 200 och O3 1000 mg. Vid denna uppskattning har ansatts en "naturlig" bakgrund på 10 mg. Vid B1 och B2 har ingen signifikant upplösning av bränsle skett. Totalt har då ca 2,86 g fissilt material tillförts härdytorna. Medelanrikningen i en härd är ca 2 % varför detta motsvarar ca 140 g bränsle. Då ca 40 % av den upplösta bränslemängden fastnar på ytorna har således ca 360 g bränsle totalt lösts upp under denna tid vid dessa stationer.

Som sammanfattning över bränsleupplösning gäller då att ca 1,2 kg bränsle löstes upp från uppstart av stationerna till och med 1987, 0,85 kg från PWR vid Ringhals och 0,36 kg vid BWR. Mellan 1988 och 1998 har således ca 1 kg bränsle lösts upp under drift.

Från uppstart av stationerna till och med 1987 kan således uppskattas att totalt 1,2 kg bränsle lösts upp. Av detta har ca 40 %, 480 g tillförts SFR1. Om vi antar att detta bränsle har en utbränning över ca 1 år innehåller det 0,5 % Pu-239, dvs 2,4 g, vilket i sin tur motsvarar en aktivitet på 5,5E9 Bq. Som nämnts ovan gäller att vid användning av Xe-138 för bestämning av mängden fissilt material görs alltid en överskattning då defekten själv och inte bara det fissila materialet på härdytorna avger Xe-138-aktivitet.



Figur 3-1. Uppskattad mängd fissilt material på härdarna vid F1, F2, F3 och R1 till och med 1987.



Figur 3-2. Uppskattad mängd fissilt material på härdarna vid O1, O2 och O3 till och med 1987.

Tabell 3-1 visar att summan av Pu-239 och 240 i avfallskollin till SFR1 i december 1987 är $9,1E9$ Bq. Förhållandet mellan Pu-239 och Pu-240 halten i bestrålat bränsle ges i figur 2-4. Antar vi en utbränning på 18 MWd/kg*U är förhållandet ett. Det innebär att ca $4,6E9$ Pu-239 skulle förts till SFR1, jämfört med $5,5E9$ uppskattat ovan. Som nämnts ovan är uppskattningarna något konservativa. Maximal osäkerhet i uppskattningarna är ca 30 % vilket väl förklarar skillnaden i rapporterad mängd enligt tabell 3-1 och uppskattad mängd enligt ovan.

Detta gäller den totala mängden bränsle som tillförts SFR1 till och med 1987. Denna beräkning säger inget om fördelningen av aktiviteten mellan olika förvar. Detta diskuteras i nästa kapitel.

4 Fördelningen av aktiniderna i SFR1

4.1 Tillåten aktinidmängd i SFR1-förvaren

I tabell 4-1 visas den totala tillåtna aktinidmängden i SFR1 2010 uppdelat på de olika förvaren.

Tabell 4-1. Tillåten mängd aktinider i de olika förvaren i SFR1 /4-1, tabell 5.5-8/.

Nuklid	Halverings-	BLA	BMA	BTF	Silo
	tid (år)	(GBq)			
Pu-238	87,7	$4,7 \cdot 10^{-1}$	31	17	$1,2 \cdot 10^3$
Pu-239	$2,4 \cdot 10^4$	$1,9 \cdot 10^{-1}$	12	6,9	$3,8 \cdot 10^2$
Pu-240	$6,6 \cdot 10^3$	$2,9 \cdot 10^{-1}$	19	11	$7,8 \cdot 10^2$
Pu-241	14,4	$1,5 \cdot 10^1$	$9,4 \cdot 10^2$	$5,4 \cdot 10^2$	$4,2 \cdot 10^4$
Am-241	433	$3,8 \cdot 10^{-1}$	24	13	$1,0 \cdot 10^3$
Cm-244	18,1	$4,4 \cdot 10^{-1}$	2,8	1,5	$1,2 \cdot 10^2$
Totalt		17	$1,0 \cdot 10^3$	$5,9 \cdot 10^2$	$4,5 \cdot 10^4$

I tabell 4-2 har Pu-239-mängderna i tabell 4-1 omräknats till massa och den mängd bränsle som innehåller denna massa. Förutsättningen för den senare omvandlingen ges av tabell 2-2. I denna visas att i början av andra driftcykeln kommer Pu-239-mängden i patronen att nå en jämviktsnivå på ca 850 g, 0,48 %. Denna nivå är konstant under resterande bestrålningstid. Efter första driftcykeln innehåller den analyserade patronen 683 g Pu-239, 0,39 %. På grund av den relativt konstanta Pu-239-mängden i en patron från första till sista driftcykeln är denna nuklid lämplig att använda för att beräkna den mängd bränsle som kan tillföras de olika förvaren i SFR1.

Det kan vara intressant att notera förhållandet mellan Pu-240/Pu-239 i tabell 4-1. Detta blir ca två för alla i SFR1 ingående förvaren. Detta innebär en konservativ uppskattning då figur 2-5 visar att detta förhållande uppnås först vid en utbränning på 40 MWd/kg*U.

Tabell 4-2. Pu-239-mängderna i tabell 4-1 (tillåten mängd i SFR1) omräknat till massa och mängd bestrålat bränsle som innehåller denna Pu-239 mängd.

Nuklid	BLA	BMA	BTF	Silo
<i>Tillåten mängd Pu-239 som få tillföras SFR1 till och med 2010 (GBq)</i>				
Pu-239	0,19	12	6,9	380
<i>Pu-239-aktiviteten ovan omräknat till massa (g)</i>				
Pu-239	0,082	5,2	3,0	165
<i>Pu-239-massan ovan omräknad till bränslemängd¹ (g)</i>				
Bränsle	17	1 100	150	34 000
Relativ fördelning (%)	0,05	3,1	0,43	96

1) Vid omräkningen ansattes att bränslet innehöll 0,5 % Pu-239.

4.2 Fördelning av aktinider mellan olika förvar

I /2-3/ redovisas jämförelser mellan rapporterade och uppskattade mängder av aktinider som tillförts SFR1 från och med uppstart av kärnkraftverken till och med december 1998. Slutsatsen vid denna jämförelse var att mycket god överensstämmelse erhöles mellan rapporterade mängder och med på andra sätt beräknade mängder. Uppskattningsvis har 700 till 900 g bestrålat bränsle tillförts SFR1 till och med 1998.

Från och med 1988 mäts rutinmässigt integrerande prover av reaktorvatten och vattenprover från bränslebassängerna alfaspektrometriskt. Genom att multiplicera mätta halter med de tidsintegrerade flödena genom olika reningsfilter, i system 331, 324, 332 och 342 samt motsvarande för PWR, erhålls den totala mängden alfaaktivitet som ackumuleras i filtren. Detta görs på årsbasis och aktiviteten rapporteras som tillfört SFR1 det år som mätningen gjorts. I verkligheten kommer aktiniderna att tillföras SFR1 med en viss fördröjning.

Aktinidmängderna i övrigt avfall, sopor, skrot och dylikt, uppskattas stationsspecifikt genom att multiplicera uppmätta Co-60-mängder i olika avfallskollin med det i reaktorvattnet uppmätta förhållandet mellan aktuell aktinid och Co-60-halten. Detta görs också på årsbasis och mängden aktinider redovisas för det år reaktor- och bassängvattenmätningarna gjorts.

Bägge dessa metoder innebär att mängderna beräknas kvantitativt korrekt. Däremot knyts inte aktiviteten till aktuella kollin. Något mer än 60 % av aktiniderna kommer via jonbytmassa från 331- och 342-systemen. Gångtiden för 331-filter är lång, i storleksordning ett halvt till ett år. Efter det filtret tagits ur drift kan det ligga i reserv för att kunna användas vid forcerad rening. Dessa filter brukar backspolas ca ett år efter det de tagits ur drift. Till detta kommer att det kan ta en viss tid innan denna massa gjuts in i kokiller eller plåtfat. En ytterligare fördröjning erhålls genom att de färdiga kollina lagras en tid mellan tillverkning och transport till SFR1. En fördröjningstid på två till

flera år är inte ovanlig för 331-massa från det den tas ur drift tills den tillförs SFR1. Som exempel kan nämnas att ingen 331-massa har gjutits in vid O3. All massa från uppstart av O3 lagras fortfarande vid verket.

Kondensatreningsmassa (system 332) och massa från bassängreningen (system 324), som efter 331-filtren är den största källan för aktinidaktiviteten, behandlas normalt snabbare än 331/334-massa. 324-massan innehåller betydligt större aktivitetshalter, ca 35 % av den totala aktiviteten, än massa från kondensatreningsystemet, system 332, som bidrar med ca 2 %, se tabell 4-3. I dag blandas 331/334- och 324-massa. Denna blandning tillförs i dag uteslutande SILON. Under perioder har såväl 331/334- som 324-massa tillförts BMA-förvaret. Detta diskuteras mer i detalj nedan.

I tabell 4-3 visas rapporterade och ackumulerade mängder av Pu-239, i gram, från olika källor från 9 BWR, 3 PWR och CLAB. I tabell 4-4 visas tillåten mängd i de olika förvarstyperna inom SFR1 och totalt tillåtet i SFR1 år 2010 samt fördelning av rapporterade mängder av Co-60 i de olika förvarstyperna till och med 1998 och uppskattad fördelning mellan förvarstyperna av Pu-239 till och med 1998. Som underlag till tabell 4-3 har SKB:s transurandatabas använts. I databasen ges Pu-239- och Pu-240-mängderna uttryckta i Bq. Ett sätt att göra en massuppskattning är att använda Pu-239. Denna och Pu-240 kan kvantifieras med mycket god mätstatistik men deras sönderfallsenergier sammanfaller varför de oftast rapporteras tillsammans. Bidraget från Pu-240 till den gemensamma energitoppen måste subtraheras bort för att halten av Pu-239 ska erhållas. I figur 2-5 visas mängden i g/patron och aktiviteterna för Pu-239 och Pu-240 som funktion av utbränningen.

Tabell 4-3. Rapporterad och ackumulerad mängd av Pu-239, i g, från olika källor från 9 BWR, 3 PWR och CLAB.

Pu-239 (g)	Uppskattad mängd Pu-239 i olika avfallskategorier (g)					
	331/342	324	332	Skrot	Per år	Ackumulerat
År						
1972–1987	1,37E+00	8,34E-01	3,97E-02	5,31E-03	2,25E+00 ¹	2,25E+00
1998	2,92E-01	1,05E-01	7,05E-03	8,07E-04	4,05E-01	2,65E+00
1989	9,21E-02	5,21E-02	5,81E-03	6,49E-03	1,56E-01	2,81E+00
1990	3,21E-02	6,83E-02	1,13E-03	9,25E-04	1,02E-01	2,91E+00
1991	1,08E-01	1,60E-02	7,01E-03	1,42E-03	1,32E-01	3,04E+00
1992	2,51E-02	3,35E-02	1,36E-03	1,16E-03	6,11E-02	3,11E+00
1993	5,46E-021	2,23E-02	1,56E-03	1,80E-03	8,03E-02	3,19E+00
1994	1,01E-01	1,95E-02	1,18E-03	3,30E-03	1,25E-01	3,31E+00
1995	2,73E-02	3,57E-02	6,14E-04	7,52E-03	7,12E-02	3,38E+00
1996	2,13E-02	1,38E-02	7,21E-04	7,22E-03	4,31E-02	3,43E+00
1997	1,72E-02	3,43E-02	3,34E-04	1,14E-03	5,30E-02	3,48E+00
1998	8,81E-03	7,71E-03	1,27E-04	9,32E-03	2,60E-02	3,50E+00
Summa	2,15E+00	1,24E+00	6,66E-02	4,64E-02	3,50E+00	
Fördelning (%)	61,3	35,4	1,9	1,3		

1) Från 1972 till och med 1987.

Tabell 4-4. Tillåten mängd Pu-239, fördelningen av rapporterade mängder av Co-60 och uppskattade mängder i g av Pu-239 i de olika förvarstyperna i SFR1.

<i>Tillåten mängd Pu-239 i de olika SFR1-förvaren 2010</i>				
<i>Förvar</i>	<i>BLA</i>	<i>BMA</i>	<i>BTF 1+2</i>	<i>SILO</i>
Pu-239 (g)	0,08	5,2	3	165
Bestrålat bränsle (g)	16–20	$1 \cdot 10^3$ – $1,3 \cdot 10^3$	600–750	$33 \cdot 10^3$ – $41 \cdot 10^3$

<i>Relativ fördelning av Co-60 1998-12-31 /4-2/</i>				
<i>Förvar</i>	<i>BLA</i>	<i>BMA</i>	<i>BTF 1+2</i>	<i>SILO</i>
Co-60 (%)	0,07	21	3,0	76

<i>Uppskattad mängd Pu-239 i SFR1-förvaren 1998</i>				
<i>Förvar</i>	<i>BLA</i>	<i>BMA</i>	<i>BTF 1+2</i>	<i>SILO</i>
Pu-239 (g)	0,0025	0,74	0,11	2,66
Som bestrålat bränsle (g)	0,4–0,6	150–180	22–28	530–670

De flesta bränsleskador med uranupplösning har oftast inträffat under första eller andra bestrålningsåret. Om vi antar att allt bränsle upplösts vid utbränningen, ca 13 MWd/kgU, är enligt figur 2-5, andelen Pu-239 ca 57 % och andelen Pu-240 43 % av den totalt uppmätta summaaktiviteten. Denna ansatt gjordes för kvantifieringen av Pu-239 i Bq. Därefter omräknades denna enhet till gram med omräkningsfaktorn att $4,34E-10$ Bq Pu-239 motsvarar ett gram.

Det bör noteras att det inte var så länge sedan bränslets slututbränning var 25–30 MWd/kg*U varför utbränningen 13 MWd/kg*U under första bränslecykeln är en relativt hög ansatt utbränningsnivå för äldre bränsletyper. Denna utbränningsnivå uppnåddes inte förrän efter ca två driftcykler för tio år sedan.

I tabell 4-4 visas tillåten Pu-239-mängd uttryckt i g i SFR1 år 2010. Den relativa fördelningen mellan de olika förvarstyperna för rapporterad mängd Co-60 /4-3, tabell 1/ ges också. Sist i tabellen ges uppskattad fördelning av Pu-239 mellan förvarstyperna. Denna uppskattning har gjorts genom att den totala mängden Pu-239, 3,5 g, fördelats på förråden enligt den fördelning som gäller för Co-60.

Aktinider från Studsvik behandlas inte i denna studie.

Som diskuterats ovan bokförs inte aktinid innehåll i kollin på specifika kollin utan per system enligt tabell 4-3. Tabell 4-3 visar mängden Pu-239 i avfall uppdelat på system/avfallstyp. Det framgår att i 331/342-massan ackumuleras ca 61 %, i 324-massan 35 %, i 332-massan ca 1,9 % och i ”skrot” 1,3 % av den totala mängden av aktinider som tillförs SFR1.

Avfallstypen betecknad med skrot innehåller allt avfall som inte omfattas av jonbytar-massa. Enstaka kollin kan ha relativt stort aktivitetsinnehåll. Val av förvarstyp för

sådana kollin styrs av innehållets ursprung och ytdosrat. Ytdosraten domineras av mängden Co-60 i kollina.

En intressant fråga är hur fördelningen av aktinider mellan de olika förvarstyperna i SFR1 ska uppskattas? I denna rapport har det gjorts på följande sätt:

Aktivitetsinventariet av Co-60 i avfallskollin bestäms genom fältmätning av kollin med högupplösande Ge-detektorer. Vid några stationer tas homogeniserade prov ut på den jonbyrtmassa som ska gjutas in. Dessa prov mäts i kemilaboratorierna. I /2-3/ diskuteras osäkerheterna i dessa metoder. För att verifiera mätningarna uppskattades den Co-60 mängd som ackumulerades i olika filter i BWR och PWR med mätta reaktor- och bassängvattendata kombinerat med flödesrater i olika reningsfilter. Mycket god överensstämmelse erhöles mellan mätta och rapporterade värden och denna uppskattning. Slutsatsen i /2-3/ var att de mätmetoder som används för kvantifiering av gammastrålare, Co-60, Cs-137 m fl, i avfallskollin var mycket bra och hade liten osäkerhet.

I /2-3/ verifierades på annat sätt att det råder en mycket god överensstämmelse mellan mätta och rapporterade och uppskattade halter av aktinider som tillförs SFR1. Som grund för rapporteringen av aktinider används just den metod som användes för uppskattning av Co-60 i SFR1-avfall i /2-3/. Principiellt bör då gälla att det finns en direkt relation mellan Co-60-halterna och aktinidhalterna i olika filtermassor och i skrot. Dessutom är det stora likheter mellan källorna på så sätt att under drift frigörs Co-60 från kapslingen och aktiniderna från defekt bränsle. Uppskattningsvis ackumuleras lika stora andelar i 331/334-filtren och lika andelar följer med ångan till system 332. I bassängerna kommer aktinider och Co-60 på kapslingsytorna att lossna och tillföras 324-filtren.

Aktinidhalten i ett skrotkollin uppskattas genom att i kollit uppmätt Co-60-mängd multipliceras med det under året i reaktorvattnet uppmätta medelförhållandet aktinid till Co-60. Det bör därför vara rimligt att uppskatta hur aktiniderna fördelar sig mellan de olika förvarstyperna genom att jämföra den relativa fördelningen av Co-60 i förvaren, se kolumnen markerad med "Relativ fördelning av Co-60 1998-12-31 /från 4-2/" i tabell 4-4.

I tabell 4-3 visas mängden Pu-239 i g den 31/12 1998 fördelad på de olika källorna. Totalt var 3,5 g till SFR1. Under rubriken "Uppskattad mängd Pu-239 i SFR1-förvaren 1998" i tabellen har denna Pu-239-mängd fördelats per förvarstyp i samma proportion som för Co-60. Marginalen mellan tillåten mängd Pu-239 i de olika förvarstyperna 2010, som också ges i tabellen, kan således uppskattas till en faktor 32 för BLA, en faktor 7 för BMA, en faktor 27 för BTF och en faktor 62 för SILON.

Dessa marginaler indikerar att för framtiden bör den mest aktiva massan, dvs massa från system 331, 342 och 324 tillföras SILON. Den förhållandevis låga marginalen för BMA kan förklaras med att från några stationer har just BMA-förvaret tillförts signifikanta mängder av 331- och 324-massor. Detta diskuteras mer nedan.

5 Osäkerheten i aktinidkvantifieringen

Allmänt gäller att det är väl känt i vilka förvar som 331/342-, 324- och 332-massan placerats. Därmed är det god kontroll över var nära 99 % av aktiniderna hamnar. De har fördelats mellan SILON, BMA och BTF-förvaren. Fördelningen mellan förvaren av de resterande 1,3 % i skrot kan relativt säkert avgöras.

Vilka osäkerheter gäller för uppskattningarna ovan?

1) *I det totala SFR1-inventariet*

Som diskuterats ovan är enda signifikanta bidraget till aktinider i SFR1 bränsle som löses upp under drift. I avsnitt 2.4 visas att bränsleupplösning och effekter av sådana händelser kan kvantifieras på ett antal oberoende sätt. Allmänt gäller att det råder mycket god överensstämmelse mellan dessa olika metoder. Noggranna massabalanser för hur det upplösta bränslet fördelar sig i reaktorsystemen kan upprättas.

Rapporteringen av aktinider till SFR1 från verken och CLAB görs enligt /3-1/ med resultat av alfaspektrometriska mätningar av reaktor- och bassängvatten. Det råder mycket god överensstämmelse mellan dessa rapporterade värden och på andra och oberoende sätt uppskattade mängder som förs till SFR1. Som exempel kan nämnas att med alternativa metoder har uppskattats att mellan 700 och 900 g upplöst bränsle har tillförts SFR1, vilket ska jämföras med rapporterad mängd, 880 g. Intervallet förklaras med vilken utbränningsnivå som gäller vid upplösning av bränslet. Ansätts en utbränningsnivå för allt bränsle på mindre än ca 13 MWd/kg*U gäller den låga uppskattningen 700 g. Ansätts en högre utbränningsnivå över ca 13 MWd/kg*U gäller 900 g. Sanningen ligger någonstans mellan dessa gränser, troligen närmare 900 än 700 g.

Osäkerheten i enskilda prover vid mätning uppskattas till 30 % (1σ). Osäkerheten är slumpmässig, se diskussioner i /2-3/. Då ett stort antal prover mäts och utnyttjas för rapporterade inventarier, kommer den totala osäkerheten i inventariet att reduceras omvänt proportionellt mot roten ur antalet (n) prover, $1/\sqrt{n}$. Förutom mätmässiga osäkerheter tillkommer osäkerheter som beror på variationer i flödesrater och i filtereffektivitet. Även dessa osäkerheter bör vara statistiskt slumpmässiga. Görs inga (grova) systematiska fel, kommer därför kvantifieringen av det totala SFR1-inventariet att vara bestämd med god noggrannhet, uppskattningsvis med en osäkerhet på 10 % (på 1σ nivån). Ett antal studier har gjorts av nuvarande mätmetoder och samtliga dessa studier visar att inga systematiska felaktigheter begås vid mätningarna. Resultaten av dessa studier har summerats i /2-3/.

2) *I uppskattad fördelning mellan förvarstyperna i SFR1*

Det är inte möjligt att göra en korrekt statistisk analys av osäkerheten i den uppskattade fördelningen av aktiniderna i de olika förvarstyperna enligt tabell 4-4. Däremot är det möjligt att bedöma rimligheten i den uppskattning som ges under rubriken "Uppskattad mängd Pu-239 i SFR1-förvaren 1998" i tabell 4-4 med utgångspunkt från andra data i samma tabell och med data från tabell 4-3. I tabell 4-3 ges rapporterade mängder Pu-239 i de olika filtermassorna och i skrot vid utgången av 1998, totalt 3,5 g.

Som diskuterats ovan används Pu-239 för denna analys då denna nuklid är enklast att kvantifiera och är minst beroende av utbränningen hos det bränsle som löses upp, se figurerna 2-4 och 2-5. Denna egenskap gör också att denna nuklid ger säkrast resultat vid uppskattning av mängden upplöst bränsle. För beräkning av mängden upplöst bränsle med utgångspunkt från Pu-239 uttryckt i gram kan denna mängd multipliceras med en faktor mellan 200 och 250 beroende på utbränningen. Har det bränsle som löses upp en utbränning under 13 MWd/kg*U ska faktorn 250 användas. Vid högre utbränningsnivå ska faktorn 200 användas. Då erhålls en god uppskattning av mängden upplöst bränsle uttryckt i gram.

Information om hur olika jonbytmassa har behandlats under åren har erhållits från /5-1-5-5/. Rimligheten i den uppskattade fördelningen i förvaren i SFR1 ges av följande:

Aktinider i SILON

Normalt läggs all 331- och 324-massa i SILON. Undantag från denna regel är Ringhals, som under något/några år, 1987-88 tillförde BMA förvaret ingjuten 331-massa och OKG som producerade 331- och 324-massa under 70 talet till BMA /5-4/. Det innebär att 331 och 324 massa från ca 16 reaktorår av ca 185 tillfördes BMA från Ringhals och OKG. Vid Forsmark har en del 324-massa tillförts BMA under driftåren på 80-talet /5-5/.

Om vi uppskattar att 90 % av 331/342-massan och 70 % av 324-massan tillförts SILON motsvarar detta 2,93 g enligt tabell 4-3. Enligt uppskattningen i tabell 4-4 skulle SILON tillföras 2,66 g. Beaktas en osäkerhet på 10 % i uppskattningen i tabell 4-4 skiljer sig inte dessa uppskattningar åt. Det innebär att uppskattningen i tabell 4-4 är rimlig. Möjligt kan något större mängder 331- och 324-massa ha tillförts BMA.

Aktinider i BMA

BMA-förvaret har tillförts den 331/342- och 324-massa från OKG, Ringhals och Forsmark som inte tillförts SILON dvs ca 10 % av aktiviteten i 331-massa och 30 % av den i 324-massan. Uppskattningsvis 50 % av 332-massan har tillförts BMA. Med data från tabell 4-3 uppskattas BMA tillföras 0,62 g Pu-239. Vilket kan jämföras med den i tabell 4-4 uppskattade mängden 0,74 g. Även skillnaden mellan uppskattningen i tabell 4-4 och rimlighetsuppskattningen ligger inom felmarginalen.

Summerar man Pu-239-mängderna enligt uppskattningen i tabell 4-4 för SILON och BMA, innehåller dessa förvar 3,4 g Pu-239 (vilket motsvarar 680 till 850 g upplöst bränsle). Samma summa enligt uppskattningen i tabell 4-3 blir 3,4 g. Summamängderna för mängderna av Pu-239 i SILON och BMA-förråden stämmer således mycket bra överens med den uppskattning som gjorts i tabell 4-3. Eventuella avvikelser ligger inom osäkerhetsmarginalerna.

Aktinider i BTF 1 och 2

BTF-förvaren har bland annat tillförts förbrukad pulvermassa från system 332 och aktivitet från ”skrot” med hög uppmätt aktivitet. Som exempel kan nämnas att 90 % av 332-massan från OKG har tillförts BTF /5-4/. Till detta kommer att BTF kan tillföras kollin med relativt höga aktivitetsinventarier, som betecknats som skrot och mätts in i denna kategori. Det kan vara utbytta komponenter med relativt stor ytkontamination.

Huvuddelen av den aktivitet som ingår i den kolumn som betecknas med "skrot" enligt tabell 4-3 har tillförts BTF 1 eller 2. Som exempel har nästan all skrot från OKG tillförts BTF 1 eller 2. Därför har den allra största mängden Pu-239 i skrot enligt tabell 4-3, 0,046 g, tillförts BMA. Antar vi vidare att 50 % av 332-massan tillförts BTF ska detta förvar innehålla ca 0,080 g Pu-239, vilket ska jämföras med uppskattningen i tabell 4-4, 0,11 g Pu-239 (mellan 22 och 28 g bestrålat bränsle).

Aktinider i BLA-förvaret

BLA-förvaret innehåller kollin i containrar. Detta avfall har litet eller mycket litet aktivitet innehåll. Aktinidaktiviteten i detta avfall blir därmed också mycket låg. Eventuell aktivitet kommer från kontaminerade primärsystemsytor. Uppskattningen av den mängd Pu-239 som tillförts BLA-förvaret i tabell 4-3 blir därmed rimlig.

Enligt tabell 4-4 uppskattas den Pu-239-mängd som tillförts BLA-förvaret till 0,0025 g (ekvivalent med 0,5 till 0,63 g bestrålat bränsle). Detta är mindre än 1 ‰ av den totala mängden som tillförts SFR. Enda möjligheten som står till buds att uppskatta mängden Pu-239 (upplöst bränsle) i BLA-förvaret är den i tabell 4-4 använda metoden. Den rimlighetsanalys som kan göras av denna uppskattning blir mer av induktiv natur. Samma metod för uppskattning enligt tabell 4-4 användes ovan för SILON-, BMA- och BTF-förvarstyperna och gav här en rimlig överrensstämmelse med andra uppskattningar. Därför kan man anta att metoden för kvantifiering enligt tabell 4-4 ger ett tillräckligt noggrant resultat. Det finns ingen mekanism som gör att aktiniderna anrikas före de tillförs BLA.

SAMMANFATTNING av aktinidfördelningen i SFR1-förvaren

Från uppstart av stationerna uppskattas att ca 2,2 kg bränsle totalt lösts upp under drift med bränsleskador. Ca 40 % av detta bränsle, ca 880 g, beräknas ha tillförts SFR1. Rapporterade mängder visar att mellan 700 och 900 g bestrålat bränsle har tillförts SFR1 till och med 1998. Den enda signifikanta källan för aktinider till SFR1 är uran från defekta bränslestavar. Osäkerheten i dessa beräkningar uppskattas till 10 % (1 σ).

Mängden av bestrålat bränsle i de fyra SFR1-förvaren har uppskattats dels genom hur Co-60 fördelats mellan förvaren och dels genom rimlighetsanalys. Som grund för uppskattningarna har Pu-239 använts. Vid utbränningsnivåer under ca 13 MWd/kg*U innehåller bränslet ca 0,4 % Pu-239 och över denna utbränning har 0,5 % ansatts. Mängden upplöst bränsle har därför uppskattats genom att uppskattad Pu-239 mängd multiplicerats med 250 respektive 200.

I tabellen nedan ges uppskattad mängd Pu-239 och motsvarande mängder uttryckt i gram upplöst bränsle som tillförts de olika SFR1-förvaren.

I tabell 5-1 sista raden ges en prognos över den framtida fördelningen av aktinider i SFR1-förvaren. Denna prognos grundar sig på fördelning av Co-60 i de olika avfallsströmmarna som diskuterats ovan. Reaktorreningssystemet är den dominerande källan, ca 61 % av alla aktinider kommer härifrån. 35 % kommer från bassängreningssystemet, 2 % från kondensatreningssystemen och resterande 1,3 % från skrotavfall. Denna fördelning är tagen från rapporterade värden. Den framtida strategin är att placera all 331- och 324-massa i SILON, dvs 96 %. 332-massan och det mest aktiva skrotet placeras i BMA, dvs 2 % plus den största andelen av 1,3 % från skrotavfall.

Tabell 5-1. Fördelning av aktinider i BLA, BMA, BTF 1- och 2-förvaren samt SILON i SFR1.

Uppskattad mängd Pu-239 i SFR1-förvaren 1998				
<i>Förvar</i>	<i>BLA</i>	<i>BMA</i>	<i>BTF 1+2</i>	<i>SILON</i>
Pu-239 (g)	0,0025	0,74	0,11	2,66
Uppskattad mängd upplöst bränsle i SFR1-förvaren 1998				
Som bestrålat bränsle (g)	0,4–0,6	150–180	22–28	530–670
Från rapporterade mängder beräknat utfall som g bestrålat bränsle				
Som bestrålat bränsle (g)	0,4–0,6	140	20	660
Fördelning (%)	0,06	17	2,4	80
Prognos framtida fördelning (%)				
	<0,1	3,5	0,4	96

Tabellen visar att det råder god överensstämmelse mellan den i de olika förvaren uppskattade mängden upplöst bränsle som tillförts förvaren med den mängd som rapporterats.

6 Referenser

Kapitel 2

- 2-1 **Riggare P, 1998-05-29.** SFR1 – Redovisning av transuraner och ⁹⁰Sr i driftavfall 1997. SKB Drift PM 98/14.
- 2-2 **Ingemansson T, 1998-05-05.** ALARA 2000-3. Uppföljning av transurankontaminering. ALARA Engineering rapport 97-0038R.
- 2-3 **Ingemansson T, 1999.** Nuklidinventariet i SFR1 (NIIS). SSI P 1134.99.
- 2-4 **Ingemansson T, september 1997.** Bränsleskador i BWR. ALARA Engineering rapport 95-0116R.

Kapitel 3

- 3-1 **Johansson C, 1999-12-17.** Bestämning av transuraner och Sr-90 i reaktoravfall. SKB Drift PM 99/11.
- 3-2 **Ingemansson T, Bergström C, 1999-04-15.** Index för karaktärisering av utsläpp av radioaktiva ämnen från kärnkraftverk. SSI P 1115.98.
- 3-3 **Grahn P, 1988.** Uppskattning av transuraninnehållet i avfall. OKGPM Reg. Nr. OKG-2/88.
- 3-4 **Aronsson P O, 1993.** Pu-239 i reaktoravfall från Ringhals 1-4 under åren 1974–1987. PR-Rapport 1258/93.

Kapitel 4

- 4-1 **SSR för SFR.** 1993-05-14.
- 4-2 **Riggare P, 1999.** SFR1 – Årsrapport över deponerade mängder, aktivitetensinnehåll och övriga ämnen, 1998. SKB PM Drift 99/03. Reg. Nr. DS 243.
- 4-3 **Riggare P, 1995-12-06.** Prognos över utnyttjande av SFR1/revision 1. SKB Anläggningar PM 95/18 rev 1.

Kapitel 5

- 5-1 Jansson E, 1999-12-01. Personligt meddelande. Forsmarksverket.
- 5-2 Aronsson P O, 1999-12-01. Personligt meddelande. Ringhalsverket.
- 5-3 Jönsson J-E, 1999-12-01. Personligt meddelande. Barsebäcksverket.
- 5-4 Ingemansson K-E, 1999-12-02. Personligt meddelande. Oskarshamnsverket.
- 5-5 Rooth T, 1999-12-01. Personligt meddelande. Forsmarksverket.