



Statens strålskyddsinstitut
Swedish Radiation Protection Institute

Postadress
171 16 STOCKHOLM

Gatuadress
Karolinska sjukhuset
Solna

Telefon
08-729 71 00

Cilla Lyckman

Radionuklidinnehåll i utbränt kärnbränsle Beräkningar med ORIGEN2



ISSN 0282-4434

Pris: 50 kronor



Nummer / Number:

96-03

Datum / Date of Issue:

1995-11-27

Antal sidor / Number of

pages: 34

ISSN:

0282-4434

Titelblad / Title page

Författare / Author:

Cilla Lyckman

Avdelning / Division:

Enheten för avfall och miljö

Dokumentets titel / Title of the document:

Radionuklidinnehåll i utbränt kärnbränsle. Beräkningar med ORIGEN2.

Radionuclide composition in nuclear fuel waste. Calculations performed by ORIGEN2.

Sammanfattning / Abstract:

I rapporten redovisas beräkningar av nuklidinnehåll i använt kärnbränsle. Neutronemissionen från bränslet har också studerats, då den är betydelsefull under transporter. Beräkningarna har utförts av programmet ORIGEN2. Jämförelser har gjorts med tidigare beräkningar av äldre versioner av programmet och skillnader har upptäckts som påvisar förbättringar genom uppdatering. Arbetet har utförts inom ramen för projekt MKB-95.

The report accounts for results from calculations on the content of radionuclides in nuclear fuel waste. It also accounts for the results from calculations on the flow of neutrons from the spent fuel, which is very important during the transports. The calculations have been performed by the software ORIGEN2. The results have been compared to other results from earlier versions of ORIGEN and some differences have been discovered. This is due to improvements by updating of the software. The work has been conducted within the framework of project MKB-95.

Nyckelord (valda av författaren) / Key words (chosen by the author):

Utbränning, anrikning, aktivitetsinnehåll, neutronemission, ORIGEN2, använt kärnbränsle, nuklid, aktiveringsprodukter, aktinider, fissionsprodukter.

Radionuklidinnehåll i Utbränt Bränsle

beräkningar med ORIGEN2



Radionuklidinnehåll i Utbränt Bränsle

beräkningar med ORIGEN2

Av

Cilla Lyckman

Innehåll

1. INTRODUKTION	3
2. ORIGEN2	4
2.1 Programmets huvudprincip	4
2.2 Biblioteken	4
2.2.1 Sönderfallsbiblioteket	4
2.2.2 Fotonbiblioteket	5
2.2.3 Tvärsnittsbiblioteket	5
2.3 Ekvationer	5
2.3.1 Huvudekvationen	5
2.3.2 Beräkning av neutronflödet	6
2.4 Lösningsmetod	6
2.5 Programmets funktion	8
2.5.1 Indatafilen	8
3. INDATA FÖR REFERENSFALLET	9
4. RESULTAT	11
4.1 Känslighetsanalyser	11
4.1.1 Variation av längden på utbränningsstegen	11
4.1.2 Jämförelse mellan biblioteken PWRUS och PWRUE	13
4.1.3 Variation av anrikningsgraden	14
4.1.4 Utbrännings inverkan på produktionen av plutonium och americium	15
4.2 Aktivitet	15
4.2.1 Aktiveringsprodukter i bränslekapslarna	17
4.2.2 Aktinider	20
4.2.3 Fissionsprodukter	22
4.3 Neutronemission	25
4.3.1 Spontan fission	25
4.3.2 (α ,n)-reaktioner	26
4.4 Anrikning och utbränning	26
5. REFERENSER	28
APPENDIX A	29

1. INTRODUKTION

Det huvudsakliga syftet med rapporten är att redovisa ett nuklidinventarium för använt kärnbränsle. Det pågår omfattande arbeten med det planerade slutförvaret och för konsekvensanalysen av transporter, inkapsling och slutförvar krävs kännedom om bränslets nuklidinnehåll både under korta och långa tidsperioder.

Beräkningarna har gjorts som en del av förberedelserna inför den kommande granskningen av slutförvaret och av transporterna av använt bränsle mellan kraftverken och CLAB samt mellan CLAB och slutförvaret. Under transporter och annan hantering av bränslet är även neutronemissionen av stort intresse och denna har därför studerats.

Beräkningarna har utförts med hjälp av programmet ORIGEN2, som har utvecklats vid Oak Ridge National Laboratory, USA, efter ett flertal uppdateringar av programmet ORIGEN. Många av de tidigare beräkningarna som har redovisats har utförts med de äldre versionerna och behöver därför jämföras med nya resultat. I samband med arbetet med denna rapport har en mer lättbegriplig användarhandledning för ORIGEN2 tagits fram i syfte att underlätta för användning av programmet för beräkningar av nuklidinnehåll i använt reaktorbränsle.

De flesta beräkningarna har utförts för bränsle representativt för en PWR-reaktor med samma dimensioner som Ringhals 3 och med utbränningen 40 GWd/tonU. Bränslets anrikning har antagits vara 3.2% och medeleffekten har antagits vara 38.5 MW/tonU. Beräkningarna har gjorts för bränsle med föroreningar samt kapslar m.m. av Zircalloy, Inconel och rostfritt stål.

Beräkningarna omfattar bränslets aktivitet och neutronflödet från bränslet vid olika tidpunkter. I appendix A redovisas individuella nuklidens aktivitet vid olika tidpunkter efter avslutad utbränning.

I bränslekapslarnas metalldelar bildas många aktiveringsprodukter som inte får försummas i beräkningarna av den totala aktiviteten. Om man av ekonomiska eller tekniska skäl vill byta ut materialet i kapslarna är det intressant ur bl.a strålskyddssynpunkt att veta vilka konsekvenserna blir. En förutsättning för en sådan bedömning är kännedom om nuklidinventariet och därför har separata beräkningar för kapselmaterialet utförts.

För att analysera programmets känslighet och tillförlitlighet har utbränning och anrikning varierats och resultaten har jämförts. Två olika biblioteksfiler som är optimerade för olika utbränningsgrader har jämförts och intervallen på utbränningsstegen i programmets utbränningsberäkningar har varierats.

För att läsaren skall kunna bilda sig en uppfattning om hur pålitliga och noggranna beräkningarna är innehåller rapporten också en kort beskrivning av ORIGEN2:s huvudprincip och beräkningsmetoder.

2. ORIGEN2

Beräkningarna har utförts med hjälp av programmet ORIGEN2 (Oak Ridge Isotope GENERation and depletion code - Matrix exponential method). Nedan redovisas kort programmets principer, uppbyggnad och lösningsmetoder för att ge en bakgrund till programmets noggrannhet och tillförlitlighet.

2.1 Programmets huvudprincip

ORIGEN2 är ett kraftfullt program för beräkning av nuklidinnehåll i olika radioaktiva material och används främst för att beräkna innehållet i använt reaktorbränsle. Huvudprincipen är att förekomsten av varje nuklid beräknas vid olika tidpunkter och läggs i vektorer som sedan kan användas för utskrift och vidare beräkningar. För att korrekt bedöma resultaten skall det påpekas att dessa redovisas per ton uran, med uran menas rent uran, *inte* urandioxid.

Programmet byggs upp kring biblioteken som innehåller information om 1300 nuklider (varav 300 stabila). Nukliderna delas in i tre grupper: 130 aktinider, 850 fissionsprodukter och 720 aktiveringsprodukter. Några nuklider förekommer i mer än en grupp, därför blir det totala antalet nuklider i alla grupper 1700.

ORIGEN2 är skrivet i Fortran men användartvårsnittet kräver inga kunskaper i Fortran.

2.2 Biblioteken

Det finns tre olika bibliotek med olika innehåll:

1. Sönderfallsdata
2. Fotodata
3. Tvärsnittsdata

All data som finns i biblioteken härrör ur litteratur enligt [1].

2.2.1 Sönderfallsbiblioteket

Sönderfallsbiblioteket används för alla beräkningar med ORIGEN2. Det innehåller bl.a:

- En lista över alla nuklider
- Nuklidernas halveringstider.
- Gammaenergier för nuklidernas sönderfall.
- Isotopsammansättning för de naturligt förekommande elementen.

Nuklidlistan beskriver alla nuklider med ORIGEN2:s speciella nuklididentifikatorer:

$$\text{Nuklid} = 10\,000 \cdot Z + 10 \cdot A + M$$

där Nuklid = sexsiffrig kod som identifierar nukliden
Z = Nuklidens atomnummer
A = Nuklidens atommassa (heltal)
M = Isomertillstånd; 0 = grundtillstånd, 1 = exciterat tillstånd

den sexsiffriga koden för elementen är:

$$\text{Element} = 10\,000\text{-Z}$$

Kännedom om dessa koder krävs för användning av programmet eftersom de i indatafilen används för att ange nuklidsammansättningen av olika material.

2.2.2 Fotonbiblioteket

Fotonbiblioteket innehåller antalet fotoner per sönderfall för nukliderna. Nukliderna är uppdelade på 18 energigrupper beroende på vilken fotonenergi de avger. Gruppen med den lägsta energin omfattar nuklider med energier mellan 0 och 0.02 MeV och gruppen för de högsta omfattar energier mellan 8 och 11 MeV.

2.2.3 Tvärsnittsbiblioteket

Tvärsnittet är beroende av reaktortyp och utbränning. Tvärsnittsbiblioteket innehåller tvärsnitt för (n, γ), (n,2n), (n,3n) och (n,fission)-reaktioner för aktiniderna samt (n,p) och (n, α)-reaktioner för aktiveringsprodukter och fissionsprodukter. Där finns även fissionsproduktsutbyten för vissa aktinider.

2.3 Ekvationer

ORIGEN2 arbetar i huvudsak med två ekvationer för beräkning av bestrålning, utbränning och sönderfall. Under beräkningens gång har nuklidkompositionen enheten g/atomer. När resultatet skall skrivas ut (i utdatafilen) görs beräkningar för att omvandla resultatet till de storheter som användaren angivit.

2.3.1 Huvudekvationen

Programmets centrala ekvation är en första ordningens inhomogen differentialekvation. Ekvationen beskriver hastigheten med vilken mängden av varje nuklid förändras:

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N l_{ij} \lambda_j X_j + \phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i + r_i) X_i + F_i \quad (1)$$

- där
- X_i = atomdensiteten för nukliden i
 - N = antal nuklider
 - l_{ij} = del av radioaktivt sönderfall av nukliden j som resulterar i nukliden i
 - λ_j = sönderfallskonstant för nukliden j
 - ϕ = positions- och energimedelvärde av neutronflödet
 - f_{ik} = del av neutronabsorptionen hos nukliden k som resulterar i nukliden i
 - σ_k = neutronabsorptionstvärsnittets medelvärde för nukliden k
 - r_i = kontinuerlig bortförelshastighet av nukliden i från systemet, i de flesta fall = 0
 - F_i = kontinuerlig matningshastighet av nukliden i till systemet, i de flesta fall = 0

Ekvationens första term beräknar tillskottet av nukliden från radioaktivt sönderfall av andra nuklider. Den andra termen beräknar produktionen av nukliden genom neutroninfångning. Den tredje termen beräknar förlusten av nukliden genom radioaktivt sönderfall (λ_j), neutronabsorption (σ_i) och eventuell kontinuerlig bortförelse (r_i). Den sista termen lägger till en kontinuerlig nuklidmatning om sådan existerar.

2.3.2 Beräkning av neutronflödet

Vanligen känner man till medeleffekten och då återstår det för ORIGEN2 att beräkna neutronflödet från bränslet under utbränningen. Eftersom neutronflödet ändras kontinuerligt måste ett medelflöde beräknas. Den första approximationen av neutronflödet fås genom:

$$\phi = \frac{6.242 \cdot 10^{18} P}{\sum_i X_i^f \sigma_i^f R_i} \quad (2)$$

där ϕ = momentana neutronflödet ($\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)
 P = effekt (MW)
 X_i^f = mängd fissila nuklider i i bränslet ($\text{g}\cdot\text{atom}$)
 σ_i^f = fissionstvärsnitt för nukliden i (barn)
 R_i = producerad energi per fission för nukliden i (MeV/fission)

Fortsatta beräkningar av flödet beskrivs i 2.4 (punkt 2).

Man bör veta att parametern R_i antas vara en funktion av den fissionerade nukliden enligt:

$$R_i (\text{MeV} / \text{fission}) = 1.29927 \cdot 10^{-3} (Z^2 A^{0.5}) + 33.12 \quad (3)$$

där Z och A är atomnummer och atommassan för den fissionerade nukliden. Värdena som beräknas enligt denna formel ligger inom 1% av experimentella data [1] för nukliderna mellan Th-232 och Pu-242. I den tidigare versionen av ORIGEN antog man det konstanta värdet 200 MeV/fission för samtliga nuklider. Antagandet visade sig vara alltför grovt och en förbättring har gjorts i ORIGEN2.

2.4 Lösningmetod

Användaren anger vanligen det färska bränslets och de obestrålade materialens sammansättning i indatafilen men givetvis kan en godtycklig sammansättning anges. Användaren anger också medeleffekten eller flödet som skall användas. Nuklidinnehållet i bränslet och konstruktionsmaterialen efter utbränning, bestrålning och sönderfall beräknas i tre steg för varje utbrännings- och sönderfallsintervall:

1. ORIGEN2 gör ett ekvationssystem med en differentialekvation (ekvation 1) för varje nuklid. Parametrarna i systemet bildar elementen i den så kallade överföringsmatrisen. ORIGEN2 approximerar medelvärdet av materialutbränningen för varje tidsintervall, bestämmer genom interpolation tvärsnitten (som är utbränningsberoende) för aktinider och fissionsprodukter och för sedan in dem i överföringsmatrisen.

2. När överföringsmatrisen är skapad är nästa steg att beräkna neutronflödet (om effekten är given) utgående från ekvation 2. Nackdelen med ekvationen är att den ger det momentana neutronflödet vid utbränningsens början och inte ett medelflöde för hela utbränningen. För att få medelflödet över hela utbränningen görs i ORIGEN2 en Taylorutveckling av ekvation 2 med avseende på mängden fissila nuklider (X_i^f), som ju är tidsberoende. Medelvärde av neutronflödet erhålls genom att integrera utvecklingen över längden av utbränningsintervallet och dividera resultatet med samma längd. Medelvärdet av neutronflödet divideras sedan med neutronflödet för föregående utbränningsintervall (som är 1.0 för det första intervallet). Kvoten används sedan för att få det rätta flödet för utbränningsintervallet. För det omvända fallet, då användaren har angett flödet, beräknas medeleffekten genom att integrera motsvarande Taylorutveckling över utbränningsintervallet. Medeleffekten är endast praktiskt som indata och det är flödet som används för beräkningen av överföringsmatrisens element. Kvoten som erhålls vid beräkningen multipliceras med de neutronflödesberoende transformationshastigheterna i överföringsmatrisen för att få det rätta flödet för utbränningsintervallet.
3. Det sista steget i beräkningsproceduren är att lösa systemet av differentialekvationer. Eftersom det finns N st nuklider så kommer man att få N st likartade differentialekvationer, en för varje nuklid. Lösningarna till dessa ekvationer ger nuklidsammansättningen vid slutet av varje tidsintervall. Enligt ekvation 1 skulle det vara möjligt att varje nuklid i produceras av alla de andra ($N-1$) nukliderna. I verkligheten har dock en nuklid i medeltal mindre än 12 modernuklider. Beräkningarna omfattar 1700 nuklider, därför kommer minst $1700 - 12 = 1688$ av koefficienterna framför X_j i ekvationens högerled att vara nollvärda. Det totala resultatet blir en 1700×1700 matris där 99.3% av elementen är nollor. Detta utnyttjas (i syfte att spara på minnet) med en speciell indexeringsteknik som enbart lagrar de icke nollvärda elementen i matrisen. Det enklaste sättet att lösa ekvationssystemet är genom matris-exponentialmetoden, men överföringsmatrisens egenvärden har olika storleksordningar (på grund av de kraftigt varierande halveringstiderna), vilket försvårar lösningen med exponentialmetoden. Detta problem kringgås genom att dela upp problemet i tre delar och använda asymptotiska lösningar för uppbyggnads- och sönderfallsekvationerna. Man börjar med att införa en lösning för nuklider med korta halveringstider (<14.4% av tidsintervallet för den aktuella beräkningen) och som inte har långlivade modernuklider. Dessa nuklider kommer att nå en konstant koncentration under det aktuella tidsintervallet och en asymptotisk lösning kan därför användas för att beräkna koncentrationen vid tidsintervallets slut. Den andra delen av den sammansatta lösningen förbereds genom att reducera överföringsmatrisen och behålla de långlivade nukliderna. Det reducerade ekvationssystemet löses sedan med matris-exponentialmetoden som i det homogena fallet (ingen kontinuerlig materialmatning, r_i och F_i i ekvation 1 är nollvärda) blir enkelt. Den sista delen av den sammansatta lösningen gäller för kortlivade nuklider med långlivade modernuklider. Man använder Gauss-Seidels algoritmen för att få fram de asymptotiska lösningarna för dessa nuklider.

2.5 Programmets funktion

Programmet fungerar i sin helhet på följande sätt:

1. Inläsning av biblioteken.
2. Inläsning av bränslesammansättningen och föroreningar samt sammansättningen av strukturmaterielen.
3. En beräkningsloop börjar.
4. Beräkning av nuklidinnehållet efter utbränning av bränslet till en viss av användaren specificerad utbränningsgrad. Beräkning av nuklidinnehållet i strukturmaterielen som bestrålas under samma tid som utbränningen av bränslet.
5. Beräkning av sönderfallet för nukliderna en viss tid efter uttaget ur reaktorn.
6. Beräkningsloopen slutar
7. Beräkning av parametrarna som skall skrivas ut. Beräkningarna utförs genom multiplikation med omvandlingsfaktorer.
8. Utskrift av resultaten

Punkterna 1, 2 och 6 utförs endast en gång per körning av programmet, medan 3 och 4 utförs många gånger (10-1000 gånger beroende på hur många utbrännings- och sönderfallsintervall användaren har valt). Punkt 5 utförs ett fåtal gånger under en körning (1-24 gånger beroende på hur många parametrar som skall skrivas ut).

2.5.1 Indatafilen

Användaren konstruerar en indatafil som består av fyra delar med olika innehåll:

1. Inläsningen av alla bibliotek och de materialsammansättningar som skall beaktas styrs i den första delen.
2. Styr beräkningen av bränslets utbränning samt bestrålningen av metalldelarna. Utbränningen delas upp i flera utbränningsintervall för att förbättra noggrannheten. Det är dessa utbränningsintervall som diskuteras på flera ställen i rapporten.
3. Den tredje delen är utdatamodulen och där styrs beräkningen av sönderfallet för nukliderna i det använda bränslet och metalldelarna. Dessutom anges vilken information utdatafilen skall innehålla.
4. Den fjärde delen innehåller den ursprungliga sammansättningen av bränslet och metalldelarna.

3. INDATA FÖR REFERENSFALLET

De flesta beräkningarna (där annat inte anges) har jag använt mig av bränsle och kapslar representativa för en PWR-reaktor av Westinghousetyp. Reaktorn och bränslet har samma dimensioner som Ringhals 3. Medeleffekten är 38.5 MW/tonU och utbränningen är 40 GWd/tonU. Bränslet har anrikningen 3.2% U-235 och 0.029% U-234 (resten U-238). Två uppehåll på vardera 106 dygn har gjorts med jämna mellanrum (346 dygn eller 13.3 GWd/tonU). Biblioteket för standardutbränning (PWRUS) används.

Det använda bränslets nuklidsammansättning beror endast mycket svagt på avbrottens längd och antal (åtminstone efter en längre tids avklingning) och kan försummas i detta sammanhang, som syftar till att uppskatta nuklidinventariet i ett slutförvar.

Det är svårt att veta exakt vilka föroreningar som förekommer i bränslet men jag har antagit föroreningar enligt tabell 1 [6]. Kapslingsmaterialen består av standardlegeringarna Zircalloy-4, SS-304 och Inconel-718. Sammansättningen av dessa metaller finns i tabellerna 3-5 [6].

Förekomsten av metallerna i de olika zonerna i reaktorn (tabell 2) har beräknats enligt proportionalitetsprincipen ur data från [6].

Tabell 1: Föroreningar i bränslet

Element	g/tonU	Element	g/tonU	Element	g/tonU	Element	g/tonU
Li	1	B	1	C	89.4	N	25
O	134454	F	10.7	Na	15	Mg	2
Al	16.7	Si	12.1	P	35	Cl	5.3
Ca	2	Ti	1	V	3	Cr	4
Mn	1.7	Fe	18	Co	1	Ni	24
Cu	1	Zn	40.3	Mo	10	Ag	0.1
Cd	25	In	2	Sn	4	Gd	2.5
W	2	Pb	1	Bi	0.4		

Tabell 2: Data för metalldelarna

	Material	Massa kg/tonU
Bränslezon (fullt flöde)		
Bränslekapslar	Zircaloy-4	235.2
Spridare	Inconel-718	13.6
Bränsle-gas zon (flödet är 4.2% av det totala flödet från bränslet)		
Bränslekapslar	Zircaloy-4	12.7
Bränslefixeringsfjädrar	SS-304	11.4
Ändzonerna		
Topplatta	SS-304	15.1
Bottenplatta	SS-304	12.3
Skruvar mm	Inconel-718	1.5

Tabell 3: Elementsammansättning av Zircaloy-4

Element	g/kg metall	Element	g/kg metall	Element	g/kg metall	Element	g/kg metall
H	0.013	B	0.00033	C	0.12	N	0.08
O	0.95	Al	0.024	S	0.035	Ti	0.02
V	0.02	Cr	1.25	Mn	0.02	Fe	2.25
Co	0.01	Ni	0.02	Cu	0.02	Zr	979.11
Cd	0.00025	Sn	16	Hf	0.078	W	0.02
U	0.0002						

Tabell 4: Elementsammansättning av SS-304

Element	g/kg metall	Element	g/kg metall	Element	g/kg metall	Element	g/kg metall
C	0.8	N	1.3	Si	10	P	0.45
S	0.3	Cr	190	Ni	89.2	Mn	20
Fe	688.44	Co	0.8				

Tabell 5: Elementsammansättning av Inconel-718

Element	g/kg metall	Element	g/kg metall	Element	g/kg metall	Element	g/kg metall
C	0.4	N	1.3	Al	5.992	Si	1.997
S	0.07	Ti	7.99	Cr	189.753	Mn	1.997
Fe	179.766	Co	4.694	Ni	519.625	Cu	0.999
Nb	55.458	Mo	29.961				

4. RESULTAT

I följande kapitel redovisas slutresultaten och några reflektioner och förklaringar kring dem.

4.1 Känslighetsanalyser

För att undersöka hur känsligt och tillförlitligt ORIGEN2 är har några känslighetsberäkningar utförts. Resultaten redovisas nedan.

4.1.1 Variation av längden på utbränningsstegen

ORIGEN2 är känsligt för variationer av längden på utbränningsintervallen och man bör göra så korta och så många utbränningsintervall som möjligt. För att studera steglängdens betydelse gjordes en serie beräkningar på bränsle med föroreningar (tabell 1). Utbränningsgraden var 40 GWd/tonU och medeleffekten var 38.5 MW/tonU. Steglängden varierades från 0.5 GWd/tonU till 40 GWd/tonU. Resultaten har normerats till resultatet för steglängden 0.5 GWd/tonU som jag anser är en rimlig gräns för att få ett bra resultat utan alltför många utbränningsintervall (80 st). För fullständighetens skull gjordes en beräkning med steglängden 40 GWd/tonU, d.v.s. endast ett steg, och resultatet bekräftade givetvis att ett antal kortare intervall skall användas.

Diagram 1 visar hur aktiviteten för de tre nuklidgrupperna beror av utbränningsintervallens längd. Fissionsprodukterna är minst känsliga för variationer i steglängden och aktiniderna är mest känsliga för denna variation. En god noggrannhet fås vid steglängden 5 GWd/tonU. Vid steglängder under denna avviker värdena högst 3.8% från resultatet vid steglängden 0.5 GWd/tonU.

Diagram 1

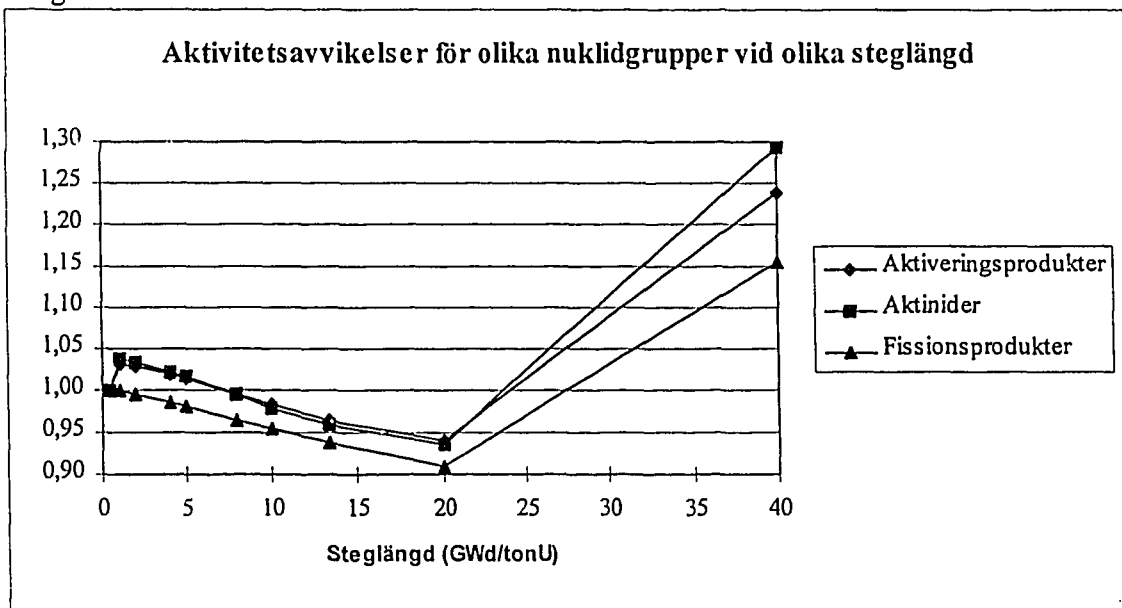
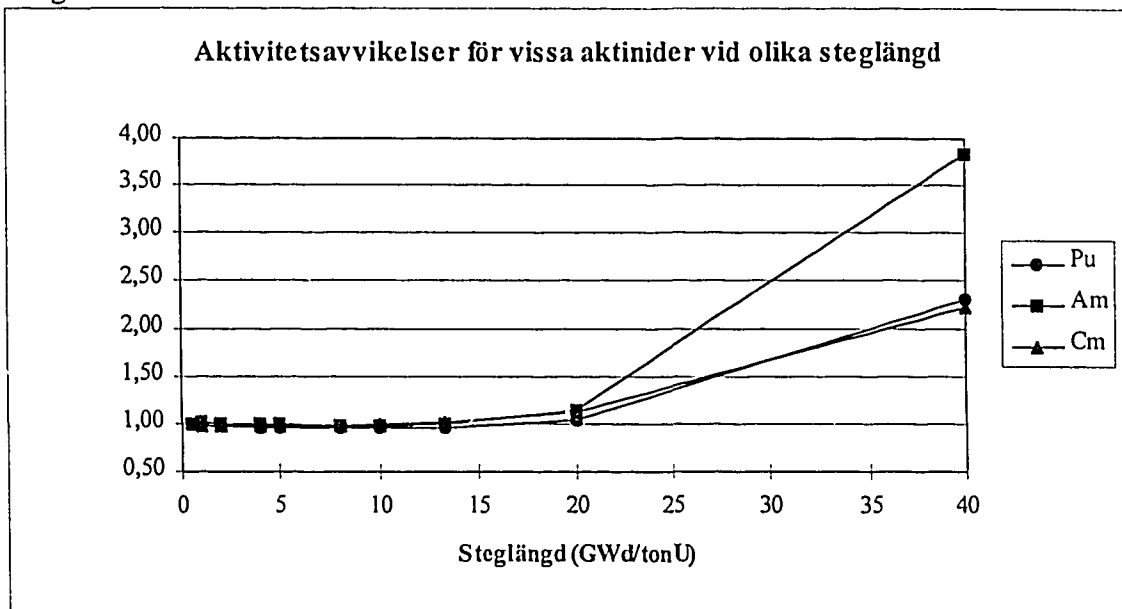


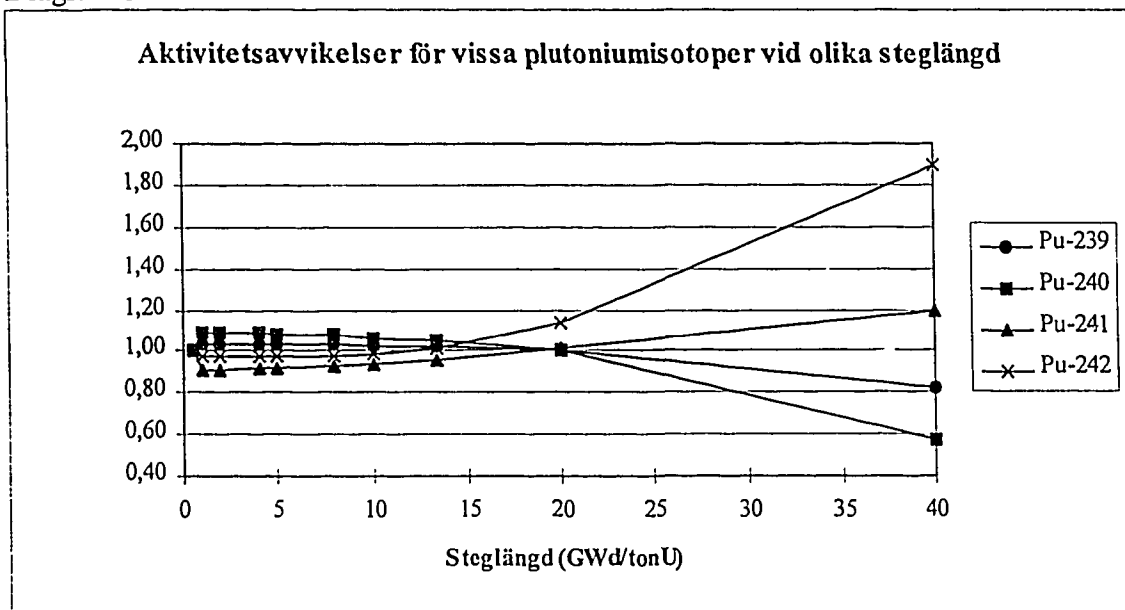
Diagram 2 visar resultat (motsvarande diagram 1) för några aktinider. Den aktinid som avviker mest vid långa steg är americium som vid ett steg på 40 GWd/tonU är ca fyra gånger större än värdet för steglängden 0.5 GWd/tonU. Vid korta steg är plutonium den känsliga aktiniden. Steglängder mindre än 20 GWd/tonU ger resultat som avviker mindre än 5.5% från resultatet för steglängden 0.5 GWd/tonU.

Diagram 2



Plutoniumnuklidernas aktivitet är intressant i det avseendet att de uppför sig olika vid olika utbränningsintervall. Detta visas i diagram 3. För mycket långa steg ökar aktiviteten från Pu-241 och Pu-242 medan aktiviteten från Pu-239 och Pu-240 minskar. Pu-242 är känsligast vid långa steg medan Pu-240 och Pu-241 också är känsliga för kortare steg. Vid steg kortare än 15 GWd/tonU avviker resultatet mindre än 9.3% från värdet för steglängden 0.5 GWd/tonU. Det är alltså lämpligt att använda en steglängd mindre än 5 GWd/tonU

Diagram 3



4.1.2 Jämförelse mellan biblioteken PWRUS och PWRUE

Två olika tvärsnittsbibliotek kan användas i beräkningarna för PWR-bränsle: PWRUS och PWRUE. PWRUS betyder Pressure Water Reactor Standard burnup och PWRUE betyder PWR Extended burnup. PWRUS har optimerats för utbränningar runt 35 GWd/tonU och PWRUE är optimalt för utbränningar mellan 45 och 50 GWd/tonU [6]. Jag har utfört beräkningar med båda biblioteken för att kvantitativt undersöka hur valet av bibliotek påverkar aktivitetsinnehållet i det använda bränslet.

Diagram 4 visar att överensstämmelsen mellan biblioteken är bäst vid utbränningsgrader runt 40 GWd/tonU. Vid utbränningsgrader under 40 GWd/tonU bör man använda PWRUS-biblioteken och vid högre utbränningsgrader bör man använda PWRUE. Avvikelseerna är störst för aktiveringsprodukterna och aktiniderna, men för vanligast förekommande utbränningsgrader väl under 10%.

Diagram 4

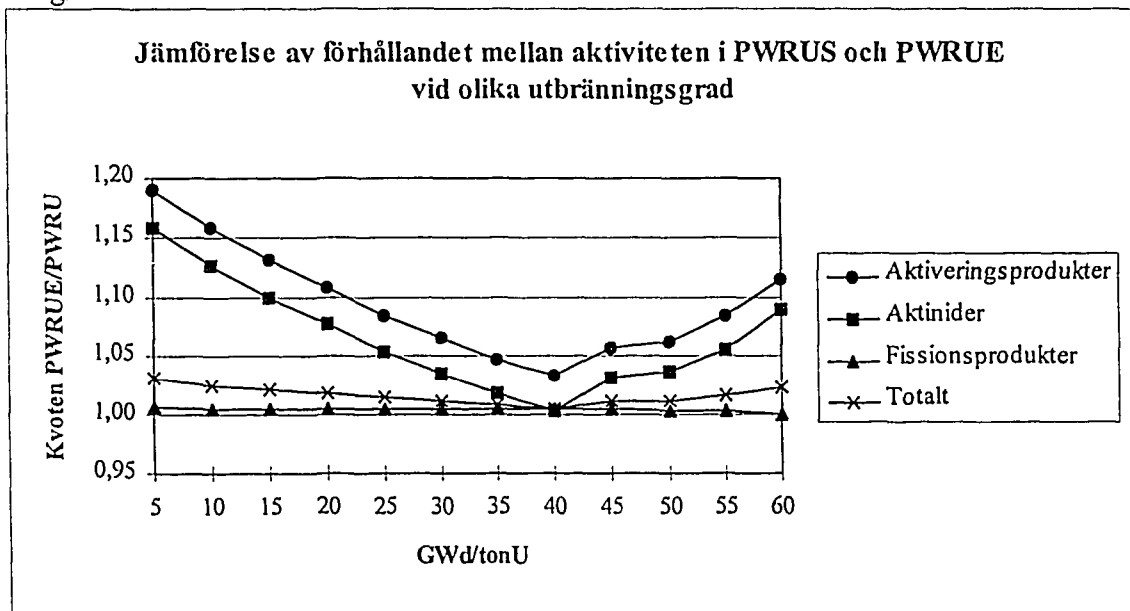
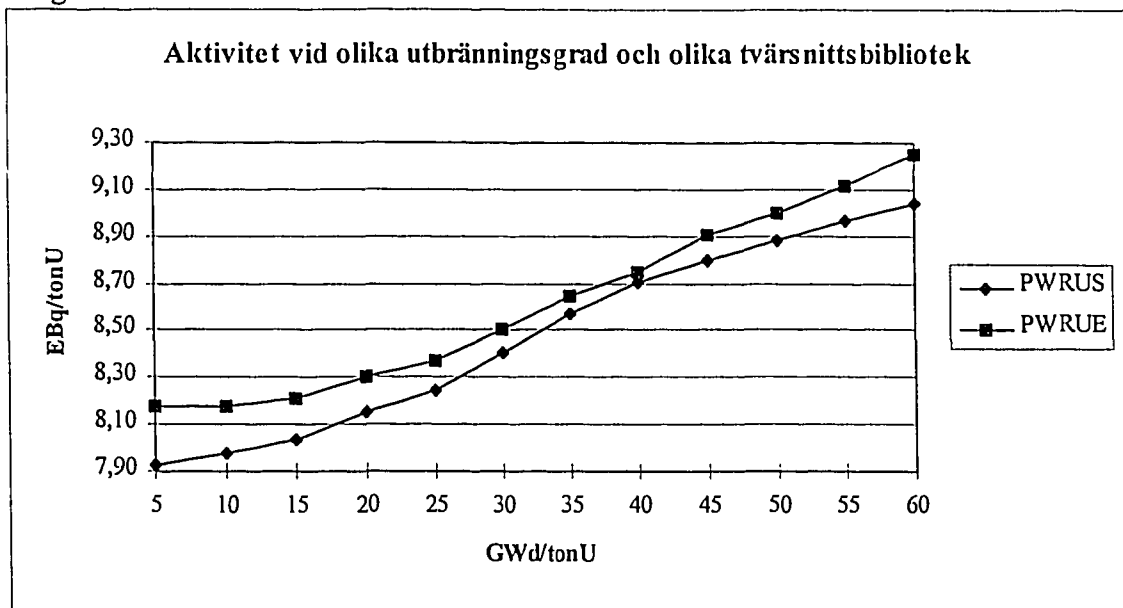


Diagram 5 visar det totala aktivitetsinnehållet som funktion av utbränningen vid användande av PWRUS respektive PWRUE. Observera att aktiviteten anges i EBq/tonU ($E = \text{Exa} = 10^{18}$). Alla beräkningar i denna rapport använder sig av PWRUS-biblioteken då inget annat anges.

Diagram 5



4.1.3 Variation av anrikningsgraden

Om man skulle vilja använda en annan anrikning av bränslet (av tekniska eller ekonomiska skäl) är det viktigt, bl.a. ur slutförvarssynpunkt, att veta hur detta påverkar nuklidinnehållet i det använda bränslet. Jag har utfört beräkningar på hur bränslets anrikning påverkar det använda bränslets aktivitet omedelbart efter uttaget ur reaktorn.

Det totala aktivitetsinnehållet avtar med ökande anrikning (U-235), se tabell 6. Den totala aktiviteten avtar med ca 7% vid en ökning av anrikningsgraden från 3% till 5%. Aktinidproduktionen minskar med ca 30%. Aktiveringsprodukternas aktivitet minskar med 20% och produktionen av fissionsprodukterna är i stort sett konstant.

Aktiveringsprodukternas minskning kan bero på att andelen U-238 minskar för att kompensera ökningen av U-235. U-238 har ett större neutronutbyte än U-235, därför avtar neutronflödet från uranet något och metalldelarna i bränslekapseln bestrålas mindre vilket minskar bildandet av aktiveringsprodukter i metalldelarna.

U-238 bildar, genom infångning av partiklar, nya, tyngre kärnor. Därför förekommer fler aktinider i ämnet som är mindre anrikat.

Tabell 6: Aktiviteten vid olika anrikningsgrader (Bq/tonU)

	Anrikningsgrad		
	3%	4%	5%
Aktiveringsprodukter	$1.68 \cdot 10^{14}$	$1.50 \cdot 10^{14}$	$1.34 \cdot 10^{14}$
Aktinider	$2.04 \cdot 10^{18}$	$1.74 \cdot 10^{18}$	$1.45 \cdot 10^{18}$
Fissionsprodukter	$6.58 \cdot 10^{18}$	$6.54 \cdot 10^{18}$	$6.53 \cdot 10^{18}$
Totalt	$8.62 \cdot 10^{18}$	$8.28 \cdot 10^{18}$	$7.98 \cdot 10^{18}$

4.1.4 Utbränningsgradens inverkan på produktionen av plutonium och americium

Utbränningsgraden varierar för olika reaktorer och driftsituationer. Ibland tvingas man till en kortare utbränning på grund av t.ex. bränsleskador. Det är då intressant att studera aktivitetssinnehållet. På längre sikt är aktiniderna mest intressanta, främst Am-241 och olika plutoniumisotoper. En serie beräkningar gjordes för att kvantitativt avgöra om utbränningsgraden påverkar aktiviteten från dessa aktinider.

Tabell 7 redovisar aktiviteten för nukliderna i bränslet omedelbart efter uttag vid olika utbränningsgrader. Tabellen visar att utbränningsgraden påverkar den slutliga aktiviteten hos aktiniderna. Den totala aktiviteten från plutonium ökar med 28% då utbränningsgraden ökas från 35 GWd/tonU till 40 GWd/tonU. För en ökning från 40 GWd/tonU till 45 GWd/tonU ökar aktiviteten för plutonium med 25%.

Tabell 7: Aktiviteten (Bq/tonU) för vissa aktinider vid olika utbränningsgrader

Nuklid	30 GWd/tonU	35 GWd/tonU	40 GWd/tonU	45 GWd/tonU	50 GWd/tonU	60 GWd/tonU
Pu-239	$1.16 \cdot 10^{13}$	$1.22 \cdot 10^{13}$	$1.27 \cdot 10^{13}$	$1.29 \cdot 10^{13}$	$1.30 \cdot 10^{13}$	$1.30 \cdot 10^{13}$
Pu-240	$1.64 \cdot 10^{13}$	$1.92 \cdot 10^{13}$	$2.22 \cdot 10^{13}$	$2.45 \cdot 10^{13}$	$2.61 \cdot 10^{13}$	$2.79 \cdot 10^{13}$
Pu-241	$4.33 \cdot 10^{15}$	$4.85 \cdot 10^{15}$	$5.26 \cdot 10^{15}$	$5.83 \cdot 10^{15}$	$6.39 \cdot 10^{15}$	$7.17 \cdot 10^{15}$
Pu-242	$5.35 \cdot 10^{10}$	$7.38 \cdot 10^{10}$	$9.44 \cdot 10^{10}$	$1.16 \cdot 10^{11}$	$1.39 \cdot 10^{11}$	$1.84 \cdot 10^{11}$
TOTALTPu	$1.59 \cdot 10^{16}$	$2.18 \cdot 10^{16}$	$2.80 \cdot 10^{16}$	$3.49 \cdot 10^{16}$	$4.21 \cdot 10^{16}$	$5.67 \cdot 10^{16}$
Am-241	$3.47 \cdot 10^{12}$	$4.24 \cdot 10^{12}$	$4.82 \cdot 10^{12}$	$5.32 \cdot 10^{12}$	$5.79 \cdot 10^{12}$	$6.59 \cdot 10^{12}$

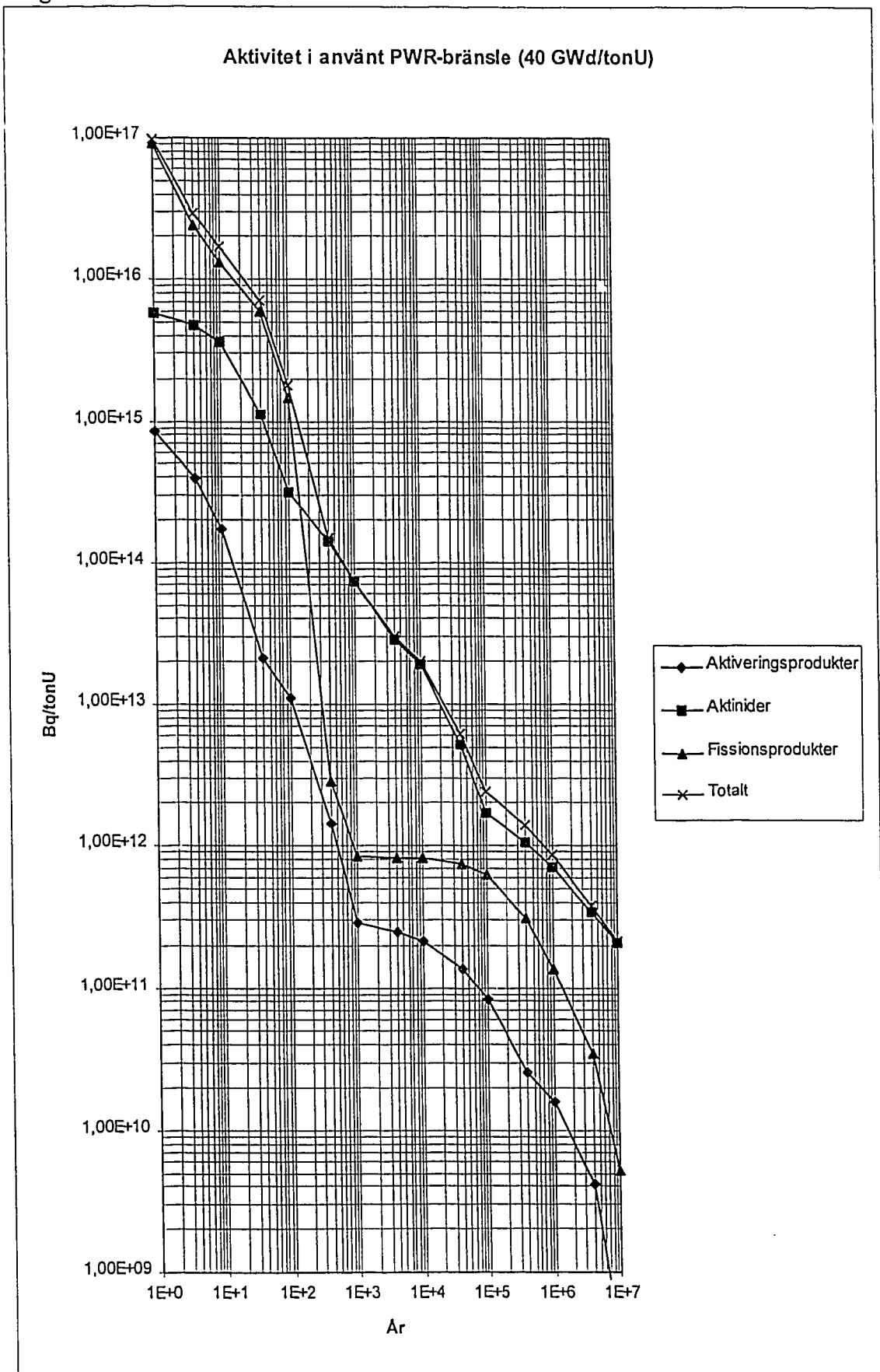
När en högre anrikning av bränslet används kommer man att kunna öka utbränningen, eftersom det brännbara uranet inte tar slut lika snabbt. I kapitel 4.4 redovisas en jämförelse mellan olika utbränningsgrader och anrikningar och den producerade aktiviteten för olika nuklider.

4.2 Aktivitet

Nukliderna delas av programmet upp i tre grupper beroende på ursprung och egenskaper: Aktivering-produkter, Aktinider och Fissionsprodukter. Resultaten är därför (ofta) redovisade i denna uppdelning. Observera att en nuklid kan förekomma i flera grupper.

Diagram 6 visar den totala aktiviteten och aktiviteten från de tre nuklidgrupperna i bränslet och kapslarna för referensfallet (se kapitel 3).

Diagram 6: Den totala aktiviteten för referensfallet



4.2.1 Aktiveringsprodukter i bränslekapslarna

När materialet i bränslekapslarna bestrålas bildas aktiveringsprodukter. Aktiveringsprodukterna är ofta kortlivade men det finns också aktiveringsprodukter med längre halveringstider. Jag har gjort en serie beräkningar av aktiviteten i bränslekapslarna.

Tabell 8 presenterar den totala aktiviteten från aktiveringsprodukter i bränslekapslarna. De nuklider som vid någon tidpunkt har mer än 1% aktivitet av den totala aktiviteten vid tidpunkten samt Cl-36 redovisas. Cl-36 är en viktig aktiveringsprodukt då den enligt andra utredningar [3] tillsammans med C-14 kan ge betydande dosrater vid läckage från slutförvaret.

Aktiviteten domineras till en början av zirconium- och niobisotoper som uppstår då stabila zirconiumisotoper bestrålas. Bränslekapslarna innehåller 80 % (vikt) zirconium. Några av de i början dominant isotoperna har förhållandevis korta halveringstider (från några timmar till några månader) och hinner avklinga inom 40 år. Ni-59 och Zr-93 har längre halveringstider ($7.5 \cdot 10^4$ respektive $1.5 \cdot 10^6$ år) och är betydelsefulla under en mycket lång tid. (Spridare och skruvar är gjorda av Inconel-718 som innehåller ca 52 % (vikt) nickel.) Nb-93m som har halveringstiden 13.6 år bildas dessutom då Zr-93 sönderfaller och är därför betydande under en lång tid.

Tabell 8: Aktiveringsprodukter i bränslets lättmetalldelar (Bq/tonU). Utbränning 40 GWd/tonU

Nuklid	Omedelbart efter uttag	9 månader	40 år	100 år	1000 år	10 000 år	100 000 år	1 000 000 år	10 000 000 år
C-14	$3.3 \cdot 10^{10}$	$3.3 \cdot 10^{10}$	$3.3 \cdot 10^{10}$	$3.3 \cdot 10^{10}$	$2.9 \cdot 10^{10}$	$9.9 \cdot 10^9$	$1.84 \cdot 10^5$	0	0
Cl-36	$1.54 \cdot 10^4$	$1.54 \cdot 10^4$	$1.54 \cdot 10^4$	$1.54 \cdot 10^4$	$1.54 \cdot 10^4$	$1.5 \cdot 10^4$	$1.22 \cdot 10^4$	$1.54 \cdot 10^3$	$1.54 \cdot 10^{-6}$
Cr-51	$8.9 \cdot 10^{14}$	$9.4 \cdot 10^{11}$	0	0	0	0	0	0	0
Mn-56	$3.5 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Fe-55	$9.1 \cdot 10^{13}$	$7.5 \cdot 10^{13}$	$2.1 \cdot 10^9$	$2.4 \cdot 10^2$	0	0	0	0	0
Co-58	$2.2 \cdot 10^{14}$	$1.5 \cdot 10^{13}$	0	0	0	0	0	0	0
Co-60	$4.9 \cdot 10^{14}$	$4.4 \cdot 10^{14}$	$2.5 \cdot 10^{12}$	$0.9 \cdot 10^9$	0	0	0	0	0
Co-60m	$6.0 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Ni-59	$1.3 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{11}$	$1.2 \cdot 10^{11}$	$5.6 \cdot 10^{10}$	$2.3 \cdot 10^7$	$3.1 \cdot 10^6$
Ni-63	$2.3 \cdot 10^{13}$	$2.3 \cdot 10^{13}$	$1.7 \cdot 10^{13}$	$1.1 \cdot 10^{13}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	0	0	0	0
Zr-93	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	$8.2 \cdot 10^9$	$1.0 \cdot 10^8$
Zr-95	$2.2 \cdot 10^{15}$	$1.1 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0
Zr-97	$3.4 \cdot 10^{15}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Nb-93m	$9.0 \cdot 10^8$	$1.4 \cdot 10^9$	$1.1 \cdot 10^{10}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	$7.8 \cdot 10^9$	$1.0 \cdot 10^8$
Nb-94	$6.4 \cdot 10^{10}$	$6.4 \cdot 10^{10}$	$6.4 \cdot 10^{10}$	$6.4 \cdot 10^{10}$	$6.2 \cdot 10^{10}$	$4.6 \cdot 10^{10}$	$2.1 \cdot 10^9$	$9.5 \cdot 10^{-5}$	0
Nb-95	$2.2 \cdot 10^{15}$	$2.4 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0
Nb-97	$3.4 \cdot 10^{15}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Nb-97m	$3.2 \cdot 10^{15}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Mo-99	$3.5 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Sn-117m	$3.1 \cdot 10^{14}$	$4.0 \cdot 10^8$	0	0	0	0	0	0	0
Sn-119m	$2.5 \cdot 10^{14}$	$1.2 \cdot 10^{14}$	$2.8 \cdot 10^{-4}$	0	0	0	0	0	0
Sb-125	$7.2 \cdot 10^{13}$	$6.0 \cdot 10^{13}$	$3.3 \cdot 10^9$	$9.8 \cdot 10^2$	0	0	0	0	0
Te-125m	$1.5 \cdot 10^{12}$	$1.5 \cdot 10^{13}$	$8.0 \cdot 10^8$	$2.4 \cdot 10^2$	0	0	0	0	0
Totalt	$1.9 \cdot 10^{16}$	$1.1 \cdot 10^{15}$	$2.0 \cdot 10^{13}$	$1.1 \cdot 10^{13}$	$2.6 \cdot 10^{11}$	$2.0 \cdot 10^{11}$	$8.2 \cdot 10^{10}$	$1.6 \cdot 10^{10}$	$2.7 \cdot 10^8$

Vid en jämförelse (tabell 9) med tidigare beräkningar av ORIGEN2 [2, 4] kan man se tydliga avvikelser. Bränslet är 40 år gammalt.

I [2] har samma ursprungsmaterial använts i samma mängder som i mina beräkningar. Utbränningen i [2] var 38 GWd/tonU i en PWR-reaktor. Notera att mina beräkningar är gjorda för utbränningen 40 GWd/tonU och utan avbrott. Avbrotten i [2] påverkar inte nämnvärt den producerade aktiviteten.

Skillnaden mellan mina beräkningar och [2] ligger bl.a. i ORIGEN2:s bibliotek. En annan skillnad är att den producerade energin per fission (R_f) inte längre är konstant för alla fissioner i ORIGEN2 (se kap. 2.3.2). Beräkningarna i [2] gjordes 1983 och biblioteken uppdaterades 1991. De aktiveringsprodukter som avviker mest är C-14, Zr-93, Nb-93m och Nb-94.

[4] redovisar beräkningar gjorda på SVEA-bränsle (BWR) med utbränningen 38 GWd/tonU där också aktiveringsprodukterna från föroreningarna i bränslet inkluderas.

Skillnaden mellan mina resultat och resultaten i [4] beror på ett antal faktorer: Den höga aktiviteten från Co-60 i [4] kommer sannolikt från bränsleföroreningar. Andelen niob är mindre i BWR än i PWR och det beror på att man i BWR inte använder nickellegeringen Inconel i samma utsträckning som i PWR. Istället för Inconel används Zircalloy. Obestrålad Inconel innehåller niob, vilket inte Zircalloy-materialen gör.

Tabell 9: Jämförelse med andra beräkningar av aktivitetssinnehållet (Bq/tonU) i 40 år gammalt bränsle

Nuklid	[2]	[4]	Lyckman
C-14	$1.2 \cdot 10^{10}$	$3.9 \cdot 10^{10}$	$5.9 \cdot 10^{10}$
Co-60	$9.1 \cdot 10^{11}$	$2.0 \cdot 10^{14}$	$2.6 \cdot 10^{12}$
Ni-59	$1.4 \cdot 10^{11}$	$1.1 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{11}$
Ni-63	$1.7 \cdot 10^{13}$	$1.7 \cdot 10^{13}$	$1.7 \cdot 10^{13}$
Zr-93	$3.7 \cdot 10^9$	$7.3 \cdot 10^9$	$9.2 \cdot 10^{10}$
Nb-93m	$1.5 \cdot 10^9$	$7.0 \cdot 10^8$	$7.7 \cdot 10^{10}$
Nb-94	$1.2 \cdot 10^{10}$	$4.7 \cdot 10^9$	$6.4 \cdot 10^{10}$

Den exakta sammansättningen av materialen kan variera och detta påverkar naturligtvis aktivitetssinnehållet. Tabellerna 10-12 redovisar resultat från beräkningar av aktiveringsprodukter i de olika kapselmaterielen.

I delarna av Zircalloy-4 bidrar olika zirconium- och niobisotoper mest till aktiviteten på kort sikt och nuklider som är betydelsefulla i ett längre tidsperspektiv är C-14, Cl-36, Zr-93 och Nb-93m.

I delarna av Inconel-718 dominerar nukliderna Cr-51, Mn-56, Nb-94, Mo-99 och olika koboltisotoper till en början. På lång sikt är C-14, Cl-36, Ni-59, Zr-93, Nb-93m, Nb-94 och Tc-99 viktiga.

I delarna av SS-304 (rostfritt stål) dominerar till en början Fe-55, Cr-51, Mn-54 och olika koboltisotoper. På lång sikt är Cl-36, Ni-59, Tc-99 och olika niobisotoper viktiga.

Man bör notera att den totala mängden av de olika materialen är olika. Det finns 247.9 kg Zircalloy/tonU, 15.1 kg Inconel-718/tonU och 38.8 kg SS-304/tonU. För att belysa materialens "aktiveringsgrad" redovisas också den totala aktiviteten per kg av aktuellt ämne.

Tabell 10: Aktiviteten (Bq/tonU) från aktiveringsprodukter i 247.9 kg Zircalloy-4/tonU. Utbränning 40 GWd/tonU.

	Omedelbart efter uttag	9 månader	40 år	100 år	1 000 år	10 000 år	100 000 år	1 000 000 år	10 000 000 år
C-14	$1.7 \cdot 10^{10}$	$1.7 \cdot 10^{10}$	$1.7 \cdot 10^{10}$	$1.6 \cdot 10^{10}$	$1.5 \cdot 10^{10}$	$4.9 \cdot 10^9$	$9.2 \cdot 10^4$	0	0
Cl-36	$1.4 \cdot 10^4$	$1.4 \cdot 10^4$	$1.4 \cdot 10^4$	$1.4 \cdot 10^4$	$1.4 \cdot 10^4$	$1.4 \cdot 10^4$	$1.1 \cdot 10^4$	$1.4 \cdot 10^3$	$1.4 \cdot 10^{-6}$
Fe-55	$1.2 \cdot 10^{13}$	$9.8 \cdot 10^{12}$	$2.8 \cdot 10^8$	32	0	0	0	0	0
Co-60	$1.7 \cdot 10^{13}$	$1.5 \cdot 10^{13}$	$8.8 \cdot 10^{10}$	$3.3 \cdot 10^7$	0	0	0	0	0
Ni-63	$1.6 \cdot 10^{10}$	$1.5 \cdot 10^{10}$	$1.1 \cdot 10^{10}$	$7.3 \cdot 10^9$	$8.3 \cdot 10^6$	0	0	0	0
Zr-93	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.3 \cdot 10^{10}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	$8.2 \cdot 10^9$	$1.4 \cdot 10^8$
Zr-95	$2.2 \cdot 10^{15}$	$1.1 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0
Zr-97	$3.4 \cdot 10^{15}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Nb-93m	$9.2 \cdot 10^8$	$1.4 \cdot 10^9$	$1.1 \cdot 10^{10}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	$7.8 \cdot 10^9$	$1.3 \cdot 10^8$
Nb-95	$2.1 \cdot 10^{15}$	$2.4 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0
Nb-97	$3.4 \cdot 10^{15}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Nb-97m	$3.2 \cdot 10^{15}$	0	0	0	0	0	0	0	0
In-113m	$3.6 \cdot 10^{13}$	$7.0 \cdot 10^{12}$	0	0	0	0	0	0	0
Sn-113	$3.6 \cdot 10^{13}$	$7.0 \cdot 10^{12}$	0	0	0	0	0	0	0
Sn-117m	$3.1 \cdot 10^{14}$	$4.0 \cdot 10^8$	0	0	0	0	0	0	0
Sn-119m	$2.5 \cdot 10^{14}$	$1.2 \cdot 10^{14}$	$2.8 \cdot 10^{-4}$	0	0	0	0	0	0
Sn-121	$1.6 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Sn-121m	$2.7 \cdot 10^{10}$	$2.7 \cdot 10^{10}$	$1.5 \cdot 10^{10}$	$6.7 \cdot 10^9$	$2.5 \cdot 10^4$	0	0	0	0
Sb-125	$7.1 \cdot 10^{13}$	$6.0 \cdot 10^{13}$	$3.3 \cdot 10^9$	$9.8 \cdot 10^2$	0	0	0	0	0
Te-125m	$1.5 \cdot 10^{13}$	$1.5 \cdot 10^{13}$	$7.9 \cdot 10^8$	$2.4 \cdot 10^2$	0	0	0	0	0
Totalt	$1.5 \cdot 10^{16}$	$5.8 \cdot 10^{14}$	$1.6 \cdot 10^{11}$	$5.6 \cdot 10^{10}$	$4.0 \cdot 10^{10}$	$3.0 \cdot 10^{10}$	$2.4 \cdot 10^{10}$	$1.6 \cdot 10^{10}$	$2.7 \cdot 10^8$
Aktivitet/kg Zircalloy-4	$6.2 \cdot 10^{13}$	$2.4 \cdot 10^{12}$	$6.4 \cdot 10^8$	$2.2 \cdot 10^8$	$1.6 \cdot 10^8$	$1.2 \cdot 10^8$	$9.7 \cdot 10^7$	$6.5 \cdot 10^7$	$1.1 \cdot 10^6$

Tabell 11: Aktiviteten (Bq/tonU) från aktiveringsprodukter i 15.1 kg Inconel-718/tonU. Utbränning 40 GWd/tonU

	Omedelbart efter uttag	9 månader	40 år	100 år	1 000 år	10 000 år	100 000 år	1 000 000 år	10 000 000 år
C-14	$1.6 \cdot 10^{10}$	$1.6 \cdot 10^{10}$	$1.6 \cdot 10^{10}$	$1.5 \cdot 10^{10}$	$1.4 \cdot 10^{10}$	$4.6 \cdot 10^9$	$8.7 \cdot 10^4$	0	0
Cr-51	$7.6 \cdot 10^{14}$	$8.0 \cdot 10^{11}$	0	0	0	0	0	0	0
Mn-56	$2.0 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Fe-55	$6.7 \cdot 10^{13}$	$5.5 \cdot 10^{13}$	$1.6 \cdot 10^9$	$1.8 \cdot 10^2$	0	0	0	0	0
Co-58	$2.1 \cdot 10^{14}$	$1.5 \cdot 10^{13}$	0	0	0	0	0	0	0
Co-60	$4.7 \cdot 10^{14}$	$4.2 \cdot 10^{14}$	$2.4 \cdot 10^{12}$	$9.0 \cdot 10^8$	0	0	0	0	0
Co-60m	$5.7 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Ni-59	$1.3 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{11}$	$1.2 \cdot 10^{11}$	$5.5 \cdot 10^{11}$	$2.3 \cdot 10^7$	0
Ni-63	$2.3 \cdot 10^{13}$	$2.3 \cdot 10^{13}$	$1.7 \cdot 10^{13}$	$1.1 \cdot 10^{13}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	0	0	0	0
Ni-65	$4.0 \cdot 10^{13}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Zr-93	$3.6 \cdot 10^5$	$3.6 \cdot 10^5$	$3.6 \cdot 10^5$	$3.6 \cdot 10^5$	$3.6 \cdot 10^5$	$3.6 \cdot 10^5$	$3.4 \cdot 10^5$	$2.3 \cdot 10^5$	$3.9 \cdot 10^3$
Nb-93m	$2.6 \cdot 10^4$	$3.8 \cdot 10^4$	$3.0 \cdot 10^5$	$3.4 \cdot 10^5$	$3.4 \cdot 10^5$	$3.4 \cdot 10^5$	$3.3 \cdot 10^5$	$2.2 \cdot 10^5$	$3.7 \cdot 10^3$
Nb-94	$6.4 \cdot 10^{10}$	$6.4 \cdot 10^{10}$	$6.4 \cdot 10^{10}$	$6.4 \cdot 10^{10}$	$6.2 \cdot 10^{10}$	$4.6 \cdot 10^{10}$	$2.1 \cdot 10^9$	0	0
Nb-95	$1.0 \cdot 10^{14}$	$4.7 \cdot 10^{11}$	0	0	0	0	0	0	0
Mo-99	$3.5 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Tc-99	$2.8 \cdot 10^8$	$2.8 \cdot 10^8$	$2.8 \cdot 10^8$	$2.8 \cdot 10^8$	$2.8 \cdot 10^8$	$2.7 \cdot 10^8$	$2 \cdot 10^8$	$1.1 \cdot 10^7$	0
Totalt	$2.8 \cdot 10^{15}$	$5.2 \cdot 10^{14}$	$1.9 \cdot 10^{13}$	$1.1 \cdot 10^{13}$	$2.2 \cdot 10^{11}$	$1.7 \cdot 10^{11}$	$5.8 \cdot 10^{10}$	$3.4 \cdot 10^7$	$7.6 \cdot 10^3$
Aktivitet/kg Inconel-718	$1.9 \cdot 10^{14}$	$3.4 \cdot 10^{13}$	$1.3 \cdot 10^{12}$	$7.2 \cdot 10^{11}$	$1.5 \cdot 10^{10}$	$1.1 \cdot 10^{10}$	$3.8 \cdot 10^9$	$2.2 \cdot 10^6$	500

Tabell 12: Aktiviteten (Bq/tonU) från aktiveringsprodukter i 38.8 kg SS-304/tonU. Utbränning 40 GWd/tonU.

	Omedelbart efter uttag	9 månader	40 år	100 år	1 000 år	10 000 år	100 000 år	1 000 000 år	10 000 000 år
Bc-10	86	86	86	86	86	85	82	56	1.1
C-14	$9.1 \cdot 10^8$	$9.1 \cdot 10^8$	$9.1 \cdot 10^8$	$9.0 \cdot 10^8$	$8.1 \cdot 10^8$	$2.7 \cdot 10^8$	5100	0	0
Cr-51	$4.6 \cdot 10^{13}$	$4.9 \cdot 10^{10}$	0	0	0	0	0	0	0
Mn-54	$1.5 \cdot 10^{12}$	$8.3 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{-2}$	$1.0 \cdot 10^{-23}$	0	0	0	0	0
Mn-56	$1.1 \cdot 10^{14}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Fe-55	$1.2 \cdot 10^{13}$	$1.0 \cdot 10^{13}$	$2.9 \cdot 10^8$	33	0	0	0	0	0
Co-58	$4.8 \cdot 10^{12}$	$3.3 \cdot 10^{11}$	0	0	0	0	0	0	0
Co-60	$5.7 \cdot 10^{12}$	$5.2 \cdot 10^{12}$	$3.0 \cdot 10^{10}$	$1.1 \cdot 10^7$	0	0	0	0	0
Co-60M	$7.7 \cdot 10^{12}$	0	0	0	0	0	0	0	0
Ni-59	$1.7 \cdot 10^9$	$1.7 \cdot 10^9$	$1.7 \cdot 10^9$	$1.7 \cdot 10^9$	$1.7 \cdot 10^9$	$1.6 \cdot 10^9$	$7.2 \cdot 10^8$	$3.0 \cdot 10^5$	0
Ni-63	$2.6 \cdot 10^{11}$	$2.6 \cdot 10^{11}$	$1.9 \cdot 10^{11}$	$1.2 \cdot 10^{11}$	$1.4 \cdot 10^8$	0	0	0	0
Zr-93	440	440	443.63	440	440	440	420	280	4.8
Nb-93M	32	46	370	420	420	420	400	270	4.5
Nb-94	$8.4 \cdot 10^7$	$8.4 \cdot 10^7$	$8.4 \cdot 10^7$	$8.3 \cdot 10^7$	$8.1 \cdot 10^7$	$5.9 \cdot 10^7$	$2.8 \cdot 10^6$	$1.2 \cdot 10^{-7}$	0
Tc-99	$3.9 \cdot 10^5$	$3.9 \cdot 10^5$	$3.9 \cdot 10^5$	$3.9 \cdot 10^5$	$3.9 \cdot 10^5$	$3.8 \cdot 10^5$	$2.8 \cdot 10^5$	$1.5 \cdot 10^4$	$2.9 \cdot 10^{-9}$
Totalt	$1.9 \cdot 10^{14}$	$1.67 \cdot 10^{13}$	$2.27 \cdot 10^{11}$	$1.3 \cdot 10^{11}$	$2.7 \cdot 10^9$	$1.9 \cdot 10^9$	$7.3 \cdot 10^8$	$3.1 \cdot 10^5$	10
Aktivitet/kg SS-304	$5.0 \cdot 10^{12}$	$4.3 \cdot 10^{11}$	$5.9 \cdot 10^9$	$3.3 \cdot 10^9$	$7.1 \cdot 10^7$	$4.9 \cdot 10^7$	$1.9 \cdot 10^7$	8100	0.27

4.2.2 Aktinider

Aktiniderna ger på sikt det största bidraget till den totala radioaktiviteten i använt bränsle. De är av stort intresse under en mycket lång tid efter uttaget ur reaktorn då många aktinider har en mycket lång halveringstid. I diagram 7 och 8 redovisas resultat från beräkningar av aktinidernas aktivitet i bränslet.

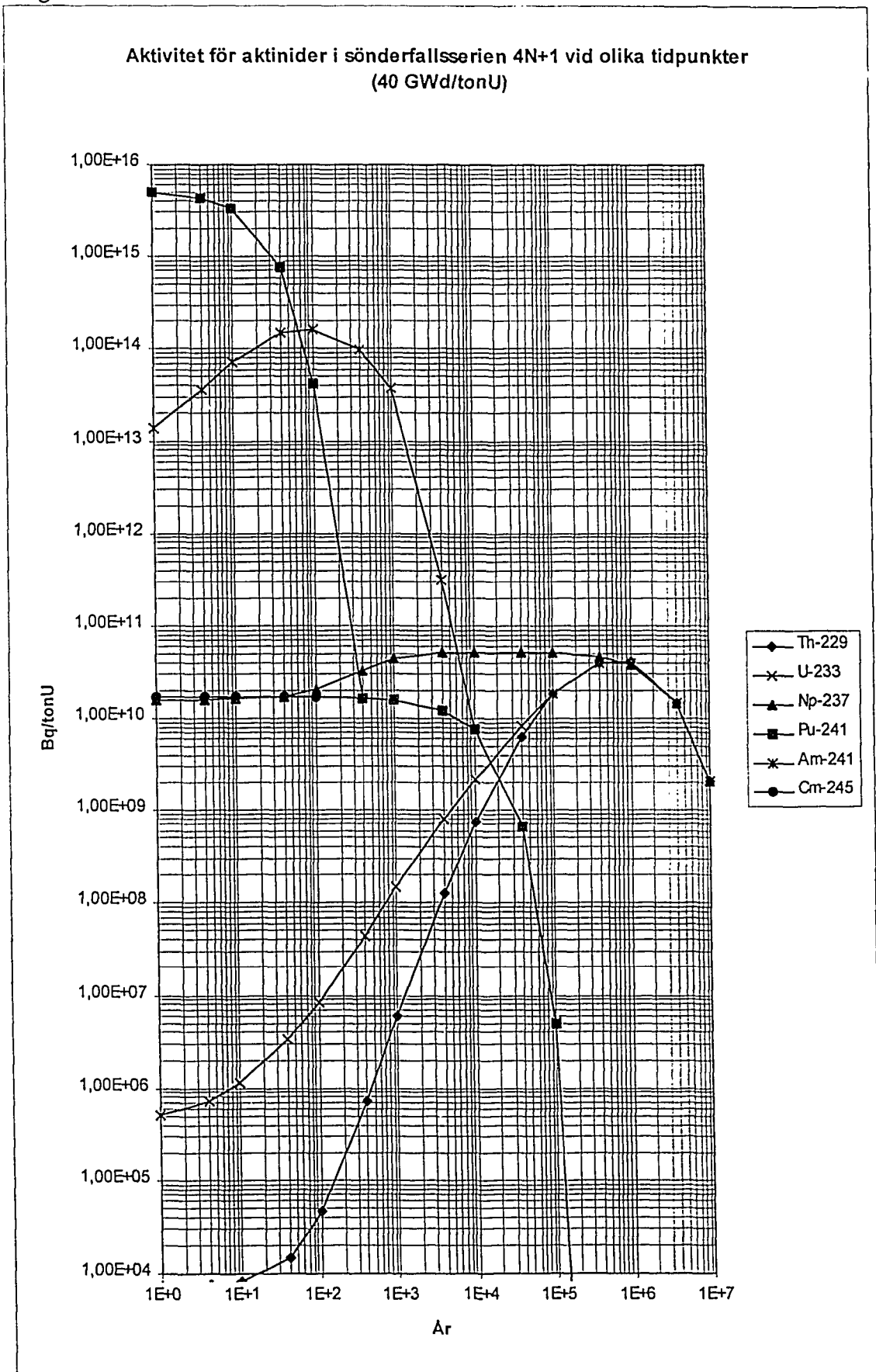
Diagram 7 visar några aktinider som ingår i sönderfallskedjan 4N+1 (figur 1). Till en början kommer majoriteten av aktiviteten från Pu-241 som har halveringstiden 14.4 år och är dotter till Cm-245. Aktiviteten från Pu-241 avtar ganska snabbt och efter några hundra år befinner sig Pu-241 och Cm-245 i jämvikt med varandra. Pu-241 har nämligen en mycket kortare halveringstid än Cm-245.

Am-241 bildas vid betasönderfall av Pu-241. Aktiviteten för Am-241 växer till en början på grund av det snabba sönderfallet av Pu-241. Efter knappt 10 000 år har de ursprungliga Am-241-kärnorna och Am-241 befinner sig i jämvikt med Pu-241.

Np-237 är en sönderfalls produkt till Am-241. Np-237 har en halveringstid på 2.14 miljoner år och därför ökar aktiviteten inte lika snabbt för Np-237 som aktiviteten för Am-241.

U-233 är dotter till Pa-233 som är dotter till Np-237. Pa-233 har en kort halveringstid i förhållande till U-233 (27 dygn respektive 0.159 miljoner år) därför ställer jämvikten mellan dessa nuklider in sig mycket snabbt. Aktiviteten från U-233 ökar till en början eftersom antalet sönderfall av Np-237 ökar. I intervallet 0.1-1 miljon år når aktiviteten från U-233 sitt maximala värde. Därefter kommer U-233 och dess dotter Th-229 att befinna sig i jämvikt med Np-237.

Diagram 7



Figur 1: Sönderfallskedjan 4N+1. Halveringstiderna är angivna inom parentes med enheten år. Halveringstider kortare än 20 år har i allmänhet inte tagits med.

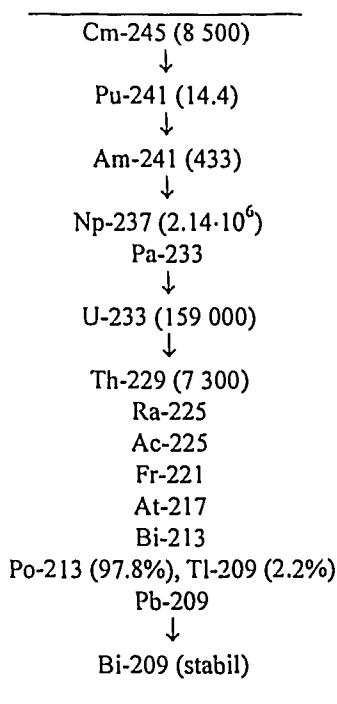


Diagram 8 visar aktiviteten från andra viktiga aktinider. För Ra-226, Th-230 och U-234 (som tillhör sönderfallskedjan 4N+2) kan samma resonemang som ovan föras liksom för Np-239, Am-243 och Pu-239 som hör till sönderfallskedjan 4N+3. Vad som ej framgår av figuren är varför de sistnämnda nukliderna och Pu-240 vid ca 100 000 år efter uttag håller en konstant aktivitet. Nukliderna i kedjan 4N+3 har sitt ursprung i Cm-247 som har en mycket lång halveringstid (16 miljoner år). Jämvikt mellan Cm-247 och dess dotternuklider inställer sig då efter ca 500 000 år, därav den konstanta aktiviteten för dessa nuklider efter denna tid. För Pu-240 är det lite mer komplicerat. Pu-240 skapas i huvudsak på två olika sätt. Dels är den dotter till Cm-244 som har en halveringstid på 18.1 år. Dels skapas Pu-240 genom neutroninfångning hos U-238 och Pu-239. Aktiviteten från Cm-244 har försvunnit efter 1 miljon år. Pu-239 däremot, har en aktivitet på ca 10 kBq/tonU och Pu-240 befinner sig efter 100 000 år i jämvikt med Pu-239 och U-238. U-238 finns i en mycket stor mängd i bränslet och förklarar nivåskillnaden mellan aktiviteten hos Pu-240 och Pu-239.

4.2.3 Fissionsprodukter

Fissionsprodukterna dominerar aktiviteten under det första seklet. Fissionsprodukterna är viktiga för att de flesta är starka β -strålare.

Diagram 9 visar aktiviteten för viktiga fissionsprodukter i använt bränsle. Fissionsprodukterna i diagram 9 är viktiga eftersom de är de enda fissionsprodukterna som från en trasig kopparkapsling tränger igenom bentonitleran i slutförvaret och avger en betydande dosrat [3]. Under de första hundra åren kommer den huvudsakliga strålningen från Sr-90 och Cs-137. aktiviteten från dessa nuklider har dock avklingat betydligt efter 1 000 år. Därefter övertar aktiviteten från de mer långlivade nukliderna, bl.a. Tc-99.

Diagram 8

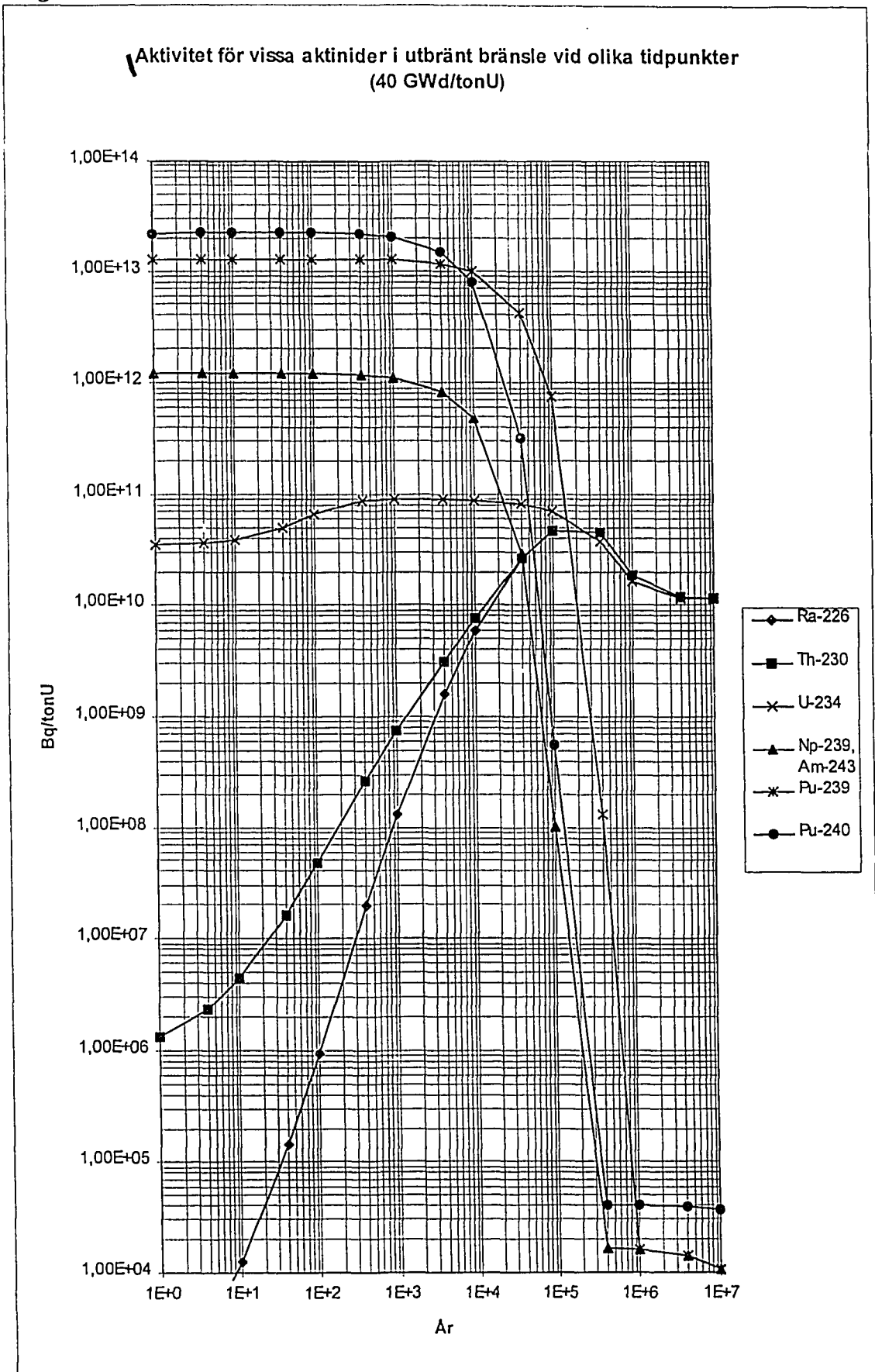
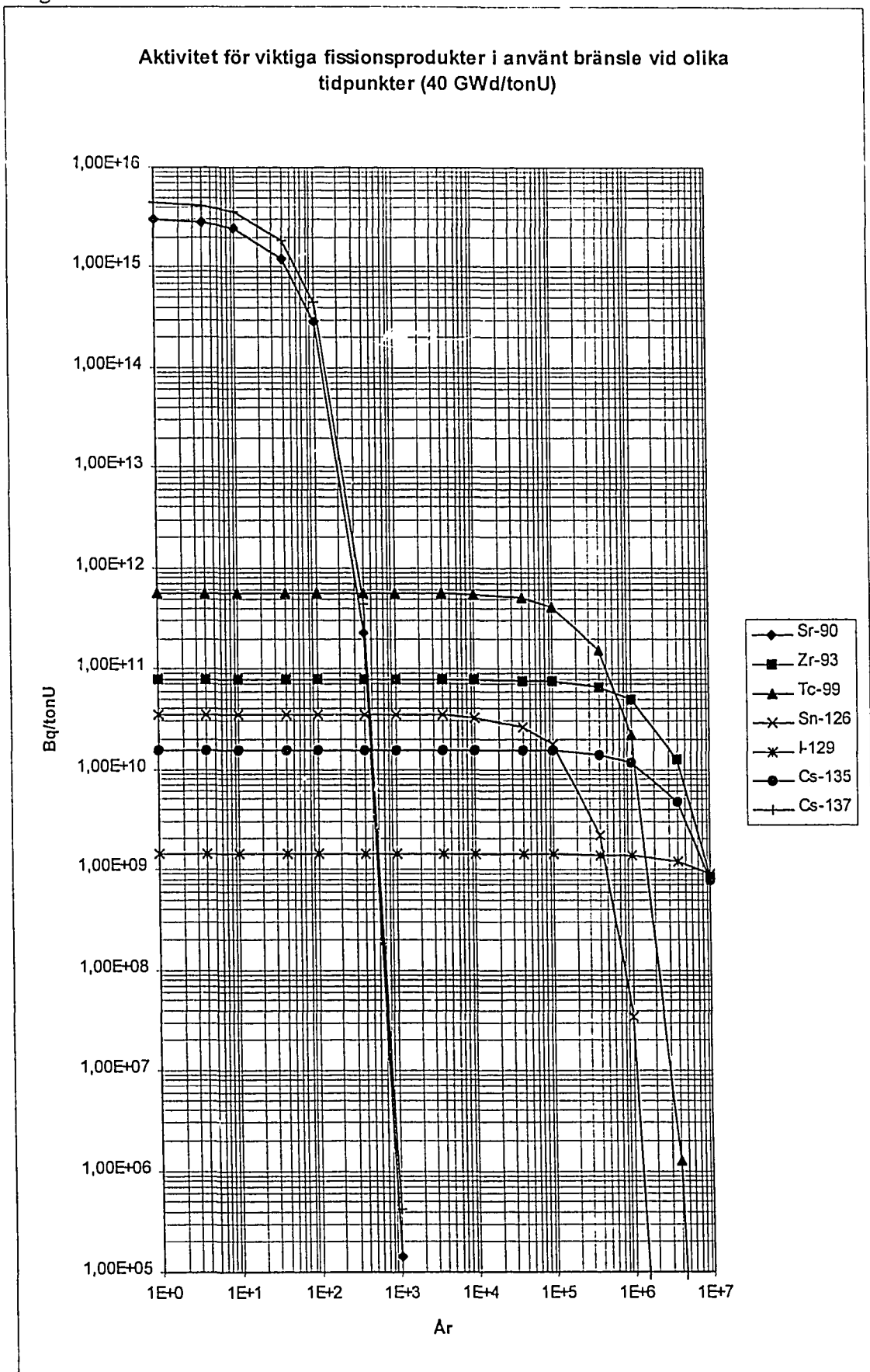


Diagram 9



4.3 Neutronemission

Tabell 13 visar neutronemissionen från några nuklider vid olika tidpunkter. Neutronemissionen orsakas dels av spontan fission och dels av (α, n)-reaktioner. Neutronemissionen är intressant främst under transporter då den ställer vissa krav på transportbehållarna. Då bränslet tas ut ur reaktorn flyttar man det till en närliggande bassäng där det förvaras under ca nio månader. Därefter transporteras bränslet till CLAB (Centralt mellanlager för använt bränsle) i Oskarshamn. Bränslet förvaras i CLAB under ca 40 år och avses därefter att kapslas in och deponeras i ett slutförvar. Därför har nyss uttaget bränsle, nio månader gammalt bränsle och 40 år gammalt bränsle studerats.

4.3.1 Spontan fission

De nuklider som dominerar neutronemissionen är nukliderna Cm-242 och Cm-244. Större delen av bränslet består av U-238 och det finns endast 17.7 g Cm-242 och 66.1 g Cm-244 per tonU. Detta beror i huvudsak av två olika faktorer: Halveringstid och spontanfissionsutbyte. Antalet neutroner producerade genom spontan fission beräknas enligt:

$$n = SpA \cdot v \cdot SF \cdot m$$

- där v = medeltalet producerade neutroner per spontan fission (2-3 neutroner/fission)
 SF = andelen spontana fissioner per sönderfall (spontanfissionsutbyte)
 m = nuklidens massa (g).
 SpA = den specifika aktiviteten för nukliden (Bq/g) som definieras enligt:

$$SpA(\text{Bq / g}) = \int_0^t \lambda N dt$$

där N = antal atomer vid tiden t

För halveringstider som är mycket längre än 1 s kan den specifika aktiviteten approximeras till att vara omvänt proportionell mot halveringstiden. För U-238 är den specifika aktiviteten $1.24 \cdot 10^4$ Bq/g, för Cm-242 $1.22 \cdot 10^{14}$ Bq/g och för Cm-244 är den $3 \cdot 10^{12}$ Bq/g. Medelantalet producerade neutroner per fission är för U-238 2 st, för Cm-242 2.59 st och för Cm-244 2.76 st. Det spontana fissionsutbytet (SF) är normalt litet och varierar från nuklid till nuklid. T.ex. är SF för U-238, Cm-242 och Cm-244 $1.06 \cdot 10^{-7}$, $1.84 \cdot 10^{-7}$ respektive $3.73 \cdot 10^{-6}$ [7]. Curiumnukliderna har alltså ungefär samma SF som U-238. Det är således curiumnuklidernas korta halveringstider ($t_{1/2} = 162.94$ dygn för Cm-242 och $t_{1/2} = 18.11$ år för Cm-244) som mer än väl kompenserar för den rikliga förekomsten av U-238.

Under det första dygnet efter bränslets uttagande ur reaktorn dominerar neutronemissionen av spontan fission (93%). De nuklider som dominerar den spontana fissionen är, som redan nämnts, Cm-242 och Cm-244, vilka emitterar 34% respektive 65% av neutronerna från spontanfission.

Efter nio månader är det fortfarande dessa två nuklider som dominerar. Cm-242 har dock avklingat betydligt, dess halveringstid är ju endast 162.94 dygn.

Efter 40 år i CLAB skall bränslet kapslas in och deponeras i ett planerat slutförvar och då dominerar Cm-244 neutronproduktionen helt.

4.3.2 (α ,n)-reaktioner

Som framgår av diskussionen ovan bidrar (α ,n)-reaktionerna med ca 5% av den totala neutronproduktionen.

När bränslet just är uttaget ur reaktorn och under de första nio månaderna domineras (α ,n)-reaktionerna av Cm-242.

Efter 40 år har mängden Cm-242 avklingat och en motsvarande minskning har skett av (α ,n)-reaktionerna. Pu-241 har under sitt sönderfall bildat Am-241 som nu står för den större delen av (α ,n)-reaktionerna.

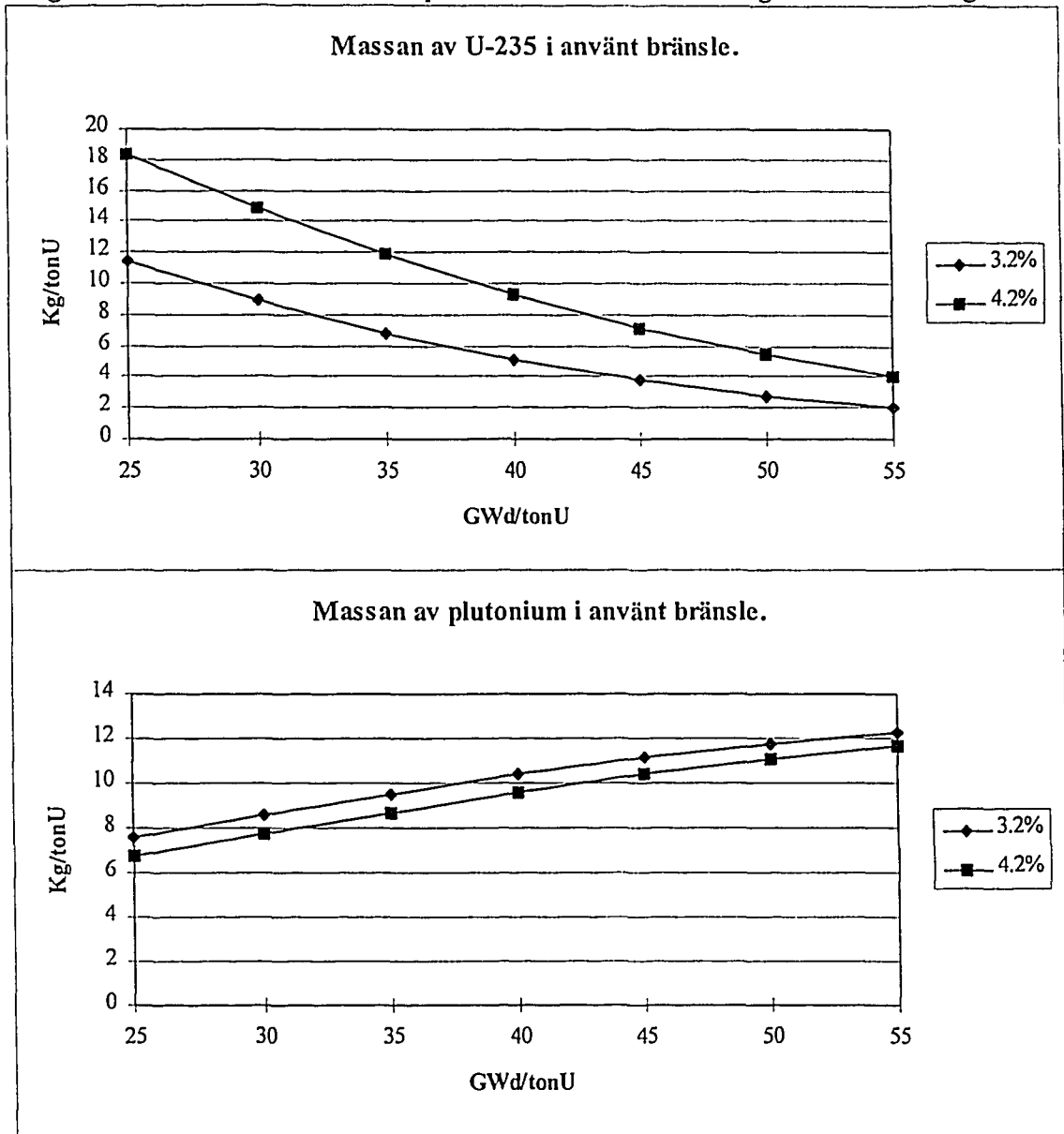
Tabell 13: Neutronemission från bränslet vid olika tidpunkter (per tonU).

Nuklid	Omedelbart efter uttag		9 månader		40 år	
	Spontan fission (Neutroner/s)	(α ,n)-reaktioner (Neutroner/s)	Spontan fission (Neutroner/s)	(α ,n)-reaktioner (Neutroner/s)	Spontan fission (Neutroner/s)	(α ,n)-reaktioner (Neutroner/s)
U-234		522		527		747
U-235		4.0		4.0		4.1
U-238	$1.19 \cdot 10^4$	99.2	$1.19 \cdot 10^4$	99.2	$1.19 \cdot 10^4$	99.2
Pu-238	$5.96 \cdot 10^5$	$3.65 \cdot 10^6$	$6.30 \cdot 10^5$	$3.87 \cdot 10^6$	$4.74 \cdot 10^5$	$2.90 \cdot 10^5$
Pu-239		$2.49 \cdot 10^5$		$2.54 \cdot 10^5$		$2.54 \cdot 10^5$
Pu-240	$2.39 \cdot 10^6$	$4.53 \cdot 10^5$	$2.39 \cdot 10^6$	$4.53 \cdot 10^5$	$2.42 \cdot 10^6$	$4.60 \cdot 10^5$
Pu-242	$1.12 \cdot 10^6$		$1.12 \cdot 10^6$		$1.12 \cdot 10^6$	
Am-241		$1.40 \cdot 10^5$		$3.01 \cdot 10^5$		$3.86 \cdot 10^6$
Am-243		$2.82 \cdot 10^4$		$2.83 \cdot 10^4$		$2.82 \cdot 10^4$
Cm-242	$3.82 \cdot 10^8$	$7.86 \cdot 10^7$	$1.20 \cdot 10^8$	$2.47 \cdot 10^7$	$8.04 \cdot 10^4$	$1.66 \cdot 10^4$
Cm-243		$4.58 \cdot 10^4$		$4.49 \cdot 10^4$		$1.73 \cdot 10^4$
Cm-244	$7.35 \cdot 10^8$	$6.10 \cdot 10^6$	$7.14 \cdot 10^8$	$5.93 \cdot 10^6$	$1.59 \cdot 10^8$	$1.32 \cdot 10^6$
Cm-246	$3.74 \cdot 10^6$		$3.74 \cdot 10^6$		$3.72 \cdot 10^6$	
Summa	$1.13 \cdot 10^9$	$8.93 \cdot 10^7$	$8.43 \cdot 10^8$	$3.56 \cdot 10^7$	$1.67 \cdot 10^8$	$8.86 \cdot 10^6$
SF+(α ,n)		$1.21 \cdot 10^9$		$8.78 \cdot 10^8$		$1.76 \cdot 10^8$

4.4 Anrikning och utbränning

Hur anrikningsgraden och utbränningsgraden inverkar på nuklidinnehållet i det använda bränslet redovisades i 4.1.2 och 4.1.4. Syftet med att höja anrikningen är att man kan bränna ut bränslet något mer. Följande beräkningar gjordes för att ta reda på hur mycket man kan förlänga utbränningen för anrikningen 4.2% jämfört med anrikningen 3.2%: Det lägre anrikade bränslet hade utbränningsgraden 40 GWd/tonU. Direkt efter uttaget ur reaktorn finns 5.1 kg U-235 per ton ren uran. 26.9 kg U-235 har alltså förbrukats under utbränningen. För anrikningsgraden 4.2% kan man bränna ut bränslet till 51.1 GWd/tonU för att erhålla samma kvarvarande mängd U-235 (5.1 kg) vid uttag ur reaktorn. Beräkningen gjordes på enbart bränsle med föroreningar som just tagits ur reaktorn. Inga avbrott gjordes under utbränningen. Kombinationen av ökad anrikning och förlängd utbränning resulterar i att det totala aktivitetssinnehållet i bränslet ökar med ca 27% jämfört med referensfallet (med 3.2% anrikning och 40 GWd/tonU utbränning). I tabell 14 redovisas aktivitetssinnehållet, i 40 år gammalt bränsle, för de två fallen som studerats. Notera att tabellen redovisar endast bränslet, inga metallidelar.

Diagram 10: Massan av U-235 och plutonium vid olika anrikningar och utbränningar.



Tabell 14: Jämförelse av aktivitetsinnehåll i bränsle i två fall där anrikning och utbränning är sådana att kvarvarande mängd U-235 är densamma (5.1 kg). Bränslet är 40 år gammalt.

	3.2% 40 GWd/tonU	4.2% 51.1 GWd/tonU
Aktiverings- produkter	$1.23 \cdot 10^{12}$	$1.27 \cdot 10^{12}$
Aktinider	$1.11 \cdot 10^{15}$	$1.31 \cdot 10^{15}$
Fissions- produkter	$6.08 \cdot 10^{15}$	$7.79 \cdot 10^{15}$
Totalt	$7.19 \cdot 10^{15}$	$9.10 \cdot 10^{15}$

5. REFERENSER

1. A. G. Croff: *ORIGEN2, A versatile computer code for calculating the nuclide compositions and characteristics of nuclear materials.* (Nuclear technology vol. 62 September 1983)
2. *Kärnbränslecykelns slutsteg.* Använt kärnbränsle-KBS-3 (I Allmänt)
3. R. Avila Moreno m.fl: *The SSI TOOLBOX Source Term Model SOSIM.* SSI-rapport 95-11
4. N. Kjellbert: *Bränslemängder, radionuklidinnehåll, resteffekter och typkapsel för SKB 91.* Arbetsrapport 90-41 (SKB)
5. *Ringhals Nuclear Power Plant. Technical description.* Vattenfall
6. Ludwig & Renier: *Standard- and extended-burnup PWR and BWR reactor models for the ORIGEN2 computer code.* (Oak Ridge National Laboratory)
7. *International Commission on Radiological Protection: Radionuclide transformations,* ICRP Publication 38, 1983

Appendix A

Nuklidernas aktivitet vid olika tidpunkter för referensfallet enligt kapitel 3 (inklusive lättmetalldelar).

Aktiveringsprodukter

	9 MÅNADER	40 ÅR	100 ÅR	1 K ÅR	10 K ÅR	100 K ÅR	1 M ÅR
H 3	9.96E+12	1.10E+12	3.79E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
BE 10	6.83E+04	6.83E+04	6.83E+04	6.83E+04	6.80E+04	6.54E+04	4.43E+04
C 14	5.97E+10	5.94E+10	5.90E+10	5.29E+10	1.78E+10	3.32E+05	0.00E+00
SI 32	1.04E+03	9.99E+02	9.37E+02	3.59E+02	2.44E-02	0.00E+00	0.00E+00
P 32	9.72E+06	9.99E+02	9.37E+02	3.59E+02	2.44E-02	0.00E+00	0.00E+00
P 33	5.92E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
S 35	1.51E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CL 36	5.32E+08	5.32E+08	5.32E+08	5.31E+08	5.20E+08	4.23E+08	5.32E+07
AR 37	9.44E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
AR 39	2.79E+06	2.52E+06	2.16E+06	2.12E+05	1.80E-05	0.00E+00	0.00E+00
K 40	1.53E+02	1.53E+02	1.53E+02	1.53E+02	1.53E+02	1.53E+02	1.53E+02
K 42	1.97E-02	8.64E-03	2.45E-03	1.51E-11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CA 41	8.55E+06	8.54E+06	8.54E+06	8.47E+06	7.85E+06	3.63E+06	1.64E+03
CA 45	6.74E+09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SC 46	1.43E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CR 51	9.45E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
MN 54	5.38E+12	8.34E-02	6.47E-23	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
FE 55	7.52E+13	2.15E+09	2.43E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
FE 59	9.78E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CO 58	1.49E+13	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CO 60	4.48E+14	2.56E+12	9.58E+08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
NI 59	1.33E+11	1.33E+11	1.33E+11	1.32E+11	1.22E+11	5.61E+10	2.30E+07
NI 63	2.29E+13	1.70E+13	1.08E+13	1.24E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
ZN 65	2.55E+12	5.12E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
GE 71	3.69E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SR 89	4.23E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SR 90	1.21E+08	4.74E+07	1.14E+07	5.65E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Y 90	1.21E+08	4.74E+07	1.14E+07	5.65E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Y 91	1.78E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
ZR 93	1.29E+10	1.29E+10	1.29E+10	1.29E+10	1.29E+10	1.23E+10	8.21E+09
ZR 95	1.14E+14	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
NB 92	7.04E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
NB 93M	1.35E+09	1.08E+10	1.22E+10	1.23E+10	1.22E+10	1.17E+10	7.80E+09
NB 94	6.41E+10	6.40E+10	6.39E+10	6.20E+10	4.56E+10	2.11E+09	9.50E-05
NB 95	2.40E+14	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
NB 95M	8.42E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
MO 93	1.21E+09	1.20E+09	1.19E+09	9.94E+08	1.67E+08	3.01E+00	0.00E+00
TC 98	1.04E+02	1.04E+02	1.04E+02	1.04E+02	1.03E+02	1.02E+02	8.79E+01
TC 99	2.85E+08	2.85E+08	2.85E+08	2.84E+08	2.76E+08	2.06E+08	1.10E+07
RU103	4.33E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
AG108	5.05E+07	4.07E+07	2.94E+07	2.16E+05	1.01E-16	0.00E+00	0.00E+00
AG108M	5.67E+08	4.58E+08	3.30E+08	2.43E+06	1.13E-15	0.00E+00	0.00E+00
AG109M	3.43E+10	1.72E+01	1.04E-13	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
AG110	3.81E+08	2.05E-09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
AG110M	2.87E+10	1.54E-07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

Aktiveringsprodukter

	9 MÅNADER	40 ÅR	100 ÅR	1 K ÅR	10 K ÅR	100 K ÅR	1 M ÅR
CD109	3.43E+10	1.72E+01	1.04E-13	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CD115M	1.70E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
INI13M	6.99E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
INI14	1.37E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
INI14M	1.43E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SNI13	6.98E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SNI17M	3.99E+08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SNI19M	1.16E+14	2.83E-04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SNI21M	2.65E+10	1.54E+10	6.70E+09	2.54E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SNI23	3.30E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SNI25	2.97E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SB124	4.95E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SB125	6.00E+13	3.26E+09	9.81E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SB126	6.34E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TE123M	4.29E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TE125M	1.45E+13	7.94E+08	2.39E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TE127	3.20E+08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TE127M	3.27E+08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
EU154	1.84E+09	7.79E+07	6.18E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
EU155	9.94E+08	4.12E+06	9.39E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
EU156	1.31E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
GD153	2.70E+10	3.97E-08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TB160	6.09E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
HO166M	2.53E+05	2.47E+05	2.39E+05	1.42E+05	7.85E+02	0.00E+00	0.00E+00
LU177	2.06E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
LU177M	8.96E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
HF175	3.65E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
HF181	2.76E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
HF182	2.06E+04	2.06E+04	2.06E+04	2.06E+04	2.06E+04	2.04E+04	1.91E+04
TA182	3.13E+11	2.06E+04	2.06E+04	2.06E+04	2.06E+04	2.04E+04	1.91E+04
W181	9.95E+09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
W185	1.16E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
W188	5.94E+09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RE187	8.14E+02	8.14E+02	8.14E+02	8.14E+02	8.14E+02	8.14E+02	8.14E+02
RE188	6.01E+09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
OS191	6.54E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
IR192	2.93E+07	3.36E+02	2.83E+02	2.12E+01	1.22E-10	0.00E+00	0.00E+00
IR194	8.97E+00	9.62E-02	9.40E-05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
PT193	2.88E+03	2.73E+03	2.51E+03	7.20E+02	2.75E-03	0.00E+00	0.00E+00
TL206	7.68E+02	7.68E+02	7.68E+02	7.68E+02	7.66E+02	7.51E+02	6.10E+02
PB205	8.33E+01	8.33E+01	8.33E+01	8.33E+01	8.33E+01	8.31E+01	8.14E+01
BI208	8.92E+02	8.92E+02	8.92E+02	8.90E+02	8.75E+02	7.39E+02	1.36E+02
BI210	6.98E-08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
BI210M	7.71E+02	7.71E+02	7.71E+02	7.71E+02	7.70E+02	7.54E+02	6.12E+02
PO210	4.51E+08	3.09E+00	3.09E+00	3.08E+00	3.08E+00	3.01E+00	2.45E+00
SUMTOT	1.14E+15	2.10E+13	1.12E+13	2.86E+11	2.12E+11	8.28E+10	1.61E+10

Aktinider och döttrar

	9 MÅNADER	40 ÅR	100 ÅR	1 K ÅR	10 K ÅR	100 K ÅR	1 M ÅR
TL207	3.44E+04	6.27E+05	1.23E+06	9.31E+06	8.98E+07	6.77E+08	8.62E+08
TL208	7.66E+07	4.09E+08	2.30E+08	4.70E+04	9.04E+03	3.23E+04	2.85E+05
TL209	1.60E+02	3.11E+02	1.01E+03	1.26E+05	1.62E+07	3.96E+08	8.72E+08
PB209	7.42E+03	1.44E+04	4.68E+04	5.85E+06	7.50E+08	1.83E+10	4.04E+10
PB210	1.64E+02	4.61E+04	5.14E+05	1.42E+08	5.97E+09	4.69E+10	1.89E+10
PB211	3.45E+04	6.29E+05	1.23E+06	9.34E+06	9.00E+07	6.79E+08	8.65E+08
PB212	2.13E+08	1.14E+09	6.39E+08	1.31E+05	2.51E+04	8.98E+04	7.94E+05
PB214	1.31E+03	1.43E+05	9.46E+05	1.42E+08	5.97E+09	4.69E+10	1.89E+10
BI210	1.64E+02	4.61E+04	5.14E+05	1.42E+08	5.97E+09	4.69E+10	1.89E+10
BI211	3.45E+04	6.29E+05	1.23E+06	9.34E+06	9.00E+07	6.79E+08	8.65E+08
BI212	2.13E+08	1.14E+09	6.39E+08	1.31E+05	2.51E+04	8.98E+04	7.94E+05
BI213	7.42E+03	1.44E+04	4.68E+04	5.85E+06	7.50E+08	1.83E+10	4.04E+10
BI214	1.31E+03	1.43E+05	9.46E+05	1.42E+08	5.97E+09	4.69E+10	1.89E+10
PO210	1.33E+02	4.61E+04	5.14E+05	1.42E+08	5.97E+09	4.69E+10	1.89E+10
PO211	9.66E+01	1.76E+03	3.46E+03	2.61E+04	2.52E+05	1.90E+06	2.42E+06
PO212	1.37E+08	7.29E+08	4.09E+08	8.38E+04	1.61E+04	5.75E+04	5.09E+05
PO213	7.26E+03	1.41E+04	4.57E+04	5.73E+06	7.34E+08	1.79E+10	3.95E+10
PO214	1.31E+03	1.43E+05	9.46E+05	1.42E+08	5.97E+09	4.69E+10	1.89E+10
PO215	3.45E+04	6.29E+05	1.23E+06	9.34E+06	9.00E+07	6.79E+08	8.65E+08
PO216	2.13E+08	1.14E+09	6.39E+08	1.31E+05	2.51E+04	8.98E+04	7.94E+05
PO218	1.31E+03	1.43E+05	9.46E+05	1.42E+08	5.98E+09	4.69E+10	1.89E+10
AT217	7.42E+03	1.44E+04	4.68E+04	5.85E+06	7.50E+08	1.83E+10	4.04E+10
RN219	3.45E+04	6.29E+05	1.23E+06	9.34E+06	9.00E+07	6.79E+08	8.65E+08
RN220	2.13E+08	1.14E+09	6.39E+08	1.31E+05	2.51E+04	8.98E+04	7.94E+05
RN222	1.31E+03	1.43E+05	9.46E+05	1.42E+08	5.98E+09	4.69E+10	1.89E+10
FR221	7.42E+03	1.44E+04	4.68E+04	5.85E+06	7.50E+08	1.83E+10	4.04E+10
FR223	4.76E+02	8.68E+03	1.70E+04	1.29E+05	1.24E+06	9.37E+06	1.19E+07
RA223	3.45E+04	6.29E+05	1.23E+06	9.34E+06	9.00E+07	6.79E+08	8.65E+08
RA224	2.13E+08	1.14E+09	6.39E+08	1.31E+05	2.51E+04	8.98E+04	7.94E+05
RA225	7.42E+03	1.44E+04	4.68E+04	5.85E+06	7.50E+08	1.83E+10	4.04E+10
RA226	1.31E+03	1.43E+05	9.46E+05	1.42E+08	5.98E+09	4.69E+10	1.89E+10
RA228	2.16E-01	1.62E+01	4.60E+01	5.12E+02	6.15E+03	7.87E+04	7.94E+05
AC225	7.42E+03	1.44E+04	4.68E+04	5.85E+06	7.50E+08	1.83E+10	4.04E+10
AC227	3.45E+04	6.29E+05	1.23E+06	9.34E+06	9.00E+07	6.79E+08	8.65E+08
AC228	2.16E-01	1.62E+01	4.60E+01	5.12E+02	6.15E+03	7.87E+04	7.94E+05
TH227	3.40E+04	6.20E+05	1.22E+06	9.21E+06	8.88E+07	6.70E+08	8.53E+08
TH228	2.13E+08	1.14E+09	6.39E+08	1.31E+05	2.51E+04	8.98E+04	7.94E+05
TH229	7.42E+03	1.44E+04	4.68E+04	5.85E+06	7.50E+08	1.83E+10	4.04E+10
TH230	1.26E+06	1.64E+07	4.77E+07	7.77E+08	7.67E+09	4.69E+10	1.89E+10
TH231	4.09E+08	4.10E+08	4.10E+08	4.21E+08	5.21E+08	8.40E+08	8.65E+08
TH232	1.45E+00	2.09E+01	5.08E+01	5.12E+02	6.15E+03	7.87E+04	7.94E+05
TH234	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10
PA231	6.63E+05	1.00E+06	1.52E+06	9.34E+06	9.00E+07	6.79E+08	8.65E+08
PA233	1.60E+10	1.73E+10	2.04E+10	4.49E+10	5.24E+10	5.09E+10	3.80E+10
PA234M	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10
PA234	1.52E+07	1.52E+07	1.52E+07	1.52E+07	1.52E+07	1.52E+07	1.52E+07
U232	6.54E+08	1.11E+09	6.22E+08	1.27E+05	1.90E+04	1.10E+04	4.87E+01
U233	4.92E+05	3.33E+06	8.27E+06	1.48E+08	2.17E+09	1.83E+10	4.04E+10
U234	3.51E+10	4.98E+10	6.51E+10	9.04E+10	8.84E+10	7.12E+10	1.63E+10
U235	4.09E+08	4.10E+08	4.10E+08	4.21E+08	5.21E+08	8.40E+08	8.65E+08

Aktinider och döttrar

	9 MÅNADER	40 ÅR	100 ÅR	1 K ÅR	10 K ÅR	100 K ÅR	1 M ÅR
U236	1.00E+10	1.01E+10	1.01E+10	1.07E+10	1.42E+10	1.63E+10	1.59E+10
U237	1.25E+11	1.88E+10	1.05E+09	3.86E+05	1.85E+05	1.20E+02	0.00E+00
U238	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10	1.17E+10
U240	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	3.98E+04
NP235	1.64E+08	2.08E-03	4.59E-20	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
NP236	2.24E+05	2.24E+05	2.24E+05	2.23E+05	2.11E+05	1.23E+05	5.41E+02
NP237	1.60E+10	1.73E+10	2.04E+10	4.49E+10	5.24E+10	5.09E+10	3.80E+10
NP238	3.32E+09	2.78E+09	2.11E+09	3.49E+07	5.24E-11	0.00E+00	0.00E+00
NP239	1.23E+12	1.22E+12	1.21E+12	1.12E+12	4.79E+11	1.02E+08	1.61E+04
NP240M	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	3.98E+04
PU236	2.34E+10	1.70E+06	2.02E+04	2.01E+04	1.90E+04	1.10E+04	4.87E+01
PU237	2.08E+09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
PU238	1.50E+14	1.13E+14	7.04E+13	6.33E+10	2.06E-08	0.00E+00	0.00E+00
PU239	1.29E+13	1.29E+13	1.29E+13	1.26E+13	9.88E+12	7.55E+11	1.61E+04
PU240	2.21E+13	2.24E+13	2.24E+13	2.04E+13	7.85E+12	5.63E+08	3.98E+04
PU241	5.08E+15	7.67E+14	4.27E+13	1.58E+10	7.57E+09	4.91E+06	0.00E+00
PU242	9.40E+10	9.41E+10	9.41E+10	9.39E+10	9.25E+10	7.87E+10	1.57E+10
PU243	1.68E+04	1.68E+04	1.68E+04	1.68E+04	1.68E+04	1.68E+04	1.61E+04
PU244	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	4.00E+04	3.98E+04
AM241	1.16E+13	1.49E+14	1.58E+14	3.76E+13	7.59E+09	5.17E+06	0.00E+00
AM242M	6.64E+11	5.55E+11	4.23E+11	6.97E+09	1.05E-08	0.00E+00	0.00E+00
AM242	6.61E+11	5.52E+11	4.20E+11	6.94E+09	1.04E-08	0.00E+00	0.00E+00
AM243	1.23E+12	1.22E+12	1.21E+12	1.12E+12	4.79E+11	1.02E+08	1.61E+04
AM245	1.80E+03	5.90E-11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CM241	4.74E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CM242	6.81E+14	4.57E+11	3.48E+11	5.74E+09	8.64E-09	0.00E+00	0.00E+00
CM243	1.25E+12	4.81E+11	1.12E+11	3.48E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CM244	1.92E+14	4.28E+13	4.31E+12	4.72E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CM245	1.71E+10	1.70E+10	1.69E+10	1.57E+10	7.55E+09	4.90E+06	0.00E+00
CM246	4.78E+09	4.75E+09	4.71E+09	4.13E+09	1.11E+09	2.07E+03	2.17E-20
CM247	1.68E+04	1.68E+04	1.68E+04	1.68E+04	1.68E+04	1.68E+04	1.61E+04
CM248	5.45E+04	5.45E+04	5.45E+04	5.44E+04	5.34E+04	4.44E+04	7.06E+03
BK249	1.24E+08	4.07E-06	9.88E-27	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
BK250	2.08E+03	1.13E-03	1.13E-03	1.09E-03	7.61E-04	2.11E-05	5.67E-21
CF249	3.18E+05	5.83E+05	5.17E+05	8.72E+04	1.62E-03	0.00E+00	0.00E+00
CF250	3.37E+06	4.21E+05	1.75E+04	1.09E-03	7.61E-04	2.11E-05	5.68E-21
CF251	2.17E+04	2.11E+04	2.01E+04	1.00E+04	9.66E+00	0.00E+00	0.00E+00
CF252	4.34E+06	1.44E+02	2.05E-05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SUMTOT	6.15E+15	1.11E+15	3.14E+14	7.32E+13	1.91E+13	1.70E+12	7.21E+11

Fissionsprodukter

	9 MÅNADER	40 ÅR	100 ÅR	1 K ÅR	10 K ÅR	100 K ÅR	1 M ÅR
II 3	2.36E+13	2.61E+12	8.99E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
BE 10	1.30E+05	1.30E+05	1.30E+05	1.30E+05	1.29E+05	1.24E+05	8.42E+04
C 14	5.24E+06	5.21E+06	5.18E+06	4.64E+06	1.56E+06	2.92E+01	0.00E+00
SE 79	1.80E+10	1.80E+10	1.80E+10	1.78E+10	1.62E+10	6.20E+09	4.18E+05
KR 81	2.55E+04	2.54E+04	2.54E+04	2.54E+04	2.46E+04	1.83E+04	9.36E+02
KR 85	3.77E+14	2.98E+13	6.15E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RB 86	3.86E+09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RB 87	9.17E+05	9.17E+05	9.17E+05	9.17E+05	9.17E+05	9.17E+05	9.17E+05
SR 89	6.89E+14	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SR 90	3.04E+15	1.20E+15	2.87E+14	1.43E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Y 90	3.04E+15	1.20E+15	2.87E+14	1.43E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Y 91	1.54E+15	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
ZR 93	7.86E+10	7.86E+10	7.86E+10	7.86E+10	7.83E+10	7.51E+10	5.00E+10
NB 93M	9.26E+09	6.58E+10	7.43E+10	7.46E+10	7.43E+10	7.14E+10	4.75E+10
NB 94	6.68E+06	6.67E+06	6.66E+06	6.46E+06	4.75E+06	2.20E+05	9.90E-09
ZR 95	3.04E+15	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
NB 95	6.43E+15	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
NB 95M	2.26E+13	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TC 98	2.27E+05	2.27E+05	2.27E+05	2.27E+05	2.26E+05	2.23E+05	1.92E+05
TC 99	5.72E+11	5.72E+11	5.72E+11	5.71E+11	5.54E+11	4.13E+11	2.21E+10
RH102	3.97E+10	3.35E+06	1.98E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RU103	5.18E+14	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RH103M	4.67E+14	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RU106	1.46E+16	2.77E+04	3.34E-14	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
RI1106	1.46E+16	2.77E+04	3.34E-14	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
PD107	5.55E+09	5.55E+09	5.55E+09	5.55E+09	5.54E+09	5.49E+09	4.99E+09
AG108	1.33E+05	1.07E+05	7.73E+04	5.69E+02	2.65E-19	0.00E+00	0.00E+00
AG108M	1.49E+06	1.21E+06	8.69E+05	6.39E+03	2.98E-18	0.00E+00	0.00E+00
AG109M	4.35E+07	2.18E-02	1.32E-16	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CD109	4.35E+07	2.18E-02	1.32E-16	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
AG110	1.42E+12	7.62E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
AG110M	1.07E+14	5.73E-04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
AG111	2.90E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CD113M	2.65E+12	4.10E+11	2.37E+10	6.37E-09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
IN114	3.87E+09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
IN114M	4.04E+09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CD115M	1.12E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
IN115M	7.86E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SN117M	6.82E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SN119M	4.53E+12	1.11E-05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SN121M	9.58E+09	5.56E+09	2.42E+09	9.16E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SN123	3.37E+13	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TE123M	2.00E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SB124	3.22E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SN125	1.64E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SB125	5.18E+14	2.81E+10	8.47E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TE125M	1.26E+14	6.86E+09	2.07E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SN126	3.55E+10	3.55E+10	3.55E+10	3.53E+10	3.31E+10	1.78E+10	3.46E+07
SB126	4.98E+09	4.97E+09	4.97E+09	4.94E+09	4.64E+09	2.49E+09	4.86E+06
SB126M	3.55E+10	3.55E+10	3.55E+10	3.53E+10	3.31E+10	1.78E+10	3.47E+07

Fissionsprodukter

	9 MÅNADER	40 ÅR	100 ÅR	1 K ÅR	10 K ÅR	100 K ÅR	1 M ÅR
TE127	1.05E+14	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TE127M	1.07E+14	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
XE127	1.68E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TE120	4.49E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TE129M	6.90E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
I129	1.42E+09	1.42E+09	1.42E+09	1.42E+09	1.42E+09	1.41E+09	1.36E+09
XE129M	2.27E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
I131	2.21E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
XE131M	1.59E+08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CS132	2.05E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
XE133	1.77E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CS134	6.52E+15	1.21E+10	2.11E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CS135	1.59E+10	1.59E+10	1.59E+10	1.58E+10	1.58E+10	1.54E+10	1.17E+10
CS136	1.27E+09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
BA136M	2.09E+08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CS137	4.54E+15	1.83E+15	4.58E+14	4.27E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
BA137M	4.30E+15	1.74E+15	4.34E+14	4.04E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
BA140	2.29E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
LA140	2.63E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CE141	1.79E+14	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CE142	1.20E+06	1.20E+06	1.20E+06	1.20E+06	1.20E+06	1.20E+06	1.20E+06
PR143	5.02E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
CE144	2.20E+16	1.45E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
PR144	2.20E+16	1.45E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
PR144M	2.64E+14	1.73E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
ND144	6.41E+01	7.22E+01	7.22E+01	7.22E+01	7.22E+01	7.22E+01	7.22E+01
PM146	9.96E+10	7.08E+08	3.68E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SM146	9.24E+03	1.21E+04	1.21E+04	1.21E+04	1.21E+04	1.21E+04	1.20E+04
ND147	8.58E+08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
PM147	3.84E+15	1.20E+11	1.57E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SM147	8.15E+04	1.76E+05	1.76E+05	1.76E+05	1.76E+05	1.76E+05	1.76E+05
PM148	5.40E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
PM148M	9.58E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SM151	1.51E+13	1.12E+13	7.04E+12	6.88E+09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
EU152	2.15E+11	2.91E+10	1.37E+09	1.64E-11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
GD153	2.85E+11	4.19E-07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
EU154	4.64E+14	1.96E+13	1.56E+11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
EU155	2.80E+14	1.16E+12	2.64E+08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
EU156	4.05E+10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TB160	4.28E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TB161	8.65E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
HO166M	1.68E+08	1.64E+08	1.59E+08	9.44E+07	5.22E+05	0.00E+00	0.00E+00
ER169	2.28E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TM170	6.02E+08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
TM171	3.77E+07	2.64E+01	1.04E-08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
SUMTOT	1.14E+17	6.03E+15	1.47E+15	8.47E+11	8.17E+11	6.26E+11	1.38E+11
AP+AKT+FP	1.21E+17	7.16E+15	1.80E+15	7.43E+13	2.01E+13	2.41E+12	8.75E+11

SSI-rapporter

96-01. Publikationer 1995

Informationsenheten

Gratis

96-02. Application of best Available Technique (BAT) in Swedish Nuclear Industry: Ringhals and Barsebäck Nuclear Power Plants

Report to the Oslo and Paris Commissions in accordance with PARCOM Recommendation 91/4
Division of Waste Management and Environmental Protection

50 kr

96-03. Radionuklidinnehåll i utbränt kärnbränsle. Beräkningar med ORIGEN2.

Cilla Lyckman

50 kr