

KBS TEKNISK RAPPORT

111

Nuklidhalter i använt LWR-bränsle och i högaktivt avfall från återcykling av plutonium i PWR

Nils Kjellbert

Studsvik Energiteknik AB 1978-07-26

NUKLIDHALTER I ANVÄNT LWR-BRÄNSLE OCH I HÖGAKTIVT
AVFALL FRÅN ÅTERCYKLING AV PLUTONIUM I PWR

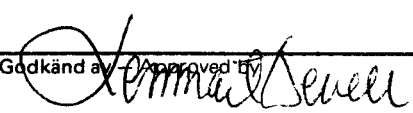
Nils Kjellbert

Studsvik Energiteknik AB 1978-07-26

Denna rapport utgör redovisning av ett arbete som utförts på uppdrag av KBS. Slutsatser och värderingar i rapporten är författarens och behöver inte nödvändigtvis sammanfalla med uppdragsgivarens.

I slutet av rapporten har bifogats en förteckning över av KBS hittills publicerade tekniska rapporter i denna serie.

Studsvik Arbetsrapport - Technical Report

Projektidentifikation – Project identification	Datum – Date 78-07-26	Org enh och nr – Report No. SM-78/25
Titel och författare – Title and author NUKLIDHALTER I ANVÄNT LWR-BRÄNSLE OCH I HÖGAKTIVT AVFALL FRÅN ÅTERCYKLING AV PLUTONIUM I PWR Nils A Kjellbert		
Distribution		
Godkänd av / Approved by 	Kontonr D9123	<input type="checkbox"/> Rapporten skall förhandsviseras – Internal notes
<p>ABSTRACT</p> <p>An investigation of the importance of physical simplification in the ORIGEN code has been made by comparison with the BEGAFIP and CASMO codes. The most significant discrepancy seems to be due to the ORIGEN overestimation of the self-shielding effect on the neutron capture resonance integral of plutonium-240. This leads to an underestimation of the inventories of heavy nuclides with masses 241 through 246. In connection with the investigation, a recalculation of earlier presented inventories in spent fuel has been made, including studies of helium pressure build-up due to alfa decay, and neutron-induced activity in fuel rod construction materials.</p> <p>A rough estimation of plutonium recycle impact on radionuclide inventories in high-level waste has also been made. It is shown that recycling will have no dramatic effects on the inventories of radiologically significant nuclides.</p> <p>The study was initiated and sponsored by KBS.</p>		

BL 4848 A

INNEHÅLLSFÖRTECKNING

	Sid
1. INLEDNING	4
2. NUKLIDHALTER I UTBRÄNT LWR-BRÄNSLE: INVERKAN AV FYSIKALISKA FÖRENKLINGAR I ORIGEN OCH BEGAFIP	5
2.1 ORIGENS arbetssätt	5
2.1.1 Allmänt	5
2.1.2 Uppbyggnadsekvationen	5
2.1.3 Reaktionsraten	7
2.1.4 Flödesbestämning	8
2.2 BEGAFIPs arbetssätt	9
2.3 Jämförelse mellan ORIGEN, BEGAFIP och CASMO. Uppskatt- ning av fel i resulterande källstyrkedata	10
2.3.1 CASMO	10
2.3.2 Jämförelse av erhållna nuklidhalter	11
2.3.3 Skäl till avvikelser i erhållna nuklidhalter	12
3. BILDANDE OCH AVKLINGNING AV TUNGA NUK- LIDER I LWR-BRÄNSLE	16
3.1 De tunga nuklidernas bildande under bestrålningsperioden	16
3.2 De tunga nuklidernas avklingning	18
4. HELIUMBILDNING I UTBRÄNT LWR-BRÄNSLE	19
5. INDUCERAD AKTIVITET I BRÄNSLESTAVARNAS KONSTRUKTIONSMATERIAL	21
6. PLUTONIUMLAGRING OCH ÅTERCYKLING AV PLUTONIUM I PWR	22
6.1 Inledning	22
6.2 Lagring av plutonium	22
6.3 Återcykling av plutonium i PWR	23

INNEHÅLLSFÖRTECKNING

	Sid	
6.3.1	Konceptet	23
6.3.2	Nuklidhalter och käll- styrkor	25
REFERENSFÖRTECKNING		28
BILAGOR		
A.	Tabeller	
B.	Figurer	

1978-07-26

1. INLEDNING

Denna rapport är avsedd att komplettera de tidigare studier av källstyrkor som AB Atomenergi utfört på uppdrag av KBS (1, 2, 3, 4, 5). Under arbetets gång har vissa frågor väckts och meningen är att svar på dessa ska ges nedan.

1978-07-26

2. NUKLIDHALTER I UTBRÄNT LWR-BRÄNSLE:
INVERKAN AV FYSIKALISKA FÖRENKLINGAR
I ORIGEN OCH BEGAFIP

2.1 ORIGENS arbetssätt

2.1.1 Allmänt

De i Ref 1 - 5 redovisade resultaten bygger till mycket stor del på beräkningar med datorprogrammet ORIGEN (6). Programmet är väl beprövat i olika sammanhang och är speciellt lämpat för att beräkna nuklidhalter i och avklingning av utbränt bränsle, högaktivt avfall och hårdkomponenter. För beräkning av nuklidernas bildning under bestrålningsperioden använder programmet en särskild metod som beskrivs nedan.

2.1.2 Uppbyggnadsekvationen

Bildningsraten för nuklid nr i kan skrivas:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_k y_{ik} R_{f,k} + \sum_{\ell} \lambda_{i\ell} N_{\ell} + \sum_m R_{im} - R_{a,i} - \lambda_i N_i \quad (\text{ekv 1})$$

där

- N_i = antalet kärnor av i vid tiden t ,
 y_{ik} = fissionsyielden för i vid klyvning nuklid nr k vid tiden t (för fissionsprodukter),
 $R_{f,k}$ = fissionsraten för nuklid k vid tiden t ,
 $\lambda_{i\ell}$ = sönderfallskonstanten för sönderfall av nuklid ℓ till nuklid i ,
 N_{ℓ} = antalet kärnor av ℓ vid tiden t ,
 R_{im} = bildningsraten för i genom neutronreaktion med nuklid m (annan än fission) vid tiden t ,
 λ_i = sönderfallskonstanten för i ,
 $R_{a,i}$ = förbränningsraten för i , genom alla former av neutronabsorption, vid tiden t .

1978-07-26

Ovanstående generellt tidsberoende variabler är även beroende av lägesvektorn; \vec{x} - och t -beroendet kan vara explicit eller implicit genom neutronernas energifördelning i olika delar av härden vid olika tider. För R och y kan medelvärden för en del av eller hela härden tagna över neutronernas energifördelning vid tiden t tecknas:

$$R = \bar{R}(t) = \bar{r}(t)N(t) ; y = \bar{y}(t) \quad (\text{ekv 2})$$

där $\bar{r}(t)$ och $\bar{y}(t)$ är energifördelnings- och lägesviktade medelvärden för "mikroskopiska reaktionsraten" och fissionsyielden.

$$\begin{aligned} \frac{dN_i}{dt} = & \sum_k \bar{y}_{ik}(t) \bar{r}_{f,k}(t) N_k + \\ & + \sum_l \lambda_{il} + \sum_m \bar{r}_m(t) N_m - \\ & - [\lambda_i + \bar{r}_{a,i}(t)] N_i \end{aligned} \quad (\text{ekv 3})$$

Om $\{N_i\}$ betraktas som en vektor \vec{N} kan matrisformalism användas:

$$\frac{d\vec{N}}{dt} = M(t) \vec{N}(t) \quad (\text{ekv 4})$$

För små t gäller approximativt $M(t) \approx M(0)$ och lösningen kan skrivas som

$$\vec{N}(t) \approx \exp [M(0) \cdot t] \vec{N}(0) \quad (\text{ekv 5})$$

Motsvarande gäller förstås för små inkrement:

$$\vec{N}(t+\Delta t) \approx \exp[M(t) \cdot \Delta t] \vec{N}(t) \quad (\text{ekv 6})$$

1978-07-26

vilket ger programmet möjlighet att i små steg beräkna de slutliga nuklidhalterna.

För att beräkna \vec{N} använder programmet serieutveckling av exponentialfunktionen ("the Matrix Exponential Series Method", beskriven även i Ref 7):

$$\exp[M(t) \cdot \Delta t] = \sum_{n=0}^{\infty} \frac{[M(t) \cdot \Delta t]^n}{n!} \quad (\text{ekv 7})$$

2.1.3 Reaktionsraten

ORIGEN använder för beräkning av reaktionsrater en modifikation av Westcott-formalismen (8) som anknyter till den klassiska tregruppsteorin med uppdelning av flödet i tre fraktioner: ett temperaturstyrt Maxwell-Boltzmann-fördelat termiskt flöde, ett nedbromsningsflöde som är konstant i varje letargienhetsintervall samt ett rent fissionsspektrumflöde. "Mikroskopiska reaktionsraten" tecknas i ORIGEN:

$$r(t) = \phi_{th}(t) [\pi T_0 / 4T(t)]^{1/2} g(T(t)) \sigma_0 + \\ + \phi_{epi}(t) RI_{eff} + \phi_{fiss}(t) \sigma_{>1} \quad (\text{ekv 8})$$

där

$\phi_{th}(t)$ = det reella termiska flödet,
 $[\pi T_0 / 4T(t)]^{1/2}$ = förhållandet, för en l/V-absorbator, mellan reaktionsraten för Maxwell-Boltzmann-fördelade neutroner med temperaturen T och reaktionsraten för monoenergetiska 2200 m/s-neutroner (motsv $T_0 = 293.15$ K),

1978-07-26

$g(T(t))$	= en faktor som korrigerar för icke- 1/v-beteende hos tvärsnittet för termiska neutroner,
σ_0	= 2200-m/s-tvärsnittet,
$\phi_{\text{epi}}(t)$	= det epitermiska neutronflödet per letargienhetsintervall,
RI_{eff}	= $\int_{0.5 \text{ eV}}^{\infty} \sigma_{\text{eff}}(E) d(\ln E)$ = effektiva resonansintegralen <u>inkl 1/v-</u> <u>området</u> ,
ϕ_{fiss}	= fissionsneutronflödet
$\sigma_{>1}$	= tvärsnittet för reaktion med trös- kel över 1 MeV, viktat över fis- sionsspektret.

ORIGEN förenklar detta uttryck till

$$\bar{\phi}(t) \bar{\sigma}(t) = \phi_{\text{th}}(t) (\text{SIGTH} * \text{THERM} + \\ + \text{RITH} * \text{RES} + \text{SIGMEV} * \text{FAST}) \quad (\text{ekv } 9)$$

där

SIGTH	= medelvärdet av $g \cdot \sigma_0$ under bestrål- ningsperioden,
THERM	= medelvärdet av $(\pi T_0 / 4T)^{1/2}$ under be- strålningsperioden,
RITH	= RI_{eff} ,
RES	= medelvärdet av $\phi_{\text{epi}} / \phi_{\text{th}}$ under bestrål- ningsperioden,
SIGMEV	= $\sigma_{>1}$,
FAST	= 1.45 gånger medelvärdet av $\phi_{>1} / \phi_{\text{th}}$ under bestrålningsperioden ($\phi_{>1}$ är flödet över 1 MeV, $1.45 = 1/0.69$, $0.69 =$ andelen av fissionsspektret över 1 MeV för U235).

2.1.4 Flödesbestämning

I ORIGEN kan det termiska flödet anges i indata vid beräkning av t ex inducerad aktivitet i hårdkomponenter. I burnup-beräkningar, där fissilt material är involverat, kan man i stället välja att ange effekttätheten i de olika utbrännings-

1978-07-26

stegen. Effekttätheten anger direkt fissions-
raten (antal klyvningar/ sekund):

$$P = 3.20 \cdot 10^{-17} \Sigma_{f,tot}(t) \phi_{th}(t) \text{ MW} \quad (\text{ekv 10})$$

där $3.20 \cdot 10^{-17}$ är antal MJ per klyvning (= 200 MeV) och där $\Sigma_{f,tot}(t)$ är det totala makroskopiska fissionstvärnsnittet för alla fissila nuklider i t ex ett ton uran med mikroskopiska tvärnsnitt för de enskilda nukliderna = SIGTH*THERM + ... och så vidare. Med hjälp av P och $\Sigma_{f,tot}$ kan alltså flödet bestämmas.

2.2 BEGAFIPs arbetssätt

BEGAFIP (9) delar upp nuklidernas komplicerade bildnings- och sönderfallsmönster i linjära kedjor:

$$\frac{dN_i}{dt} = \gamma_i \cdot F + \gamma_{i-1} N_{i-1} - \lambda_i' N_i \quad (\text{ekv 11})$$

där

- F = klyvningsraten,
 γ_{i-1} = överföringskonstant för överföring av nuklid i-1 till nuklid i (= λ_{i-1} eller r_{i-1}),
 λ_i' = total sönderfallskonstant (= $\lambda_i + r_i$).

Övriga symboler har samma betydelse som tidigare.

Om klyvningsraten F kan sättas konstant i ett tidsintervall kan differentialekvationerna integreras analytiskt. Man slipper på detta sätt från matrisformalismen men nackdelen är att återkoppling (då en nuklid genom sönderfall direkt eller indirekt ger upphov till sin egen moder) ej kan behandlas.

1978-07-26

Även BEGAFIP anknyter till Westcott-formalismen, Reaktionsraten tecknas:

$$\bar{r}(t) = \phi_0 \{g(T)\sigma_0 [1 + (4T_0/\mu T)^{1/2}\alpha] + \alpha RI'\} \quad (\text{ekv 12})$$

där

- ϕ_0 = konventionella termiska neutronflödet (2200 m/s),
- μ = 3.68, en spektrumparameter som sammanhänger med gränsdragningen mellan Maxwelldelen och epitermiska delen av spektret,
- α = ϕ_{epi}/ϕ_0 ,
- RI' = resonansintegralen exkl 1/v-delen.

Denna version av Westcottformalismen tar ej hänsyn till den anhopning av snabba neutroner som uppstår i lättvattenreaktorers neutronspektrum. En faktor som korrigerar för snabba klyvningar kan dock anges i indata.

Liksom i ORIGEN finns i BEGAFIP möjlighet att välja mellan att ange flödet eller effekttätheten i utbränningsstegen.

2.3 Jämförelse mellan ORIGEN, BEGAFIP och CASMO. Uppskattning av fel i resulterande källstyrkedata

2.3.1 CASMO

I beräkningarna för KBS-resteffektrapport (2) ingick även jämförande beräkningar med CASMO (10).

CASMO är ett program som utför utbränningsberäkningar för element- eller pincellgeometri. Nuk-

1978-07-26

leära data är samlade i ett bibliotek innehållande mikroskopiska tvärsnitt i sextionio alternativt tjugofem energigrupper. CASMO beräknar neutronflödestätheter (om effekttätheten specificeras) reaktionsrater, nuklidkoncentrationsändringar m m i de olika utbränningsstegen. Självskärmning tas automatiskt hänsyn till. Endast de tunga nuklidernas halter (masstal mellan 235 och 254) och halterna av de ur neutronekonomisynpunkt väsentliga fissionsprodukterna beräknas. I Tabell A.1 görs en direkt jämförelse mellan ORIGEN, BEGAFIP och CASMO vad gäller metodik och möjligheter.

Som inses av ovanstående ger CASMO mycket pålitligare värden på nuklidhalterna än ORIGEN och BEGAFIP med sina luddigt definierade medeltvärsnitt och flödeskvoter. CASMO har dock nackdelar vilka gör att programmet ej går att använda för beräkningar på avfall m m: endast ett fåtal fissionsprodukter är upptagna i databiblioteket och någon option för att räkna på ren avklingning finns inte. Även BEGAFIP har nackdelar: tyngre nuklider med masstal under 232 behandlas ej, tritium finns ej med bland fissionsprodukterna och ingen möjlighet finns att beräkna inducerad aktivitet i konstruktionsmaterial. Dessa är skälen till att ORIGEN har använts i så stor utsträckning i Ref 1 - 5. ORIGENS nackdelar behandlas närmare nedan.

2.3.2 Jämförelse av erhållna nuklidhalter

I arbetet för Ref 2 ingick jämförande beräkningar med de tre datorprogrammen; dels för PWR (Ringhals 3, 38.5 MW(t) och 33 000 MWd(t) per ton uran), dels för BWR (Forsmark 1, 22.0 MW(t) och 27 600 MWd(t)/tU). I Tabell A.2a anges mängderna av ett antal tunga nuklider i bränslet, direkt efter avstängning, enligt de tre

1978-07-26

programmen. För PWR har i CASMO 69-gruppsbiblioteket använts (11) medan 25-gruppsbiblioteket har använts för BWR (2). Tabell A.2b (från Ref 12) demonstrerar, för PWR, förhållandena mellan CASMO- och BEGAFIP/ORIGEN-värden. Den allmänna tendensen hos ORIGEN verkar vara att underskatta halterna av nuklider med masstal 241 - 246. Skälen till detta berörs under 2.3.3.

De tunga nuklidernas halter, tillsammans med fissionsyielder samt infångningstvårsnitt och sönderfallskonstanter för fissionsprodukterna själva, inverkar på fissionsprodukthalterna i utbränt bränsle. Av betydelse är här de relativa fissionsratfördelningarna, som är redovisade i Tabell A.3. Skillnader här påverkar fissionsproduktsammansättningen. CASMO beräknar halterna av de FP som har något betydande tvärsnitt. En jämförelse för PWR mellan CASMO och ORIGEN finns i Tabell A.4. De med asterisk markerade nukliderna finns ej i CASMOS databibliotek men värden som har kunnat jämföras med ORIGEN-värdena har beräknats eftersom dessa nuklider har försumbart tvärsnitt (liksom deras mödrar) och lång livslängd. Därvid har fissionsratfördelningar enligt Tabell A.4 och fissionsyielder från senaste Meek & Rider (13) använts. Överensstämmelsen får betraktas som förhållandevis god.

2.3.3 Skäl till avvikelser i erhållna nuklidhalter

Det är ganska naturligt att ett program som CASMO ger sannare värden på nuklidhalterna än ORIGEN och BEGAFIP. I de senare finns t ex endast begränsade möjligheter att ta hänsyn till utbränningsberoendet hos de neutronfysikaliska parametrarna. I beräkningarna för Ref 1, gällande PWR, antogs att neutrontemperaturen var

1978-07-26

ungefär lika med moderatortemperaturen, 310°C (583 K), ett standardantagande i sammanhanget. Det gav $\text{THERM} = 0.63$. För RES och FAST användes värdena i det med ORIGEN-manualen (6) medföljande beräkningsexemplet för PWR, nämligen 0.33 och 2.00 respektive. Från CASMO-beräkningarna för Ref 2 gällande Ringhals 3 med 12 % högre effekttäthet än Ringhals 2 från Ref 1, bestämdes värden på parametrarna i ORIGEN och BEGAFIP enligt Tabell A.5, där också BWR (F1) är redovisad. Endast medelvärdena användes sedan. Neutrontemperaturen visade sig vara påfallande hög både för PWR och BWR. Neutronerna är dåligt modererade i LWR och flödet avviker kraftigt från Maxwell-fördelningen, något som gör Westcott-formalismen dubiös i sammanhanget. Skillnaden i PWR-parametrar för Ref 1 och 2 är av relativt liten betydelse eftersom effekttätheten helt bestämmer klyvningsraten och en allmän minskning (eller ökning) av tvärsnittet kommer, beräkningsmässigt, att medföra motsvarande ökning (minskning) av neutronflödet. En viss omfördelning av relativa betydelsen mellan σ_0 , RI och $\sigma_{>1}$ blir dock följd. Direkt jämförelse mellan nuklidhalterna ger vid handen att skillnaden ändå blir liten.

En källa till skillnader i utdata från de olika programmen är olikheter i databiblioteken. Här måste tyvärr konstateras att ORIGENS databibliotek är en aning gammalt. 2 200 m/s-tvärsnittet och resonansintegralerna är i huvudsak hämtade från tidigare utgåvor av BNL-325 (14), dock ej de senaste. Här använder BEGAFIP ett kondensat av CASMOs 69-gruppsbibliotek (15) som i sin tur är hämtat från ENDF/B-3. Fissionsyielddata i ORIGEN är hämtade från en tidigare sammanställning av Meek & Rider (16) och man har med

1978-07-26

förkärlek valt de data i (16) som egentligen härrör från Katcoff (17). BEGAFIP använder Meek & Rider's senaste sammanställning (13).

En annan väsentlig storhet som delvis har med databiblioteket att göra och som dessutom är utbränningsberoende är självskärmningen hos nuklider med mycket skarpa resonanser. CASMO tar automatiskt hänsyn till sådana effekter medan ORIGEN använder data för U235, U238, Pu239 och Pu240 från Hansen & Roach (18). I Tabell A.6 kan effekterna av självskärmning studeras i och med jämförelsen med de oskärmade n, γ -resonansintegralerna från senaste BNL-325 (19). I BEGAFIPs databibliotek har ingen hänsyn tagits till självskärmningen utan oskärmade resonansintegraler måste speciellt läsas in. Det värde för plutonium-240 som användes i BEGAFIP-beräkningarna för Ref 2, 3 000 barns, gav god överensstämmelse med nuklidhalterna från CASMO för $241 \leq M \leq 244$. Detta förhållande antyder att självskärmningseffekten på Pu240s resonansintegral är överskattad i ORIGEN ($RI_{eff} = 2\ 000$ barns) från vilket halterna för $241 \leq M \leq 246$ är ungefär så mycket mindre än från BEGAFIP som motsvaras av förhållandet mellan de båda RI_{eff} , som ju konstituerar nästan hela det effektiva Westcott-tvärsnittet.

Trots de källor till fel som identifierats ovan, trots Westcott-formalismens begränsningar (dålig moderation i LWR, luddigt definierade medeltvärsnitt, flödeskvoter, cut-off energier m m) och trots alla källor till diskrepanser som ej behandlats ovan är överensstämmelsen mellan resultaten från de tre programmen mycket god. Därför bör dessa resultat vara tillförlitliga, i synnerhet de från CASMO. En uppdatering av vissa tidigare resultat från ORIGEN och BEGAFIP redovisas i kapitel 3 nedan.

1978-07-26

En alldeles utmärkt diskussion av betydelsen av förenklade fysikmodeller i datorprogram av typ ORIGEN och BEGAFIP kan återfinnas i Ref 20.

1978-07-26

3. BILDANDE OCH AVKLINGNING AV TUNGA NUKLIDER I LWR-BRÄNSLE

3.1 De tunga nuklidernas bildande under bestrålningensperioden

De tunga nukliderna, masstal 206 och däröver, genereras genom successiva neutroninfångningar i bränslets uran-234, uran-235 och uran-238 och åtföljande α - och β -sönderfall. Det huvudsakliga bildnings- och sönderfallsmönstret finns illustrerat i figurerna 3-1 och 3-2 i Ref 21.

De med ORIGEN beräknade nuklidhalterna i Ref 1 har kunnat ställas under granskning med hjälp av CASMO-beräkningarn för Ref 2. I Ref 1 användes Ringhals 2 som typfall: utbränning 33 000 MWd(t)/tU, effekttäthet 34.4 MW(t), anrikning 3.1 w/o U-235. I Ref 2 användes Ringhals 3 som modell för PWR: 33 000, 38.5 och 3.25 respektive, samt Forsmark 1 för BWR: 27 600, 22.0 och 2.75 respektive. Skillnaden mellan nuklidhalter från R2 och R3 torde vara liten eftersom utbränningen är den i sammanhanget allt överskuggande parametern. Därför bör CASMO-värden för R3 vara mer rättvisande för R2 än de ursprungliga ORIGEN-värdena från Ref 1.

CASMO behandlar endast tunga nuklider med masstal 235 och däröver och rutiner för beräkningar på ren avklingning ingår inte. Därför användes discharge-värden från CASMO (2, 11) som indata till ORIGEN i en avklingningsberäkning. För att erhålla korrigerade discharge-värden även för de nuklider som inte finns i CASMO användes ett särskilt förfaringssätt som nödvändiggjorde en noggrann genomgång av bildningssättet för alla tunga kärnor (i ORIGEN, 100 st). De nuklider som inte finns i CASMO följdes "bakåt" i bildnings-

1978-07-26

kedjan tills en "CASMO-nuklid" påträffades varefter skalning skedde. Exempel: tallium-208 härstammar, via ett antal sönderfall och en infångning, från neptunium-237. Det korrigerade värdet beräknades som:

$$[Tl-208]_{KOPR} = [Tl-208]_{ORIGEN} \cdot [Np-237]_{CASMO} / [Np-237]_{ORIGEN} \quad (\text{ekv 13})$$

där ORIGEN-värdena för R3 och F1 hämtades från körningar för Ref 2. Bakom denna modell ligger antagandena: halten vid discharge för en nuklid i en kedja är proportionell mot moderns genomsnittshalt under hela bestrålningsperioden (eller perioden efter sista avställningen i vissa fall), genomsnittshalten är proportionell mot dischargehalten för modern. Detta antas gälla genom alla kedjor varför dessa kan "kortslytas" genom "tillbakagången" som beskrivs ovan. I Tabell A.7 finns alla ORIGENS tunga nuklider redovisade med respektive huvudsakliga bildningssätt, enligt ORIGEN. "Räknebasnukliderna" från CASMO finns också med. För BWR (F1) användes CASMOs gamla databibliotek, motsvaras av nuklid inom parentes. För vissa aktinider ansågs det i ORIGEN angivna bildningssättet irrelevant i skenet av nya tvärsnittsdata i BNL-325 (19). Detta gäller uran-240, plutonium-244 och 245 och curium-243. För dessa har ORIGEN helt eller delvis tappat bort upphovsnuklidernas tvärsnitt. Detta får återverkningar även på sänderfallsprodukterna neptunium-240m och americium-245. För dessa gjordes en speciell beräkning för hand. Dischargehalten för uran-234 togs direkt från ORIGEN sedan en kontroll gjorts av den relativa okänsligheten för ändringar i neutronfysikaliska parametrar.

1978-07-26

Man kan alltså spåra alla nuklider tillbaka till U-234, 235 och 238 genom att gå in i Tabell A.7 upprepade gånger.

3.2 De tunga nuklidernas avklingning

Med de enligt 3.1 beräknade nuklidhalterna vid avstängning-uttag som indata gjordes en beräkning med ORIGEN på avklingning vid olika tider fram till tio miljoner år efter avstängning. Resultaten är redovisade i Tabell A.8a och A.8b. Avklingningen följer det mönster som anges i figur 3-2 i Ref 21.

1978-07-26

4. HELIUMBILDNING I UTBRÄNT LWR-BRÄNSLE

På grund av α -sönderfall av i första hand de tunga nukliderna i utbränt bränsle skapas relativt stora mängder helium. Tabell A.10a beskriver tillväxten i PWR- och BWR-bränsle. Om helium skulle lösgöras till de eventuellt tillgängliga volymer som finns i bränslet kan övertrycken bli ganska stora. Vid de nominella tryck som kan tänkas bli aktuella gäller inte allmänna gaslagen för ideala gaser, $pV = nRT$. Flera ansatser är här möjliga, bland andra virialutveckling:

$$p\bar{V} = A(T) + B(T)p + C(T)p^2 \dots \quad (\text{ekv 14})$$

där \bar{V} är molvolymen och $A(T)$ lika med RT (22).

I beräkningarna i denna rapport har en ytterligare approximation gjorts i och med att endast första och andra virialkoefficienterna A och B medtagits. Vid de tider som är av störst intresse, $10^5 - 10^7$ år, har antagits att $T = 300$ K. För helium gäller då att $B = 11.5 \text{ cm}^3$ (22).

I Figur B.1a och B.1b kan, för PWR (R3) och BWR (F1), det nominella heliumtrycket i en bränslestav som funktion av tillgänglig volym avläsas. För de angivna volymerna gäller:

Porvolymen är den ekvivalenta volym som har att göra med att urandioxiden ej når teoretisk densitet.

Den fria volymen härrör från skälning, fasning, urbristningar och staplingsfel i kutsraden.

Kapslingsspaltvolymen kräver knappast någon närmare förklaring.

1978-07-26

Plenumvolymnetto är hela plenums volym minus volymen av nedhållarfjädrarna.

Värdena för BWR gäller normalstaven.

Porvolym och fri volym för PWR-staven har erhållits direkt med hjälp av ett mindre noggrant värde på UO_2 -densiteten. Med hjälp av den och med kännedom om bränslets bulkvolym kan den fria volymen beräknas. Porvolymen ges direkt av förhållandet mellan aktuell och teoretisk densitet.

Data för R3s och Fls bränslestavar finns i Tabell A.11. Bild på en typisk PWR-stav finns i Figur B.2.

Försök till uppskattningar av påverkan av svällning i utbränt bränsle eller heliets möjlighet att migrera till de olika volymerna får anses ligga utanför det i denna rapport behandlade ämnet. Såväl kutsar som kapsling sväller under bestrålningen vilket medför att kapslingsspalten minskar. Det förtjänar dock nämnas att Ruffe och m fl (23) funnit en heliumlöslighet i UO_2 (partiklar $\approx 4 \mu m$) vid $1 200^\circ C$ av $6.7 \cdot 10^{-4} \text{ cm}^3$ (NTP)/g $UO_2 \cdot \text{atm}$. Detta är nästan en tiopotens högre än vad en extrapolation av Bostrum's resultat (redovisade i Ref 24) ger vid handen. Ruffe och m fl visar också att He/ UO_2 följer Henrys lag, att lösningsvärmnet är ungefär 34 kcal/mol (142 kJ) och att diffusionskonstanten vid $1 200^\circ C$ är $1.5 \cdot 10^{-13} \text{ cm}^2/\text{s}$.

1978-07-26

5. INDUCERAD AKTIVITET I BRÄNSLESTAVARNAS KONSTRUKTIONSMATERIAL

Under bestrålningen av bränslet vid drift utsätts bränslestavarna för stora neutronflöden. Härvid induceras aktivitet i konstruktionsmaterialen, förutom i uranet. Kapslingen och ändpluggarna (här gemensamt kallade "kapsling") är tillverkade i zirkoniumlegeringen zirkaloy; Zirkaloy-4 i R2 och R3 och Zirkaloy-2 i F1. I fissionsgasutrymmet (plenum) sitter en nedhållarfjäder av rostfritt stål; AISI 304 i R2 och R3, SIS 2331 i F1. Dessutom är bränslet i oxidform och inducerad aktivitet uppstår i syret. Data för bränslestavarna finns i Tabell A.11 och en bild på en typisk PWR-stav kan återfinnas i Figur B.2. Sammansättningarna av zirkaloy och rostfritt stål finns i Ref 5. Bränslet har i beräkningarna antagits innehålla 10 ppm kväve som förorening.

I Tabellerna A.12 (PWR-R2) och A.13 (BWR-F1) är nuklidhalter i materialen efter full utbränning redovisade. Tabell A.12a och A.13a redovisar summaaktiviteterna för stavarna exklusive uranet. Beräkningarna har utförts med ORIGEN.

Efter tio år utgörs nästan hela aktivitetens innehåll av kol-14, kobolt-60, nickel-59, nickel-63 och zirkonium-93/niob-93m. Vid mycket långa tider dominerar nickel-59, främst från nedhållarfjädrarna, och zirkonium-93/niob-93m, främst från kapslingen. Källan till nukliderna utgörs av n, γ -reaktioner utom för kol-14 för vilken $N14(n, p)C14$ och $O17(n, \alpha)C14$ dominerar över $C13(n, \gamma)C14$ som har ett ganska lågt tvärsnitt. Data för nukliderna finns i Tabell A.14.

1978-07-26

6. PLUTONIUMLAGRING OCH ÅTERCYKLING AV PLUTONIUM I PWR

6.1 Inledning

Vid bestrålning av uranbränsle under drift av lättvattenreaktorer bildas, genom successiva neutroninfångningar, bland annat ett flertal isotoper av plutonium, se kapitel 3. Två av dessa, Pu239 och Pu241, har mycket höga fissionstvärnsnitt för termiska neutroner, se Figur B.3a och B.3b. Detta gör det förmånligt att återföra plutonium till lättvattenreaktorer i form av plutoniumberikat bränsle.

Vid upparbetningen avskiljs och renas plutonium i ett antal processkemiska steg. Detta är väl beskrivet t ex i Ref 25. I Nuclear Fuel Services anläggning i West Valley upparbetades mer än 630 ton bränsle mellan 1966 och 1971, vara ca 240 ton LWR-bränsle. Återvinningen av plutonium var i genomsnitt 97.6 % (26). I Karlsruhes arbete med upparbetning i pilotskala har återvinningen varit över 99 % och plutoniet har varit förorenat med 10^{-6} % av fissionsprodukterna och 0.1 % av uranet i bränslet (27). Det betyder att nästan allt plutonium i utbränt bränsle i mycket ren form kan återföras.

6.2 Lagring av plutonium

Mellan upparbetningen och återföringen måste plutoniet lagras. Detta sker ofta i form av PuO_2 . Vid lagringen "åldras" plutoniet, dvs sönderfallsprodukter bildas, särskilt genom sönderfall av de mer kortlivade plutoniumisotoperna. Speciellt sönderfallen $\text{Pu241} \xrightarrow[14.6 \text{ år}]{\beta}$, $\text{Am241} \xrightarrow[2.85 \text{ år}]{\alpha}$ och $\text{Pu236} \xrightarrow[72 \text{ år}]{\alpha} \text{U232} \xrightarrow[72 \text{ år}]{\alpha} \text{Th228} + \text{dött-}$ rar är betydande. Båda kedjorna bidrar till att gammastrålningen ökar med lagringstiden och

1978-07-26

americum-241 ger dessutom någon förhöjning av den termiska effekten och av neutronflödesintensiteten.

Första halvan av Tabell A.15 ger mängden plutonium som utvinns vid upparbetning efter tio års avsvälning av uranbränsle från PWR (R3). 100 % återvinning har här antagits. Tabell A.16 visar termiska effekten och neutronflödestätheten i plutoniet vid olika lagringstider och Figur B.4 ger gammaspektrum vid olika tider. Vad gäller α, n -neutronerna från syre har antagits att PuO_2 följer antagandet för UO_2 i ORIGEN:

$$\begin{aligned} & \text{Antal neutroner per alfasönderfall} \\ & = 1.0 \cdot 10^{-10} E_{\alpha}^{3.65} \end{aligned}$$

där E_{α} är α -partikelenergin i MeV (6).

Det är fördelaktigt med snar bränsletillverkning efter upparbetningen. Längre tids lagring medför också förluster av fissilt Pu241. Även relativt kort lagring kan ställa till problem för bränsletillverkaren så tillvida att de i kontrakt m m angivna bränslespecifikationerna ej kan hållas utan ytterligare omarbetning. En mer allmän och uttömmande diskussion om plutoniumlagring finns i Ref 28.

6.3 Återcykling av plutonium i PWR

6.3.1 Konceptet

I ett gemensamt projekt har Edison Electric Institute och Westinghouse studerat återcykling av plutonium i tryckvattenreaktorer (29). För att simulera jämviktsåtercykling analyserades drift med laddning av härden till en tredjedel

1978-07-26

med MOX-bränsle (MOX = mixed oxide) och jämförelse gjordes med UO_2 -drift. Följande slutsatser drogs:

- En genomsnittlig "anrikning" av 4.2 w/o Pu (fiss) krävs för uppnående av utbränningen 33 000 MWd(t)/mthm*.
- Med användande av "the discrete assembly concept" (alla stavar i ett element är antingen MOX eller UO_2) kan upprepad självgenererande återföring ske med alla MOX-stavar i element utan styrstavar. Detta kan göras utan att minska maximala effekttätheten och utan reduktion av härdens livstid.
- Med en tredjedel av härden laddad med Pu-berikat bränsle är det inte nödvändigt att installera ytterligare styrstavar eller att placera MOX-stavar i element innehållande styrstavar.
- Moderatorernas temperaturkoefficient för härden med Pu-berikat bränsle är 6.5 % mer negativ än för UO_2 -härden vilket gör att styrstavarnas reaktivitetsekvivalens minskar något när härdens temperatur ökar.
- Naturligt uran är ekonomiskt fördelaktigare än utarmat uran som "grundmaterial" i MOX-stavarna.

På grundval av ovanstående har beräkningar gjorts med ORIGEN på två återcyklningar under antagandena:

- Det ur reaktion uttagna bränslet får svalna i tio år varefter uppärbetning och omedelbar bränsletillverkning sker. Tiden mellan bränsletillverkning och laddning/start försummas.
- Plutoniumåtervinningen är 100 % och allt plutonium återförs till härden.
- Återföringen sker i särskilda element med PuO_2 i naturlig UO_2 . Genomsnittshalten Pu (fiss) är 4.2 w/o räknat på Pu + U totalt.

* metric ton of heavy metal

1978-07-26

- Övriga element är rena UO_2 -element med samma anrikning som för vanlig UO_2 -drift.
- Reaktivitetsförhållandena i härden kan tänkas ändras något vid återföring jämfört med ren UO_2 -drift. Inga extra styrtavar behöver dock användas varför inverkan av eventuellt ändrad borhalt på flödeskvoterna har försumrats i beräkningarna. Den ändrade bränslesammansättningens påverkan på de neutronfysikaliska parametrarna har också försumrats. Dessa approximationer är av ringa betydelse i en så pass grov uppskattning som det här är fråga om.

6.3.2 Nuklidhalter och källstyrkor

I ORIGEN-beräkningarna på plutoniumåterföring användes samma neutronfysikaliska indata som i beräkningarna för Ref 1. Nuklidhalter i utbränt uranbränsle har också hämtats från Ref 1, närmare bestämt från Tabellerna I och VI där. För att inte felen i ORIGEN-beräkningarna ska adderas vad gäller nuklidhalterna vid upprepad återcyklning har plutoniummängden i uranbränsle från CASMO-körningen för Ref 2 använts som indatum till ORIGEN-körningen för första återföringen. "Plutoniuminputen" till körningen för andra återföringen har däremot hämtats från ORIGEN-körningen för första återföringen. Plutoniummängder och nuklidsammansättning finns redovisade i Tabell A.15.

I Tabell A.17 och A.18 visas nuklidhalter i det högaktiva avfallet. 0.1 % av uranet och 0.5 % av plutoniet antas stanna i avfallet. För halter i uranbränsle hänvisas till Tabell I och VI i Ref 1. Det högaktiva avfallet motsvarar ett genomsnitt för härden och ej för det speciella MOX-bränslet. Grafiska representationer finns i Figur B.5, B.6, B.7 och B.8 Här bör

1978-07-26

ihågkommas att ORIGEN underskattar halterna av nuklider med masstal 241 - 246 med 30 - 40 %. Genom det ovan beskrivna förfarandet kommer dock de relativa halterna i en jämförelse mellan uran och första plutoniumåtercyklingen att bli riktiga. Däremot blir halterna av de nämnda tunga nukliderna efter andra återcyklingen något för låga även relativt sett. Tendenserna kan ändå tydligt avläsas.

Yielddata för olika klyvbara nuklider är inte så olika att den ändrade fissionsratfördelningen påverkar de mest intressanta fissionsprodukternas halter. Vid korta tider blir skillnaden mellan de radiologiskt intressanta tunga nuklidernas halter inte så stora vid återcykling. En starkare tillväxt vid längre tider blir däremot resultatet av den ökade plutoniumhalten i färskt bränsle. Detta beror på att successiva neutroninfångningar orsakar starkare uppbyggnad av transplutonier som sedan sönderfaller. Sönderfallseffekten visar sig främst i tidsintervallet 300 - 10 000 år efter uttag. För radium-226 och torium-229 blir skillnaden ändå ointressant liten.

Särskilda beräkningar gjordes även på själva MOX-bränslet för att studera inverkan av återcykling på resteffekt och strålnivå i utbränt bränsle vid kort tider. Även om återcykling förutsätter upparbetning så måste MOX-elementen hanteras. Resultaten är redovisade i Tabell A.19 och Figur B.9, B.10 och B.11 och lämnas utan kommentar.

Motsvarande för det högaktiva avfallet visas i Tabell A.20 och A.21 samt Figur B.12, B.13

1978-07-26

och B.14. Vad gäller resteffekten så är data från ORIGEN lägre än de som rekommenderats i Ref 2. Därför visas de relativa värdena i Tabell A.20. Redan vid tio år är resteffektökningen vid återcykling 40 till 70 % utan att avfallets totala innehåll i Curie har hunnit påverkas nämnvärt. Det beror främst på den ökade halten curium-244 vars alfastrålning ger en tiopotens större effekt än fissionsprodukterna, räknat per sönderfall.

En studie av plutoniumåtercykling i BWR kan återfinnas i Ref 30.

1978-07-26

REFERENSFÖRTECKNING

1. KJELLBERT, N A
Källstyrkor i utbränt bränsle och hög-
aktivt avfall från en PWR beräknade med
ORIGEN.
KBS Teknisk rapport 01, 1977-04-05
(AB Atomenergi TPM-SM-43).
2. EKBERG, K, KJELLBERT, N A och OLSSON, G
Resteffektstudie för KBS
Del Litteraturgenomgång
Del 2 Beräkningar.
KBS Teknisk rapport 07, 1977-04-19
(Del 1: Ekberg & Olsson, AB Atomenergi
TPM-RF-77-2235, 1977-04-19.
Del 2: Ekberg, Kjellbert & Olsson,
AB Atomenergi TPM-RF-77-2246/SM-48,
1977-05-26).
3. KJELLBERT, N A
Radioaktiva ämnen i utbränt bränsle
och högaktivt avfall från en PWR.
AB Atomenergi TPM-SM-47, 1977-05-17.
4. HÅKANSSON, R och OLSSON, G
Strålskärmsberäkningar för KBS
Behållare för deponering av BWR- resp
PWR-bränsle.
AB Atomenergi TPM-RF-1260, 1977-09-06.
5. KJELLBERT, N A
Neutroninducerad aktivitet i bränsle-
elementdetaljer.
KBS Teknisk rapport 105, 1978-03-30
(Studsvik Arbetsrapport SM-78/4).
6. BELL, M J
ORIGEN-the ORNL Isotope Generation and
Depletion Code.
ORNL-4628, May 1973.
7. BELL, G I och GLASSTONE, S G
Nuclear Reactor Theory, Ch 10.
Van Nostrand Reinhold, New York 1970.
8. WESTCOTT, C H
Effective Cross Section Values for
Well-Moderated Thermal Reactor Spectra,
3rd ed (Corrected).
CRRP-960 (AECL-1101), Nov 1, 1960.
9. ELKERT, J et al
BEGAFIP - Ett program för beräkning av
klyvningsprodukternas aktivitet, beta-
och gammaeffekter.
AB Atomenergi AE-RF-72-374, 1972-11-30.

1978-07-26

10. AHLIN, Å och EDENIUS, M
The Fuel Assembly Burnup Program CASMO.
AB Atomenergi AE-RF-76-4158, 1976.
11. OLSSON, G
CASMO-körning.
AB Atomenergi 1977-08-16.
12. ANDERSSON, G, UNNEBERG, H och AHLIN, Å
A new CASMO version with extended
actinide treatment.
AB Atomenergi TPM-RF-77-1266, 1977-09-16.
13. MEEK, M E och RIDER, B F
Compilations of Fission Product Yields.
NEDO-12154-1, 1974.
14. GOLDBERG, M D et al
Neutron Cross Sections, 2nd ed, Suppl 2.
BNL-325, May 1964 - Aug 1966.
15. ANDERSSON, G och HÄGGBLUM, H
A New 69-group Nuclear Data Library.
AB Atomenergi TPM-RF-77-1252, 1977.
16. MEEK, M E och RIDER, B F
Summary of Fission Product Yields for
U-235, U-238, Pu-239 and Pu-241 at
Thermal, Fission Spectrum and 14 MeV
Neutron Energies.
APED-5398-A (Rev), Oct 1968.
17. KATCOFF, S
Fission Product Yields from Neutron
Induced Fission.
Nucleonics 18:11, pp 201-8 (Nov 1969).
18. HANSEN, G E och ROACH, W H
Six and Sixteen Group Cross Sections
for Fast and Intermediate Critical
Assemblies.
LAMS-2543, 1961.
19. MUGHABGHAB, S F och GARBER, D I
Neutron Cross Sections, 3rd ed, Vol 1.
BNL-325, June 1973.
20. El-MESHAD, Y, MORSY, S och El-OSERY, I
An Assessment of the Physical Simpli-
fications used in Nuclear Fuel Burnup
Codes.
Atomkernenergie 28:4, pp 276-9 (1976).
21. Kärnbränslecykelns slutsteg
Förglasat avfall från upparbetning.
Del IV, Säkerhetsanalys.
KBS november 1977.

1978-07-26

22. MOORE, W J
Physical Chemistry, Ch 1.
Longmans, London 1962.
23. RUFEN, F, OLANDER, D R och PIGFORD, Th H
The Solubility of Helium in UO_2 .
ANS Trans 7:1, pp 90-91 (June 1964).
24. EICHENBERG, J D et al
Effects of Irradiation on Bulk UO_2 .
WAPD-183, Oct 1957.
25. BATHILLIER, A
Les éléments transuraniens dans le
retraitement des combustibles nucléaires.
Bulletin d'Informations Scientifiques
et Techniques 217, pp 7-16 (Sep 1976).
26. West Valley Reprocessing Plant
Safety Analysis Report, Suppl 20, Ch 1.
Nuclear Fuel Services, Rockville, Md, USA.
DOCKET-50201-175, 24 Feb 1976.
27. Sammlung der Vorträge anlässlich des 1.
Statusberichtes des Projektes Wiederauf-
arbeitung und Abfallbehandlung am
17.11 1975.
KFK-2255, Aug 1976.
28. HINDBECK, O
Lagring av plutonium.
Använt kärnbränsle och radioaktivt
avfall, Bilaga.
SOU 1976:41, bilaga 6, juni 1976.
29. Final Generic Environmental Statement
on the Use of Recycle Plutonium in
Mixed Oxide Fuel in Light Water Reactors,
Vol 2, Ch II.
NUREG-0002, Aug 1976.
30. JOHANSSON, E
Återföring av plutonium och övriga
transuraner i kraftreaktorer.
Använt kärnbränsle och radioaktivt
avfall, Bilaga.
SOU 1976:41, bilaga 2, juni 1976.

1978-07-26

TABELLER

- Tabell A.1. En jämförelse mellan datorprogrammen ORIGEN, BEGAFIP och CASMO.
- Tabell A.2a. Innehåll av tunga nuklider i utbränt bränsle vid uttag (från Ref 2).
- Tabell A.2b. Relativa koncentrationer (PWR) (från Ref 12).
- Tabell A.3. Procentuell fördelning av fissioner mellan klyvbara nuklider (från Ref 2).
- Tabell A.4. Relativa koncentrationer av fissionsprodukter i utbränt PWR-bränsle (CASMO/ORIGEN).
- Tabell A.5. Neutronfysikaliska parametrars variation under bestrålningsperioden.
- Tabell A.6. Effektiva resonansintegraler för neutroninfångning i U235, U238, Pu239 och Pu240.
- Tabell A.7. Uppbyggnad av tunga nuklider i LWR-bränsle under bestrålningsperioden.
- Tabell A.8a. Reviderat utbränt bränsle från Ringhals 3 - avklingning.
- Tabell A.8b. Reviderat utbränt bränsle från Forsmark 1 - avklingning.
- Tabell A.9. Maximala halter (vid någon tidpunkt) av några tunga nuklider i utbränt bränsle.
- Tabell A.10a. Heliumuppbyggnad i utbränt PWR- och BWR-bränsle.
- Tabell A.10b. Kemisk sammansättning av utbränt PWR-bränsle och BWR-bränsle.
- Tabell A.11. Data för färskt PWR- och BWR-bränslestavar.
- Tabell A.12a. Radionuklidhalter i PWR (R2) bränslestavar (exkl U).
- Tabell A.12b. Radionuklidhalter i PWR (R2) bränslesyre.
- Tabell A.12c. Radionuklidhalter i PWR (R2) nedhållarfjädrar.
- Tabell A.12d. Radionuklidhalter i PWR (R2) kapsling.

1978-07-26

- Tabell A.13a. Radionuklidhalter i BWR (F1) bränslestavar (exkl U).
- Tabell A.13b. Radionuklidhalter i BWR (F1) bränslesyre.
- Tabell A.13c. Radionuklidhalter i BWR (F1) nedhållarfjädrar.
- Tabell A.13d. Radionuklidhalter i BWR (F1) kapsling.
- Tabell A.14. Signifikanta nuklider i konstruktionsmaterial i utbrända bränslestavar.
- Tabell A.15. Mängd plutonium laddad i PWR-härd.
- Tabell A.16. Termisk effekt och neutronflödesintensitet i 10.4 kg plutonium från utbränt PWR uranbränsle.
- Tabell A.17. Högaktivt avfall - första plutoniumåtercyklingen.
- Tabell A.18. Högaktivt avfall - andra plutoniumåtercyklingen.
- Tabell A.19. Termisk effekt och neutronflödesintensiteter i utbränt PWR uran- och MOX-bränsle.
- Tabell A.20. Termisk effekt i högaktivt avfall från utbränt PWR-bränsle, urancykel, 1:a och 2:a plutoniumåtercyklingen.
- Tabell A.21. Neutronflödesintensiteter i högaktivt avfall från utbränt PWR-bränsle, urancykel, 1:a och 2:a plutoniumåtercyklingen.

Tabell A.1

A comparison between the ORIGEN, BEGAFIP and CASMO computer codes.

ORIGEN	BEGAFIP	CASMO
<ul style="list-style-type: none"> - Performs calculations using core (region) average values - Uses modified Westcott formalism with 3 energy groups - Requires neutron temperature & flux ratios as input data - "Guesses" the self-shielding - Calculates inventories of heavy nuclides (207-254), fission products (3,72-166) & activation products of cladding & structural materials (H-W) 	<ul style="list-style-type: none"> - Performs calculations using core (region) average values - Uses modified Westcott formalism with 2 energy groups - Requires neutron temperature & flux ratios as input data - Requires self-shielding-reduced resonance integrals as input data - Calculates inventories of heavy nuclides (232-253) & fission products (72-166) 	<ul style="list-style-type: none"> - Performs calculations on a specified geometry - pin cell or assembly - Uses 25 or 69 energy groups & averaged group cross-sections - Calculates flux spectra, reactivities & power distributions - Takes self-shielding automatically into consideration - Calculates inventories of heavy nuclides (235-254) & some fission products

Tabell A.2a

Contents of heavy nuclides in spent fuel at time of discharge g/tU (from Ref 2)

	PWR			BWR		
	CASMO*	BEGAFIP	ORIGEN	CASMO	BEGAFIP	ORIGEN
U-235	9367	8769	8370	7309	6483	6460
U-238	940961	944700	943000	952671	955300	954000
Pu-238	153	202	172	84	108	87
Pu-239	6386	5511	5460	4326	4002	3720
Pu-240	8348	2338	2140	2040	2067	1960
Pu-241	1546	1516	1050	935	930	692
Am-241	37.0	43.8	22.2	32.0	37.0	21.7
Am-243	99.3	91.4	87.2	62.8	49.0	52.4
Cm-242	11.0	15.2	10.3	10.0	10.4	7.3
Cm-244	44.0	29.1	29.6	14.7	12.0	12.1

* From Ref 11

Tabell A.2b

Relative concentrations (PWR) *

Nuclide	CASMO	CASMO
	BEGAFIP	ORIGEN
92235	1.069	1.120
236	1.016	.921
238	.996	.998
93237	.747	.908
94238	.757	.890
239	1.159	1.172
240	1.002	1.096
241	1.020	1.478
242	.926	1.340
95241	.845	1.670
242	1.732	1.564
243	1.086	1.138
96242	.724	1.071
243	1.170	6.82
244	1.508	1.59
245	3.45	1.190
246	4.33	1.541
247	2.50	.660
248	2.35	.590
97249	2.18	.740
98249	2.20	.821
250	1.92	1.294
251	2.15	.953
252	1.95	.755
253	1.84	.618
99253	1.69	.555

* From Ref 12

1978-07-26

Tabell A.4

Relative concentrations of fission products in spent PWR fuel

	<u>CASMO</u> <u>ORIGEN</u>
Se 79*	.95
Kr 83	.98
Sr 90*	.99
Zr 93*	.97
Tc 99*	1.00
Rh 103	1.34
Rh 105	1.38
Pd 107*	1.02
Ag 109	1.11
Sn 126*	1.03
I 129*	.79
Xe 131	1.02
Cs 133	1.14
Cs 134	.71
Xe 135	1.41
Cs 135	1.23
Cs 137*	1.01
Nd 143	1.07
Nd 145	.95
Pm 147	1.60
Sm 147	1.25
Pm 148	.82
Sm 148	.0116
Sm 149	.45
Sm 150	.77
Sm 151	.33
Sm 152	1.13
Eu 153	.91
Eu 154	.73
Eu 155	1.79

* Not in CASMO data library. Calculated with help of relative fission rate distribution from CASMO and fission product yields from Ref 13.

Tabell A.5

Variation of neutron physical parameters during the irradiation period

	PWR (R3)			BWR (F1)		
	33 000 MWd(t)/tU, 38.5 MW(t)/tU, 3.25 w/o U235			27 600 MWd(t)/tU, 22.0 MW(t)/tU, 2.75 w/o U235		
	<u>Mean</u>	Min	Max	<u>Mean</u>	Min	Max
T _n (K)	<u>846</u>	827	867	<u>876</u>	840	906
THERM	<u>0.522</u>	0.515	0.528	<u>0.512</u>	0.504	0.523
RES	<u>0.298</u>	0.239	0.320	<u>0.1609</u>	0.1492	0.1644
X	<u>0.571</u>	0.464	0.607	<u>0.314</u>	0.296	0.323
FAST	<u>3.40</u>	2.80	3.58	<u>1.772</u>	1.695	1.824

Tabell A.6

Effective neutron capture resonance integrals
for U235, U238, Pu239 and Pu240

Nuclide	ORIGEN	RI _{eff} (n,γ), barns	
		BEGAFIP	BNL-325 ⁴
U235	130	102 ¹	144
U238	19.9	279 ¹ (22.4, 20.3 ²)	275
Pu239	130	585 ¹	200
Pu240	2000	7600 ¹ (3000 ³)	8013

-
- 1) Infinite dilution values from the data library.
 - 2) Values for PWR & BWR calculated in accordance with recommendations in Ref 9.
 - 3) Used in calculations for Ref 2.
 - 4) Infinite dilution values from Ref 19.

1978-07-26

Tabell A.7

Build-up of heavy nuclides in LWR fuel during irradiation

Nuclide	Main mode of creation	Basis for calc
Tl207	Bi211 (α)	U234
Tl208	Bi212 (α)	Np237
Tl209	Bi213 (α)	Np237
→ Pb206	Po210 (α)	U234
→ Pb207	Tl207 (β) Po211 (α)	U234
→ Pb208	Po212 (α) Tl208 (β)	Np237
Pb209	Po213 (α) Tl209 (β)	Np237
Pb210	Po214 (α)	U234
Pb211	Po215 (α)	U234
Pb212	Po216 (α)	Np237
Pb214	Po218 (α)	U234
→ Bi209	Pb209 (β)	Np237
Bi210	Pb210 (β)	U234
Bi211	Pb211 (β)	U234
Bi212	Pb212 (β)	Np237
Bi213	At217 (α)	Np237
Bi214	Pb214 (β)	U234
Po210	Bi210 (β)	U234
Po211	Bi211 (β)	U234
Po212	Bi212 (β)	Np237
Po213	Bi213 (β)	Np237
Po214	Bi214 (β)	U234
Po215	Rn219 (α)	U234
Po216	Rn220 (α)	Np237
Po218	Rn222 (α)	U234
At217	Fr221 (α)	Np237
Rn219	Ra223 (α)	U234
Rn220	Ra224 (α)	Np237
Rn222	Ra226 (α)	U234
Fr221	Ac225 (α)	Np237
Fr223	Ac227 (α)	U234
Ra223	Th227 (α) Fr223 (β)	U234
Ra224	Th228 (α)	Np237
Ra225	Ra225 (n, γ)	Np237
Ra226	Th230 (α)	U234
Ra228	Th232 (α)	U236
Ac225	Ra225 (β)	Np237
Ac227	Pa231 (α)	U234
Ac228	Ra228 (β)	U236

→ = stable nuclide

1978-07-26

Tabell A.7 (cont'd)

Nuclide	Main mode of creation	Basis for calc
Th227	Ac227 (α)	U234
Th228	U232 (α)	Np237
Th229	U233 (α)	U234
Th230	U234 (α)	U234
Th231	Th230 (n, γ)	U234
Th232	U236 (α)	U236
Th233	Th232 (n, γ)	U236
Th234	U238 (α)	U238
Pa231	Th231 (β)	U234
Pa232	Pa231 (n, γ)	U234
Pa233	Np237 (α)	Np237
Pa234m	U238 (α)	U238
Pa234	Pa233 (n, γ)	Np237
U232	Pu236 (α)	Np237
U233	U234 (n,2n)	U234
U234 ¹⁾		ORIGEN
U235 ¹⁾		
U236 ¹⁾	U235 (n, γ)	
U237 ¹⁾	U236 (n, γ)	U236
U238 ¹⁾		
U239 ²⁾	U238 (n, γ)	U238
U240 ²⁾	U239 (n, γ)	Spec calc
Np236 (m)	Np237 (n,2n)	
Np237 ¹⁾	U237 (β)	
Np238	Np237 (n, γ)	Np237
Np239	U239 (β)	
Np240m	U240 (β)	Spec calc
Np240	Np239 (n, γ)	U238
Pu236 ¹⁾	Np236 (β)	Np237
Pu238 ¹⁾	Np238 (β)	
Pu239 ¹⁾	Np239 (β)	
Pu240 ¹⁾	Pu239 (n, γ)	
Pu241 ¹⁾	Pu240 (n, γ)	
Pu242	Pu241 (n, γ)	
Pu243 ²⁾	Pu242 (n, γ)	Pu242
Pu244 ²⁾	Pu243 (n, γ)	Spec calc
Pu245 ²⁾	Pu244 (n, γ)	Spec calc
Am241	Pu241 (β)	
Am242m ¹⁾	Am241 (n, γ)	
Am242 ¹⁾	Am241 (n, γ)	Am241
Am243 ¹⁾	Pu243 (β)	
Am244	Am243 (n, γ)	Am243
Am245	Pu245 (β)	Spec calc

Tabell A.7 (cont'd)

Nuclide	Main mode of creation	Basis for calc
Cm242 ¹⁾	Am242 (β)	
Cm243 ^{2, 3)}	Cm242 (n, γ)	Spec calc (F1)
Cm244 ¹⁾	Am244 (β)	
Cm245 ³⁾	Cm244 (n, γ)	Cm244
Cm246 ³⁾	Cm245 (n, γ)	Cm244
Cm247 ³⁾	Cm246 (n, γ)	Cm244
Cm248 ³⁾	Cm247 (n, γ)	Cm244
Cm249	Cm248 (n, γ)	Cm248 ³⁾ (Cm244)
Cm250	Cm249 (n, γ)	Cm248 ³⁾ (Cm244)
Bk249 ³⁾	Cm249 (β)	Cm244
Bk250	Bk249 (n, γ)	Bk249 ³⁾ (Cm244)
Cf249 ³⁾	Bk249 (β)	Cm244
Cf250 ³⁾	Bk250 (β)	Cm244
Cf241 ³⁾	Cf250 (n, γ)	Cm244
Cf252 ³⁾	Cf251 (n, γ)	Cm244
Cf253 ³⁾	Cf252 (n, γ)	Cm244
Cf254 ³⁾	Cf253 (n, γ)	Cf253 (Cm244)
Es253 ³⁾	Cf253 (β)	Cm244

- 1) In CASMO data library
- 2) Creation mode differs from that of ORIGEN
- 3) Only in latest version of CASMO data library

Tabell A.8a

REVISED RINGHALS III SPENT FUEL - DECAY

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	1. Y	3. Y	1L. Y	30. Y	100. Y	
12	TL207	7.34E-07	1.40E-06	2.79E-06	7.24E-06	1.85E-05	5.10E-05
14	TL208	0.37E-04	1.61E-03	4.10E-03	9.65E-03	9.74E-03	4.97E-03
	TL209	5.72E-09	1.26E-09	1.64E-09	3.06E-09	7.93E-09	3.55E-08
16	PB209	2.00E-07	5.72E-08	7.44E-08	1.39E-07	3.60E-07	1.01E-06
	PB210	4.03E-06	1.42E-06	3.09E-06	4.87E-06	4.35E-06	1.03E-05
18	PB211	7.35E-07	1.40E-06	2.80E-06	7.20E-06	1.86E-05	5.12E-05
	PB212	1.78E-03	4.47E-03	1.14E-02	2.68E-02	2.71E-02	1.38E-02
20	PB214	1.39E-08	2.19E-08	4.69E-08	2.25E-07	1.58E-06	1.83E-05
	BI210	4.62E-06	1.02E-06	3.09E-06	2.87E-06	4.35E-06	1.03E-05
22	BI211	7.35E-07	1.40E-06	2.80E-06	7.20E-06	1.86E-05	5.12E-05
	BI212	1.78E-03	4.47E-03	1.14E-02	2.68E-02	2.71E-02	1.38E-02
24	BI213	2.00E-07	5.72E-08	7.44E-08	1.39E-07	3.60E-07	1.01E-06
	BI214	1.37E-08	2.19E-08	4.69E-08	2.25E-07	1.58E-06	1.83E-05
26	PO210	2.84E-06	7.09E-06	2.40E-06	2.87E-06	4.35E-06	1.03E-05
	PO211	2.21E-09	4.38E-09	8.40E-09	2.18E-08	5.57E-08	1.54E-07
28	PO212	1.14E-03	2.86E-03	7.28E-03	1.72E-02	1.73E-02	8.84E-03
	PO213	2.55E-07	5.59E-08	7.28E-08	1.36E-07	3.53E-07	1.58E-06
30	PO214	1.36E-08	2.19E-08	4.69E-08	2.25E-07	1.58E-06	1.83E-05
	PO215	7.40E-07	1.46E-06	2.80E-06	7.20E-06	1.86E-05	5.12E-05
32	PO216	1.78E-03	4.47E-03	1.14E-02	2.68E-02	2.71E-02	1.38E-02
	PO218	1.36E-08	2.19E-08	4.69E-08	2.25E-07	1.58E-06	1.83E-05
34	AT217	2.00E-07	5.72E-08	7.44E-08	1.39E-07	3.60E-07	1.01E-06
	RN219	7.30E-07	1.40E-06	2.80E-06	7.20E-06	1.86E-05	5.12E-05
36	RN220	1.78E-03	4.47E-03	1.14E-02	2.68E-02	2.71E-02	1.38E-02
	RN222	1.36E-08	2.19E-08	4.69E-08	2.25E-07	1.58E-06	1.83E-05
38	FR221	2.00E-07	5.72E-08	7.44E-08	1.39E-07	3.60E-07	1.01E-06
	FR223	1.09E-08	2.04E-08	3.91E-08	1.01E-07	2.60E-07	7.17E-07
40	RA223	7.37E-07	1.40E-06	2.80E-06	7.20E-06	1.86E-05	5.12E-05
	RA224	1.78E-03	4.47E-03	1.14E-02	2.68E-02	2.71E-02	1.38E-02
42	RA225	2.59E-07	5.72E-08	7.44E-08	1.39E-07	3.60E-07	1.01E-06
	RA226	1.36E-08	2.19E-08	4.69E-08	2.25E-07	1.58E-06	1.83E-05
44	RA228	2.15E-12	4.64E-12	1.25E-11	0.15E-11	2.80E-10	1.15E-09
	AC225	2.01E-07	5.72E-08	7.44E-08	1.39E-07	3.60E-07	1.01E-06
46	AC227	7.80E-07	1.40E-06	2.80E-06	7.25E-06	1.85E-05	5.12E-05
	AC228	2.15E-12	4.64E-12	1.25E-11	0.15E-11	2.80E-10	1.15E-09
48	TH227	7.25E-07	1.44E-06	2.70E-06	7.10E-06	1.83E-05	5.05E-05
	TH228	1.77E-03	4.40E-03	1.14E-02	2.68E-02	2.71E-02	1.38E-02
50	TH229	4.88E-08	5.72E-08	7.44E-08	1.39E-07	3.60E-07	1.01E-06
	TH230	1.00E-05	2.24E-05	3.54E-05	8.30E-05	2.36E-04	9.20E-04
52	TH231	8.82E-01	2.00E-02	2.01E-02	2.01E-02	2.01E-02	2.01E-02
	TH232	2.11E-11	3.36E-11	5.80E-11	1.40E-10	3.97E-10	1.28E-09
54	TH233	1.85E-02	0.	0.	0.	0.	0.
	TH234	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01
56	PA231	2.20E-05	2.25E-05	2.34E-05	2.64E-05	3.49E-05	6.48E-05
	PA232	3.85E-01	0.	0.	0.	0.	0.
58	PA233	3.55E-01	3.27E-01	3.28E-01	3.31E-01	3.52E-01	3.58E-01
	PA234M	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01
60	PA234	7.48E-05	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04
	U232	7.50E-03	1.32E-02	2.09E-02	2.90E-02	2.64E-02	1.34E-02
62	U233	8.76E-05	8.92E-05	9.23E-05	1.02E-04	1.31E-04	2.52E-04
	U234	7.30E-01	7.45E-01	7.59E-01	8.11E-01	9.46E-01	1.28E+00
64	U235	2.00E-02	4.00E-02	2.01E-02	2.01E-02	2.01E-02	2.01E-02

1978-07-26

Tabell A.8a

REVISED RINGHALS III SPENT FUEL - DECAY (CONT'D)

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	1000. Y	10000. Y	30000. Y	100000. Y	300000. Y	
12	TL207	7.34E-07	1.50E-04	4.48E-04	1.30E-03	4.21E-03	1.18E-02
14	TL208	6.37E-04	7.25E-04	8.65E-07	1.40E-08	5.49E-08	1.90E-07
	TL209	5.72E-09	2.50E-07	3.44E-06	4.05E-05	4.43E-04	2.57E-03
16	PB209	2.60E-07	1.14E-05	1.56E-04	1.84E-03	2.01E-02	1.17E-01
	PB210	4.63E-10	1.99E-04	2.50E-03	1.90E-02	1.11E-01	3.61E-01
18	PB211	7.35E-07	1.50E-04	4.49E-04	1.30E-03	4.22E-03	1.18E-02
	PB212	1.78E-03	2.01E-03	2.40E-06	4.06E-08	1.53E-07	5.27E-07
20	PB214	1.39E-08	1.99E-04	2.50E-03	1.90E-02	1.11E-01	3.61E-01
	BI210	4.62E-10	1.99E-04	2.50E-03	1.90E-02	1.11E-01	3.61E-01
22	BI211	7.37E-07	1.50E-04	4.49E-04	1.30E-03	4.22E-03	1.18E-02
	BI212	1.78E-03	2.01E-03	2.40E-06	4.06E-08	1.53E-07	5.27E-07
24	BI213	2.60E-07	1.14E-05	1.56E-04	1.84E-03	2.01E-02	1.17E-01
	BI214	1.37E-08	1.99E-04	2.50E-03	1.90E-02	1.11E-01	3.61E-01
	PO210	2.84E-10	1.99E-04	2.50E-03	1.90E-02	1.11E-01	3.61E-01
	PO211	2.22E-09	4.51E-07	1.35E-06	3.90E-06	1.27E-05	3.55E-05
28	PO212	1.14E-03	1.29E-03	1.53E-06	2.60E-08	9.77E-08	3.37E-07
	PO213	2.54E-07	1.11E-05	1.53E-04	1.80E-03	1.97E-02	1.14E-01
30	PO214	1.37E-08	1.99E-04	2.50E-03	1.90E-02	1.11E-01	3.61E-01
	PO215	7.37E-07	1.50E-04	4.49E-04	1.30E-03	4.22E-03	1.18E-02
32	PO216	1.78E-03	2.01E-03	2.40E-06	4.06E-08	1.53E-07	5.27E-07
	PO218	1.36E-08	1.99E-04	2.50E-03	1.90E-02	1.11E-01	3.61E-01
34	AT217	2.60E-07	1.14E-05	1.56E-04	1.84E-03	2.01E-02	1.17E-01
	RN219	7.37E-07	1.50E-04	4.49E-04	1.30E-03	4.22E-03	1.18E-02
36	RN220	1.78E-03	2.01E-03	2.40E-06	4.06E-08	1.53E-07	5.27E-07
	RN222	1.36E-08	1.99E-04	2.50E-03	1.90E-02	1.11E-01	3.61E-01
38	FR221	2.60E-07	1.14E-05	1.56E-04	1.84E-03	2.01E-02	1.17E-01
	FR223	1.09E-08	2.10E-06	6.29E-06	1.82E-05	5.91E-05	1.65E-04
40	RA223	7.37E-07	1.50E-04	4.49E-04	1.30E-03	4.22E-03	1.18E-02
	RA224	1.78E-03	2.01E-03	2.40E-06	4.06E-08	1.53E-07	5.27E-07
42	RA225	2.59E-07	1.14E-05	1.56E-04	1.84E-03	2.01E-02	1.17E-01
	RA226	1.36E-08	1.99E-04	2.50E-03	1.90E-02	1.11E-01	3.61E-01
44	RA228	2.15E-12	3.81E-09	1.29E-08	4.06E-08	1.53E-07	5.27E-07
	AC225	2.61E-07	1.14E-05	1.56E-04	1.84E-03	2.01E-02	1.17E-01
46	AC227	7.80E-07	1.50E-04	4.49E-04	1.30E-03	4.22E-03	1.18E-02
	AC228	2.15E-12	3.81E-09	1.29E-08	4.06E-08	1.53E-07	5.27E-07
	TH227	7.25E-07	1.48E-04	4.43E-04	1.28E-03	4.16E-03	1.17E-02
	TH228	1.77E-03	2.01E-03	2.40E-06	4.06E-08	1.53E-07	5.27E-07
50	TH229	4.88E-06	1.14E-05	1.56E-04	1.84E-03	2.01E-02	1.17E-01
	TH230	1.00E-05	3.54E-03	1.40E-02	4.37E-02	1.43E-01	3.86E-01
52	TH231	8.82E-01	2.02E-02	2.04E-02	2.12E-02	2.34E-02	2.80E-02
	TH232	2.11E-11	3.81E-09	1.29E-08	4.06E-08	1.53E-07	5.27E-07
54	TH233	1.82E-02	0.	0.	0.	0.	0.
	TH234	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01
56	PA231	2.20E-05	1.50E-04	4.49E-04	1.30E-03	4.22E-03	1.18E-02
	PA232	3.85E-01	0.	0.	0.	0.	0.
58	PA233	3.05E-01	7.01E-01	1.23E+00	1.45E+00	1.46E+00	1.45E+00
	PA234M	3.21E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01
60	PA234	7.47E-03	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04
	U232	7.50E-03	1.96E-03	2.32E-06	1.01E-14	5.41E-44	0.
62	U233	8.76E-05	8.07E-04	3.92E-03	1.58E-02	5.84E-02	1.73E-01
	U234	7.36E-01	1.65E+00	1.75E+00	1.74E+00	1.71E+00	1.64E+00
64	U235	2.00E-02	2.02E-02	2.04E-02	2.12E-02	2.34E-02	2.80E-02

1978-07-26

Tabell A.8a

REVISED RINGHALS III SPENT FUEL - DECAY (CONT'D)

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	100000 Y	500000 Y	1.E+6 Y	3.E+6 Y	1.E+7 Y	
12	TL207	7.34E-07	2.74E-02	3.38E-02	3.39E-02	3.38E-02	3.30E-02
14	TL208	0.38E-04	7.13E-07	2.13E-06	7.04E-06	2.05E-05	0.20E-05
	TL209	5.72E-09	1.08E-02	2.20E-02	2.43E-02	1.29E-02	1.23E-03
16	PB209	2.60E-07	4.89E-01	9.98E-01	1.10E+00	5.85E-01	5.06E-02
	PB210	4.02E-10	8.94E-01	1.06E+00	4.42E-01	3.23E-01	3.13E-01
18	PB211	7.35E-07	2.75E-02	3.39E-02	3.40E-02	3.39E-02	3.37E-02
	PB212	1.78E-03	1.98E-06	5.93E-06	1.96E-05	5.70E-05	1.72E-04
20	PB214	1.39E-08	8.94E-01	1.06E+00	4.42E-01	3.23E-01	3.13E-01
	BI210	4.02E-10	8.94E-01	1.06E+00	4.42E-01	3.23E-01	3.13E-01
22	BI211	7.37E-07	2.75E-02	3.39E-02	3.40E-02	3.39E-02	3.37E-02
	BI212	1.78E-03	1.98E-06	5.93E-06	1.96E-05	5.70E-05	1.72E-04
24	BI213	2.60E-07	4.89E-01	9.98E-01	1.10E+00	5.85E-01	5.06E-02
	BI214	1.37E-08	8.94E-01	1.06E+00	4.42E-01	3.23E-01	3.13E-01
26	PO210	2.84E-10	8.94E-01	1.06E+00	4.42E-01	3.23E-01	3.13E-01
	PO211	2.22E-09	8.24E-05	1.02E-04	1.02E-04	1.02E-04	1.01E-04
28	PO212	1.14E-03	1.27E-00	3.79E-06	1.25E-05	3.65E-05	1.10E-04
	PO213	2.54E-07	4.78E-01	9.76E-01	1.08E+00	5.72E-01	5.47E-02
30	PO214	1.37E-08	8.94E-01	1.06E+00	4.42E-01	3.23E-01	3.13E-01
	PO215	7.37E-07	2.75E-02	3.39E-02	3.40E-02	3.39E-02	3.37E-02
32	PO216	1.78E-03	1.98E-06	5.93E-06	1.96E-05	5.70E-05	1.72E-04
	PO218	1.36E-08	8.94E-01	1.06E+00	4.42E-01	3.23E-01	3.13E-01
34	AT217	2.00E-07	4.89E-01	9.98E-01	1.10E+00	5.85E-01	5.06E-02
	RN219	7.37E-07	2.75E-02	3.39E-02	3.40E-02	3.39E-02	3.37E-02
36	RN220	1.78E-03	1.98E-06	5.93E-06	1.96E-05	5.70E-05	1.72E-04
	RN222	1.36E-08	8.94E-01	1.06E+00	4.42E-01	3.23E-01	3.13E-01
38	FR221	2.60E-07	4.89E-01	9.98E-01	1.10E+00	5.85E-01	5.06E-02
	FR223	1.09E-08	3.84E-04	4.75E-04	4.76E-04	4.75E-04	4.72E-04
40	RA223	7.37E-07	2.75E-02	3.39E-02	3.40E-02	3.39E-02	3.37E-02
	RA224	1.78E-03	1.98E-06	5.93E-06	1.96E-05	5.70E-05	1.72E-04
42	RA225	2.59E-07	4.89E-01	9.98E-01	1.10E+00	5.85E-01	5.06E-02
	RA226	1.36E-08	8.94E-01	1.06E+00	4.42E-01	3.23E-01	3.13E-01
44	RA228	2.15E-12	1.98E-06	5.93E-06	1.96E-05	5.70E-05	1.72E-04
	AC225	2.61E-07	4.89E-01	9.98E-01	1.10E+00	5.85E-01	5.06E-02
46	AC227	7.80E-07	2.75E-02	3.39E-02	3.40E-02	3.39E-02	3.37E-02
	AC228	2.15E-12	1.98E-06	5.93E-06	1.96E-05	5.70E-05	1.72E-04
48	TH227	7.25E-07	2.71E-02	3.34E-02	3.35E-02	3.34E-02	3.32E-02
	TH228	1.77E-03	1.98E-06	5.93E-06	1.96E-05	5.70E-05	1.72E-04
50	TH229	4.88E-08	4.89E-01	9.98E-01	1.10E+00	5.85E-01	5.06E-02
	TH230	1.60E-05	8.94E-01	1.05E+00	4.42E-01	3.23E-01	3.13E-01
52	TH231	8.81E-01	3.52E-02	3.40E-02	3.40E-02	3.39E-02	3.37E-02
	TH232	2.11E-11	1.98E-06	5.93E-06	1.96E-05	5.70E-05	1.72E-04
54	TH233	1.79E-02	U.	U.	U.	U.	U.
	TH234	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.13E-01
56	PA231	2.20E-05	2.75E-02	3.39E-02	3.40E-02	3.39E-02	3.37E-02
	PA232	3.85E-01	U.	U.	U.	U.	U.
58	PA233	3.05E-01	1.30E+00	1.30E+00	1.03E+00	5.40E-01	5.06E-02
	PA234M	3.19E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.13E-01
60	PA234	7.40E-03	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.13E-04
	U232	7.50E-03	U.	U.	U.	U.	U.
62	U233	8.70E-05	4.89E-01	9.74E-01	1.10E+00	5.85E-01	5.06E-02
	U234	7.36E-01	1.40E+00	9.34E-01	4.01E-01	3.14E-01	3.13E-01
64	U235	2.00E-02	3.32E-02	3.40E-02	3.40E-02	3.39E-02	3.37E-02

1978-07-26

Tabell A.8a

REVISED RINGHALS III SPENT FUEL - DECAY

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES

BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	1. Y	3. Y	10. Y	30. Y	100. Y
U236	2.55E-01	2.55E-01	2.55E-01	2.55E-01	2.55E-01	2.56E-01
U237	1.01E+00	3.01E+00	3.28E+00	2.35E+00	9.10E-01	3.28E-02
U238	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01
U239	2.27E+07	0.	0.	0.	0.	0.
U240	2.25E+01	8.84E-08	8.84E-08	8.84E-08	8.84E-08	8.84E-08
NP236	0.56E+00	0.	0.	0.	0.	0.
NP237	3.18E-01	3.27E-01	3.28E-01	3.31E-01	3.52E-01	4.58E-01
NP238	4.02E+05	0.	0.	0.	0.	0.
NP239	2.25E+07	1.92E+01	1.92E+01	1.92E+01	1.91E+01	1.90E+01
NP240M	2.25E+01	8.84E-08	8.84E-08	8.84E-08	8.84E-08	8.84E-08
NP240	4.90E+04	0.	0.	0.	0.	0.
PU236	0.69E-01	3.27E-01	3.24E-01	3.90E-02	4.55E-04	1.84E-11
PU238	2.59E+03	2.74E+03	2.73E+03	2.59E+03	2.22E+03	1.29E+03
PU239	3.92E+02	3.98E+02	3.98E+02	3.98E+02	3.98E+02	3.97E+02
PU240	5.17E+02	5.17E+02	5.18E+02	5.19E+02	5.22E+02	5.21E+02
PU241	1.57E+05	1.50E+05	1.36E+05	9.79E+04	3.79E+04	1.36E+03
PU242	1.72E+00	1.72E+00	1.72E+00	1.72E+00	1.72E+00	1.72E+00
PU243	5.55E+05	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07
PU244	8.86E-08	8.86E-08	8.86E-08	8.86E-08	8.86E-08	8.86E-08
PU245	2.04E-01	0.	0.	0.	0.	0.
AM241	1.27E+02	3.73E+02	8.29E+02	2.11E+03	4.63E+03	4.74E+03
AM242M	1.48E+01	1.47E+01	1.46E+01	1.41E+01	1.29E+01	9.38E+00
AM242	1.12E+05	1.47E+01	1.46E+01	1.41E+01	1.29E+01	9.38E+00
AM243	1.92E+01	1.92E+01	1.92E+01	1.92E+01	1.91E+01	1.90E+01
AM244	1.59E+05	1.15E-10	1.15E-10	1.15E-10	1.15E-10	1.15E-10
AM245	2.04E-01	1.60E-08	3.19E-09	1.13E-11	1.12E-18	3.43E-43
CM242	3.65E+04	7.80E+03	3.61E+02	1.10E+01	1.66E+01	7.69E+00
CM243	2.43E+01	2.57E+01	2.27E+01	1.95E+01	1.27E+01	2.78E+00
CM244	3.56E+03	3.43E+03	3.18E+03	2.43E+03	1.13E+03	7.74E+01
CM245	3.85E-01	3.85E-01	3.82E-01	3.82E-01	3.82E-01	3.79E-01
CM246	9.26E-02	9.26E-02	9.26E-02	9.25E-02	9.22E-02	9.13E-02
CM247	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07
CM248	4.03E-07	4.03E-07	4.04E-07	4.04E-07	4.04E-07	4.04E-07
CM249	1.02E-02	4.90E-15	2.21E-27	0.	0.	0.
CM250	5.43E-14	5.43E-14	5.43E-14	5.43E-14	5.42E-14	5.41E-14
BK249	2.38E-03	1.07E-03	2.12E-04	7.51E-07	7.45E-14	2.28E-38
BK250	4.70E-03	5.43E-14	5.43E-14	5.43E-14	5.42E-14	5.41E-14
CF249	6.77E-07	3.90E-06	3.90E-06	6.39E-06	6.15E-06	5.35E-06
CF250	4.16E-05	3.95E-05	3.56E-05	2.45E-05	8.50E-06	2.08E-07
CF251	2.27E-07	2.26E-07	2.26E-07	2.25E-07	2.21E-07	2.10E-07
CF252	3.12E-05	2.40E-05	1.42E-05	2.27E-06	1.21E-08	1.31E-10
CF253	2.35E-06	1.58E-12	7.07E-25	0.	0.	0.
CF254	6.30E-10	9.00E-12	2.22E-15	4.21E-26	1.88E-64	0.
ES253	1.41E-06	0.87E-11	1.94E-21	0.	0.	0.
SUBTOT	4.77E+07	1.65E+05	1.45E+05	1.66E+05	4.63E+04	8.46E+03
TOTALS	4.77E+07	1.65E+05	1.45E+05	1.66E+05	4.63E+04	8.46E+03

1978-07-26

Tabell A.8a

REVISED RINGHALS III SPENT FUEL - DECAY (CONT'D)

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	300. Y	1000. Y	3000. Y	10000. Y	30000. Y
U230	2.55E-01	2.59E-01	2.69E-01	2.94E-01	3.54E-01	3.90E-01
U237	1.01E+00	1.14E-05	8.46E-06	7.15E-06	3.98E-06	7.43E-07
U238	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01
U239	2.23E+07	0.	0.	0.	0.	0.
U240	2.24E+07	8.84E-08	8.84E-08	8.84E-08	8.85E-08	8.85E-08
NP230	0.55E+00	0.	0.	0.	0.	0.
NP237	3.18E-01	7.61E-01	1.23E+00	1.45E+00	1.46E+00	1.45E+00
NP238	4.62E+05	0.	0.	0.	0.	0.
NP239	2.25E+07	1.87E+01	1.75E+01	1.46E+01	7.70E+00	1.27E+00
NP240M	2.25E+07	8.84E-08	8.84E-08	8.84E-08	8.85E-08	8.85E-08
NP241	4.87E+04	0.	0.	0.	0.	0.
PU230	0.69E-01	0.	0.	0.	0.	0.
PU238	2.59E+03	2.75E+02	1.45E+00	1.47E-05	4.59E-19	1.12E-58
PU239	3.92E+02	3.95E+02	3.87E+02	3.67E+02	3.03E+02	1.73E+02
PU240	5.17E+02	5.10E+02	4.75E+02	3.87E+02	1.89E+02	2.43E+01
PU241	1.57E+05	4.70E-01	3.52E-01	2.98E-01	1.60E-01	3.10E-02
PU242	1.72E+00	1.72E+00	1.72E+00	1.72E+00	1.69E+00	1.63E+00
PU243	5.55E+05	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07	1.40E-07
PU244	8.86E-08	8.86E-08	8.86E-08	8.86E-08	8.86E-08	8.86E-08
PU245	2.04E-01	0.	0.	0.	0.	0.
AM241	1.27E+02	3.48E+03	1.13E+03	4.64E+01	1.60E-01	3.09E-02
AM242M	1.48E+01	3.77E+00	1.55E-01	1.69E-05	2.31E-19	5.03E-59
AM242	1.12E+05	3.77E+00	1.55E-01	1.69E-05	2.31E-19	5.03E-59
AM243	1.92E+01	1.87E+01	1.75E+01	1.46E+01	7.70E+00	1.27E+00
AM244	1.57E+05	1.15E-10	1.15E-10	1.15E-10	1.15E-10	1.15E-10
AM245	2.04E-01	0.	0.	0.	0.	0.
CM242	3.65E+04	3.09E+00	1.27E-01	1.39E-05	1.90E-19	4.63E-59
CM243	2.43E+01	3.65E-02	9.48E-09	1.45E-27	0.	0.
CM244	3.56E+03	3.65E-02	1.15E-10	1.15E-10	1.15E-10	1.15E-10
CM245	3.83E-01	3.75E-01	3.52E-01	2.97E-01	1.65E-01	3.09E-02
CM246	9.26E-02	8.86E-02	7.99E-02	5.90E-02	2.13E-02	1.12E-03
CM247	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07	1.47E-07	1.46E-07
CM248	4.03E-07	4.03E-07	4.03E-07	4.01E-07	3.96E-07	3.86E-07
CM249	1.01E-02	0.	0.	0.	0.	0.
CM250	5.43E-14	5.30E-14	5.22E-14	4.82E-14	3.64E-14	1.64E-14
BK249	2.38E-03	0.	0.	0.	0.	0.
BK250	4.69E-03	5.36E-14	5.22E-14	4.82E-14	3.64E-14	1.64E-14
CF249	0.77E-07	3.61E-06	9.10E-07	1.77E-08	1.83E-14	1.43E-31
CF250	4.16E-05	5.24E-12	5.22E-14	4.82E-14	3.64E-14	1.64E-14
CF251	2.27E-07	1.80E-07	1.05E-07	2.25E-08	1.62E-10	2.09E-17
CF252	3.12E-05	0.	0.	0.	0.	0.
CF253	2.35E-06	0.	0.	0.	0.	0.
CF254	6.30E-10	0.	0.	0.	0.	0.
ES253	1.41E-00	0.	0.	0.	0.	0.
SUBTOT	4.74E+07	4.71E+03	2.04E+03	8.38E+02	5.16E+02	2.12E+02
TOTALS	4.74E+07	4.71E+03	2.04E+03	8.38E+02	5.16E+02	2.12E+02

1978-07-26

Tabell A.8a

REVISED RINGHALS III SPENT FUEL - DECAY (CONT'D)

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

		INITIAL	10000 Y	30000 Y	1.E+6 Y	e.E+6 Y	1.E+7 Y
12	U236	2.55E-01	4.02E-01	4.00E-01	3.92E-01	3.74E-01	3.52E-01
14	U237	1.01E+00	2.09E-09	1.09E-10	3.45E-42	0.	0.
	U238	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.14E-01	3.13E-01
16	U239	2.20E+07	0.	0.	0.	0.	0.
	U240	2.24E+01	8.86E-06	8.89E-08	8.94E-08	8.78E-08	8.28E-08
18	NP236	0.55E+00	0.	0.	0.	0.	0.
	NP237	3.18E-01	1.38E+00	1.30E+00	1.03E+00	5.40E-01	5.60E-02
20	NP238	4.61E+05	0.	0.	0.	0.	0.
	NP239	2.25E+07	2.23E-03	1.45E-07	1.44E-07	1.29E-07	9.60E-08
22	NP240M	2.25E+01	8.86E-08	8.89E-08	8.90E-08	8.78E-08	8.28E-08
	NP240	4.84E+04	0.	0.	0.	0.	0.
24	PU236	0.69E-01	0.	0.	0.	0.	0.
	PU238	2.59E+03	0.	0.	0.	0.	0.
	PU239	3.92E+02	2.37E+01	8.08E-02	1.41E-07	1.29E-07	9.60E-08
	PU240	5.17E+02	1.85E-02	8.91E-08	8.92E-08	8.79E-08	8.29E-08
28	PU241	1.57E+05	8.73E-05	4.53E-12	1.44E-37	0.	0.
	PU242	1.72E+00	1.44E+00	9.97E-01	2.77E-01	7.14E-03	1.97E-08
30	PU243	5.54E+05	1.46E-07	1.45E-07	1.40E-07	1.29E-07	9.60E-08
	PU244	8.86E-08	8.88E-08	8.90E-08	8.92E-08	8.79E-08	8.29E-08
32	PU245	2.04E-01	0.	0.	0.	0.	0.
	AM241	1.27E+02	9.21E-05	4.78E-12	1.52E-37	0.	0.
34	AM242M	1.48E+01	0.	0.	0.	0.	0.
	AM242	1.12E+05	0.	0.	0.	0.	0.
36	AM243	1.92E+01	2.23E-03	1.45E-07	1.40E-07	1.29E-07	9.60E-08
	AM244	1.55E+05	1.15E-10	1.16E-10	1.16E-10	1.14E-10	1.08E-10
38	AM245	2.04E-01	0.	0.	0.	0.	0.
	CM242	3.65E+04	0.	0.	0.	0.	0.
40	CM243	2.43E+01	0.	0.	0.	0.	0.
	CM244	3.56E+03	1.15E-10	1.16E-10	1.16E-10	1.14E-10	1.08E-10
	CM245	3.83E-01	8.71E-05	4.52E-12	1.43E-37	0.	0.
	CM246	9.26E-02	3.77E-08	3.54E-19	3.69E-31	9.16E-66	0.
44	CM247	1.47E-07	1.46E-07	1.45E-07	1.40E-07	1.29E-07	9.60E-08
	CM248	4.03E-07	3.31E-07	2.24E-07	5.65E-08	1.10E-09	1.13E-15
46	CM249	1.01E-02	0.	0.	0.	0.	0.
	CM250	5.43E-14	1.01E-15	3.50E-19	2.71E-31	6.73E-66	0.
	BK249	2.38E-03	0.	0.	0.	0.	0.
	BK250	4.68E-03	1.01E-15	3.50E-19	2.71E-31	6.73E-66	0.
50	CF249	6.77E-07	0.	0.	0.	0.	0.
	CF250	4.16E-05	1.01E-15	3.50E-19	2.71E-31	6.73E-66	0.
52	CF251	2.27E-07	0.	0.	0.	0.	0.
	CF252	3.12E-05	0.	0.	0.	0.	0.
54	CF253	2.35E-06	0.	0.	0.	0.	0.
	CF254	6.30E-10	0.	0.	0.	0.	0.
56	ES253	1.41E-06	0.	0.	0.	0.	0.
58	SUBTOT	4.70E+07	4.44E+01	2.59E+01	1.88E+01	1.16E+01	5.68E+00
60	TOTALS	4.70E+07	4.44E+01	2.59E+01	1.88E+01	1.16E+01	5.68E+00

1978-07-26

Tabell A.8b

REVISED FORSMARK I SPENT FUEL - DECAY (CONT'D)

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	300. Y	1000. Y	3000. Y	10000. Y	30000. Y	
12	TL207	9.94E-07	1.22E-04	3.54E-04	1.01E-03	3.26E-03	8.96E-03
14	TL208	5.01E-04	3.00E-04	3.59E-07	1.24E-08	4.66E-09	1.51E-10
	TL209	4.49E-09	1.50E-07	2.07E-06	2.45E-05	2.68E-04	1.56E-03
16	P8209	2.04E-07	6.82E-06	9.42E-05	1.11E-03	1.22E-02	7.07E-02
	P8210	1.16E-09	1.68E-04	1.96E-03	1.45E-02	8.41E-02	2.73E-01
18	P8211	9.95E-07	1.22E-04	3.55E-04	1.02E-03	3.27E-03	8.99E-03
	P8212	1.39E-03	8.33E-04	9.97E-07	3.44E-08	1.29E-07	4.48E-07
20	P8214	2.57E-08	1.68E-04	1.96E-03	1.45E-02	8.41E-02	2.73E-01
	81210	1.16E-09	1.68E-04	1.96E-03	1.45E-02	8.41E-02	2.73E-01
22	81211	9.97E-07	1.22E-04	3.55E-04	1.02E-03	3.27E-03	8.99E-03
	81212	1.39E-03	8.33E-04	9.97E-07	3.44E-08	1.29E-07	4.48E-07
24	81213	2.05E-07	6.82E-06	9.42E-05	1.11E-03	1.22E-02	7.07E-02
	81214	2.57E-08	1.68E-04	1.96E-03	1.45E-02	8.41E-02	2.73E-01
26	P0210	8.01E-10	1.68E-04	1.96E-03	1.45E-02	8.41E-02	2.73E-01
	P0211	3.00E-09	3.67E-07	1.07E-06	3.05E-06	9.80E-06	2.70E-05
28	P0212	8.90E-04	5.33E-04	6.38E-07	2.20E-08	8.28E-09	2.86E-07
	P0213	2.00E-07	6.67E-06	9.21E-05	1.09E-03	1.19E-02	6.91E-02
30	P0214	2.57E-08	1.68E-04	1.96E-03	1.45E-02	8.41E-02	2.73E-01
	P0215	9.97E-07	1.22E-04	3.55E-04	1.02E-03	3.27E-03	8.99E-03
32	P0216	1.39E-03	8.33E-04	9.97E-07	3.44E-08	1.29E-07	4.48E-07
	P0218	2.57E-08	1.68E-04	1.96E-03	1.45E-02	8.41E-02	2.73E-01
34	AT217	2.04E-07	6.82E-06	9.42E-05	1.11E-03	1.22E-02	7.07E-02
	RN219	9.97E-07	1.22E-04	3.55E-04	1.02E-03	3.27E-03	8.99E-03
38	RN220	1.39E-03	8.33E-04	9.97E-07	3.44E-08	1.29E-07	4.48E-07
	RN222	2.56E-08	1.68E-04	1.96E-03	1.45E-02	8.41E-02	2.73E-01
38	FR221	2.04E-07	6.82E-06	9.42E-05	1.11E-03	1.22E-02	7.07E-02
	FR223	1.45E-08	1.71E-06	4.97E-06	1.42E-05	4.57E-05	1.26E-04
40	RA223	9.97E-07	1.22E-04	3.55E-04	1.02E-03	3.27E-03	8.99E-03
	RA224	1.39E-03	8.33E-04	9.97E-07	3.44E-08	1.29E-07	4.48E-07
42	RA225	2.04E-07	6.82E-06	9.42E-05	1.11E-03	1.22E-02	7.07E-02
	RA226	2.57E-08	1.68E-04	1.96E-03	1.45E-02	8.41E-02	2.73E-01
44	RA228	3.28E-12	3.23E-09	1.09E-08	3.44E-08	1.29E-07	4.48E-07
	AC225	2.05E-07	6.82E-06	9.42E-05	1.11E-03	1.22E-02	7.07E-02
46	AC227	1.04E-06	1.22E-04	3.55E-04	1.02E-03	3.27E-03	8.99E-03
	AC228	3.28E-12	3.23E-09	1.09E-08	3.44E-08	1.29E-07	4.48E-07
48	TH227	9.76E-07	1.21E-04	3.50E-04	1.00E-03	3.22E-03	8.86E-03
	TH228	1.39E-03	8.33E-04	9.97E-07	3.44E-08	1.29E-07	4.48E-07
50	TH229	4.36E-08	6.82E-06	9.42E-05	1.11E-03	1.22E-02	7.07E-02
	TH230	2.40E-05	2.87E-03	1.08E-02	3.32E-02	1.08E-01	2.93E-01
52	TH231	6.59E-01	1.57E-02	1.59E-02	1.64E-02	1.80E-02	2.10E-02
	TH232	2.45E-11	3.23E-09	1.09E-08	3.44E-08	1.29E-07	4.48E-07
54	TH233	1.13E-02	0.	0.	0.	0.	0.
	TH234	3.18E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
56	PA231	2.21E-05	1.22E-04	3.55E-04	1.02E-03	3.27E-03	8.99E-03
	PA232	2.51E-01	0.	0.	0.	0.	0.
58	PA233	1.83E-01	4.59E-01	7.47E-01	8.81E-01	8.35E-01	8.79E-01
	PA234M	3.20E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
60	PA234	2.56E-03	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04
	U232	4.30E-03	8.11E-04	9.60E-07	4.16E-15	2.24E-44	0.
62	U233	5.21E-05	4.84E-04	2.37E-03	9.55E-03	3.54E-02	1.05E-01
	U234	7.43E-01	1.26E+00	1.32E+00	1.31E+00	1.30E+00	1.24E+00
64	U235	1.57E-02	1.57E-02	1.59E-02	1.64E-02	1.80E-02	2.10E-02

REVISED FORSMARK I SPENT FUEL - DECAY (CONT'D)

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL (1000000) Y	300000 Y	1.E+6 Y	3.E+6 Y	1.E+7 Y	
12	TL207	9.94E-07	2.83E-02	2.49E-02	2.50E-02	2.49E-02
14	TL208	5.01E-04	6.07E-07	1.82E-06	5.99E-06	1.75E-05
	TL209	4.49E-09	6.51E-03	1.33E-02	1.47E-02	7.80E-03
16	P3209	2.04E-07	2.96E-01	6.05E-01	6.68E-01	3.55E-01
	P3210	1.16E-09	6.82E-01	8.31E-01	4.07E-01	3.27E-01
18	P3211	9.95E-07	2.04E-02	2.50E-02	2.51E-02	2.50E-02
	P3212	1.39E-03	1.69E-06	5.04E-06	1.66E-05	4.85E-05
20	P3214	2.57E-08	6.82E-01	8.31E-01	4.07E-01	3.27E-01
	BI210	1.16E-09	6.82E-01	8.31E-01	4.07E-01	3.27E-01
22	BI211	9.97E-07	2.04E-02	2.50E-02	2.51E-02	2.50E-02
	BI212	1.39E-03	1.69E-06	5.04E-06	1.66E-05	4.85E-05
24	BI213	2.05E-07	2.96E-01	6.05E-01	6.68E-01	3.55E-01
	BI214	2.57E-08	6.82E-01	8.31E-01	4.07E-01	3.27E-01
26	PO210	8.01E-10	6.82E-01	8.31E-01	4.07E-01	3.27E-01
	PO211	3.00E-09	6.12E-05	7.50E-05	7.52E-05	7.50E-05
28	PO212	8.90E-04	1.08E-06	3.23E-06	1.06E-05	3.10E-05
	PO213	2.00E-07	2.96E-01	5.92E-01	6.53E-01	3.47E-01
30	PO214	2.57E-08	6.82E-01	8.31E-01	4.07E-01	3.27E-01
	PO215	9.97E-07	2.04E-02	2.50E-02	2.51E-02	2.50E-02
32	PO216	1.39E-03	1.69E-06	5.04E-06	1.66E-05	4.85E-05
	PO218	2.57E-08	6.82E-01	8.31E-01	4.07E-01	3.27E-01
34	AT217	2.04E-07	2.96E-01	6.05E-01	6.68E-01	3.55E-01
	RN219	9.97E-07	2.04E-02	2.50E-02	2.51E-02	2.50E-02
36	RN220	1.39E-03	1.69E-06	5.04E-06	1.66E-05	4.85E-05
	RN222	2.56E-08	6.82E-01	8.31E-01	4.07E-01	3.27E-01
38	FR221	2.04E-07	2.96E-01	6.05E-01	6.68E-01	3.55E-01
	FR223	1.45E-08	2.86E-04	3.50E-04	3.51E-04	3.50E-04
40	RA223	9.97E-07	2.04E-02	2.50E-02	2.51E-02	2.50E-02
	RA224	1.39E-03	1.69E-06	5.04E-06	1.66E-05	4.85E-05
42	RA225	2.04E-07	2.96E-01	6.05E-01	6.68E-01	3.55E-01
	RA226	2.57E-08	6.82E-01	8.31E-01	4.07E-01	3.27E-01
44	RA228	3.28E-12	1.69E-06	5.04E-06	1.66E-05	4.85E-05
	AC225	2.05E-07	2.96E-01	6.05E-01	6.68E-01	3.55E-01
46	AC227	1.04E-06	2.04E-02	2.50E-02	2.51E-02	2.50E-02
	AC223	3.29E-12	1.69E-06	5.04E-06	1.66E-05	4.85E-05
48	TH227	9.76E-07	2.01E-02	2.47E-02	2.47E-02	2.47E-02
	TH229	1.39E-03	1.69E-06	5.04E-06	1.66E-05	4.85E-05
50	TH229	4.36E-08	2.96E-01	6.05E-01	6.68E-01	3.55E-01
	TH230	2.40E-05	6.82E-01	8.24E-01	4.07E-01	3.27E-01
52	TH231	6.59E-01	2.45E-02	2.51E-02	2.51E-02	2.50E-02
	TH232	2.45E-11	1.69E-06	5.04E-06	1.66E-05	4.85E-05
54	TH233	1.11E-02	0.	0.	0.	0.
	TH234	3.18E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
56	PA231	2.21E-05	2.04E-02	2.50E-02	2.51E-02	2.50E-02
	PA232	2.51E-01	0.	0.	0.	0.
58	PA233	1.88E-01	8.38E-01	7.85E-01	6.26E-01	3.27E-01
	PA234M	3.20E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
60	PA234	2.56E-03	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04	3.17E-04
	U232	4.80E-03	0.	0.	0.	0.
62	U233	5.21E-05	2.96E-01	5.90E-01	6.64E-01	3.54E-01
	U234	7.43E-01	1.03E+00	7.51E-01	3.78E-01	3.18E-01
64	U235	1.57E-02	2.45E-02	2.51E-02	2.51E-02	2.50E-02

1978-07-26

Tabell A.8b

REVISED FORSMARK I SPENT FUEL - DECAY

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	1. Y	3. Y	10. Y	30. Y	100. Y
U236	2.15E-01	2.15E-01	2.15E-01	2.15E-01	2.16E-01	2.16E-01
U237	4.41E+05	2.13E+00	1.93E+00	1.42E+00	5.49E-01	1.98E-02
U238	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
U239	1.29E+07	0.	0.	0.	0.	0.
U241	1.11E+01	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08
NP236	1.82E+00	0.	0.	0.	0.	0.
NP237	1.90E-01	1.94E-01	1.95E-01	1.97E-01	2.10E-01	2.74E-01
NP233	1.64E+05	0.	0.	0.	0.	0.
NP239	1.28E+07	1.21E+01	1.21E+01	1.21E+01	1.21E+01	1.20E+01
NP240M	1.11E+01	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08
NP240	1.56E+04	0.	0.	0.	0.	0.
PU236	2.36E-01	1.96E-01	1.14E-01	2.08E-02	1.60E-04	6.47E-12
PU238	1.42E+03	1.55E+03	1.56E+03	1.48E+03	1.26E+03	7.36E+02
PU239	2.65E+02	2.69E+02	2.69E+02	2.69E+02	2.68E+02	2.68E+02
PU240	4.50E+02	4.50E+02	4.50E+02	4.50E+02	4.50E+02	4.48E+02
PU241	9.50E+04	9.06E+04	8.24E+04	5.91E+04	2.29E+04	8.24E+02
PU242	1.65E+00	1.65E+00	1.65E+00	1.65E+00	1.65E+00	1.65E+00
PU243	2.62E+05	5.87E-03	5.87E-08	5.87E-08	5.87E-08	5.87E-08
PU244	4.67E-08	4.67E-08	4.67E-08	4.67E-08	4.67E-08	4.67E-08
PU245	5.50E-02	0.	0.	0.	0.	0.
AM241	1.09E+02	2.58E+02	5.33E+02	1.31E+03	2.47E+03	2.89E+03
AM242M	1.07E+01	1.07E+01	1.06E+01	1.03E+01	9.36E+00	6.80E+00
AM242	6.33E+04	1.07E+01	1.06E+01	1.03E+01	9.36E+00	6.80E+00
AM243	1.21E+01	1.21E+01	1.21E+01	1.21E+01	1.21E+01	1.20E+01
AM244	5.32E+04	6.06E-11	6.06E-11	6.06E-11	6.06E-11	6.06E-11
AM245	5.51E-02	2.78E-09	5.54E-10	1.96E-12	1.94E-19	5.96E-44
CM242	3.31E+04	7.05E+03	3.24E+02	8.42E+00	7.67E+00	5.58E+00
CM243	1.33E+01	1.30E+01	1.25E+01	1.07E+01	6.94E+00	1.52E+00
CM244	1.19E+03	1.15E+03	1.06E+03	8.12E+02	3.78E+02	2.59E+01
CM245	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.11E-01	1.10E-01
CM246	2.29E-02	2.28E-02	2.28E-02	2.28E-02	2.28E-02	2.25E-02
CM247	5.87E-08	5.87E-08	5.87E-08	5.87E-08	5.87E-08	5.87E-08
CM248	1.36E-07	1.36E-07	1.36E-07	1.36E-07	1.36E-07	1.36E-07
CM249	2.73E-03	6.99E-16	3.14E-28	0.	0.	0.
CM251	1.08E-14	1.08E-14	1.03E-14	1.08E-14	1.08E-14	1.08E-14
BK249	4.15E-04	1.85E-04	3.70E-05	1.31E-07	1.30E-14	3.97E-39
BK251	6.54E-04	1.08E-14	1.08E-14	1.08E-14	1.08E-14	1.08E-14
CF249	1.47E-07	7.08E-07	1.07E-06	1.14E-06	1.10E-06	9.56E-07
CF250	4.89E-06	4.66E-06	4.19E-06	2.89E-06	1.00E-06	2.45E-08
CF251	2.82E-08	2.82E-08	2.81E-08	2.80E-08	2.75E-08	2.61E-08
CF252	5.12E-06	3.94E-06	2.33E-06	3.73E-07	1.98E-09	2.15E-17
CF253	3.36E-07	2.25E-13	1.01E-25	0.	0.	0.
CF254	9.67E-11	1.47E-12	3.41E-16	6.46E-29	2.88E-65	0.
ES253	2.46E-07	1.00E-11	2.83E-22	0.	0.	0.
SUBTOT	2.69E+07	1.01E+05	8.67E+04	6.35E+04	2.78E+04	5.24E+03
TOTALS	2.69E+07	1.01E+05	8.67E+04	6.35E+04	2.78E+04	5.24E+03

1978-07-26

Tabell A.8b

REVISED FORSMARK I SPENT FUEL - DECAY (CONT'D)

 NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
 BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	300. Y	1000. Y	3000. Y	10000. Y	30000. Y
U236	2.15E-01	2.19E-01	2.23E-01	2.49E-01	2.97E-01	3.37E-01
U237	4.41E+05	4.08E-06	2.45E-06	2.07E-06	1.15E-06	2.15E-07
U238	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
U239	1.27E+07	0.	0.	0.	0.	0.
U240	1.11E+01	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08
NP236	1.82E+00	0.	0.	0.	0.	0.
NP237	1.90E-01	4.59E-01	7.47E-01	8.81E-01	8.85E-01	8.79E-01
NP238	1.64E+05	0.	0.	0.	0.	0.
NP239	1.28E+07	1.18E+01	1.11E+01	9.22E+00	4.89E+00	7.98E-01
NP240M	1.11E+01	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08	4.66E-08
NP241	1.56E+04	0.	0.	0.	0.	0.
PU236	2.36E-01	0.	0.	0.	0.	0.
PU238	1.42E+03	1.58E+02	8.74E-01	1.06E-05	3.32E-19	8.10E-59
PU239	2.65E+02	2.67E+02	2.61E+02	2.48E+02	2.04E+02	1.17E+12
PU240	4.50E+02	4.39E+02	4.09E+02	3.33E+02	1.62E+02	2.09E+11
PU241	9.50E+04	1.70E-01	1.02E-01	8.63E-02	4.80E-02	8.96E-03
PU242	1.65E+00	1.65E+00	1.65E+00	1.64E+00	1.62E+00	1.56E+00
PU243	2.62E+05	5.87E-08	5.87E-08	5.87E-08	5.86E-08	5.86E-08
PU244	4.67E-08	4.67E-08	4.67E-08	4.67E-08	4.67E-08	4.67E-08
PU245	5.50E-02	0.	0.	0.	0.	0.
AM241	1.09E+02	2.12E+03	6.91E+02	2.82E+01	4.84E-02	8.96E-03
AM242M	1.07E+01	2.73E+00	1.12E-01	1.23E-05	1.68E-19	4.08E-59
AM242	6.33E+04	2.73E+00	1.12E-01	1.23E-05	1.68E-19	4.08E-59
AM243	1.21E+01	1.18E+01	1.11E+01	9.22E+00	4.89E+00	7.98E-01
AM244	5.24E+04	6.06E-11	6.06E-11	6.06E-11	6.07E-11	6.07E-11
AM245	5.51E-02	0.	0.	0.	0.	0.
CM242	3.31E+04	2.24E+10	9.20E-02	1.01E-05	1.38E-19	3.36E-59
CM243	1.33E+01	2.00E-02	5.20E-09	7.93E-28	0.	0.
CM244	1.19E+03	1.22E-02	6.07E-11	6.06E-11	6.07E-11	6.07E-11
CM245	1.11E-01	1.08E-01	1.02E-01	8.61E-02	4.79E-02	8.95E-03
CM246	2.29E-02	2.19E-02	1.97E-02	1.47E-02	5.25E-03	2.77E-04
CM247	5.87E-08	5.97E-08	5.87E-08	5.87E-08	5.86E-08	5.86E-08
CM248	1.36E-07	1.36E-07	1.36E-07	1.35E-07	1.34E-07	1.28E-07
CM249	2.72E-03	0.	0.	0.	0.	0.
CM250	1.08E-14	1.07E-14	1.04E-14	9.60E-15	7.26E-15	3.27E-15
BK240	4.15E-04	0.	0.	0.	0.	0.
BK250	6.53E-04	1.07E-14	1.04E-14	9.60E-15	7.26E-15	3.27E-15
CF249	1.47E-07	6.45E-07	1.62E-07	3.16E-09	3.26E-15	2.56E-32
CF251	4.89E-06	6.22E-13	1.04E-14	9.60E-15	7.26E-15	3.27E-15
CF251	2.82E-08	2.24E-08	1.30E-08	2.79E-09	1.27E-11	2.60E-18
CF252	5.12E-06	0.	0.	0.	0.	0.
CF253	3.36E-07	0.	0.	0.	0.	0.
CF254	9.67E-11	0.	0.	0.	0.	0.
ES253	2.46E-07	0.	0.	0.	0.	0.
SUBTOT	2.67E+07	3.02E+03	1.39E+03	6.34E+02	3.84E+02	1.48E+02
TOTALS	2.67E+07	3.02E+03	1.39E+03	6.34E+02	3.84E+02	1.48E+02

1978-07-26

Tabell A.8b

REVISED FORSMARK I SPENT FUEL - DECAY (CONT'D)

 NUCLEIDE RADIOACTIVITY, CURIES
 BASIS = 1 TON OF URANIUM CHARGED TO REACTOR

	INITIAL	100000. Y	500000. Y	1.E+6 Y	3.E+6 Y	1.E+7 Y
U236	2.15E-01	3.42E-01	3.40E-01	3.34E-01	3.15E-01	2.57E-01
U237	4.41E+05	6.07E-10	3.15E-17	9.99E-43	0.	0.
U233	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01	3.17E-01
U239	1.25E+07	0.	0.	0.	0.	0.
U240	1.11E+01	4.66E-03	4.67E-03	4.67E-03	4.60E-03	4.33E-03
NP236	1.82E+00	0.	0.	0.	0.	0.
NP237	1.90E-01	3.38E-01	7.85E-01	6.26E-01	3.27E-01	3.39E-02
NP238	1.64E+05	0.	0.	0.	0.	0.
NP239	1.28E+07	1.40E-03	5.80E-08	5.62E-08	5.17E-08	3.84E-08
NP240M	1.11E+01	4.66E-03	4.67E-03	4.67E-03	4.60E-03	4.33E-03
NP240	1.55E+04	0.	0.	0.	0.	0.
PU236	2.36E-01	0.	0.	0.	0.	0.
PU238	1.42E+03	0.	0.	0.	0.	0.
PU239	2.65E+02	1.60E+01	5.45E-02	5.64E-08	5.17E-08	3.84E-08
PU240	4.50E+02	1.59E-02	4.68E-08	4.67E-08	4.60E-08	4.34E-08
PU241	9.50E+04	2.53E-05	1.31E-12	4.16E-38	0.	0.
PU242	1.65E+00	1.37E+00	0.53E-01	2.65E-01	6.83E-03	1.98E-08
PU243	2.61E+05	5.84E-08	5.79E-08	5.62E-08	5.17E-08	3.84E-08
PU244	4.67E-08	4.67E-08	4.68E-08	4.67E-08	4.60E-08	4.34E-08
PU245	5.49E-02	0.	0.	0.	0.	0.
AM241	1.09E+02	2.67E-05	1.38E-12	4.39E-38	0.	0.
AM242M	1.07E+01	0.	0.	0.	0.	0.
AM242	6.32E+04	0.	0.	0.	0.	0.
AM243	1.21E+01	1.40E-03	5.80E-08	5.62E-08	5.17E-08	3.84E-08
AM244	5.17E+04	6.07E-11	6.08E-11	6.07E-11	5.98E-11	5.64E-11
AM245	5.51E-02	0.	0.	0.	0.	0.
CM242	3.31E+04	0.	0.	0.	0.	0.
CM243	1.33E+01	0.	0.	0.	0.	0.
CM244	1.19E+03	6.07E-11	6.08E-11	6.07E-11	5.98E-11	5.64E-11
CM245	1.11E-01	2.52E-05	1.31E-12	4.16E-38	0.	0.
CM246	2.29E-02	9.30E-09	7.07E-20	7.34E-32	1.83E-66	0.
CM247	5.87E-08	5.84E-08	5.79E-08	5.62E-08	5.17E-08	3.84E-08
CM248	1.36E-07	1.12E-07	7.54E-08	1.90E-08	3.70E-10	3.81E-16
CM249	2.70E-03	0.	0.	0.	0.	0.
CM250	1.08E-14	2.01E-16	6.97E-20	5.39E-32	1.34E-66	0.
BK249	4.15E-04	0.	0.	0.	0.	0.
BK250	6.51E-04	2.01E-16	6.97E-20	5.39E-32	1.34E-66	0.
CF249	1.47E-07	0.	0.	0.	0.	0.
CF250	4.89E-06	2.01E-16	6.97E-20	5.40E-32	1.34E-66	0.
CF251	2.82E-03	0.	0.	0.	0.	0.
CF252	5.12E-06	0.	0.	0.	0.	0.
CF253	3.36E-07	0.	0.	0.	0.	0.
CF254	9.67E-11	0.	0.	0.	0.	0.
ES253	2.46E-07	0.	0.	0.	0.	0.
SUBTOT	2.65E+07	3.12E+01	1.86E+01	1.35E+01	8.98E+00	5.34E+00
TOTALS	2.65E+07	3.12E+01	1.86E+01	1.35E+01	8.98E+00	5.34E+00

1978-07-26

Tabell A.9

Maximum inventories (at any time) of some heavy nuclides in spent fuel

Nuclide	Ci/tU		
	PWR		BWR
	ORIGEN	CASMO	CASMO
Ra226	1.06	1.06	0.831
Th229	0.853	1.10	0.668
Np237	1.13	1.46	0.885
Pu239	324.	398.	269.
Pu240	494.	522.	450.
Am241	3310.	4740.	2890.
Am243	21.1	19.2	12.1

1978-07-26

Tabell A.10a

Helium build-up in spent PWR and BWR fuel

Years after discharge	Moles/tU*	
	PWR (R3)	BWR (F1)
1	0.414	0.447
10	0.561	0.527
100	1.94	1.34
10 ³	8.51	5.60
10 ⁴	21.6	15.3
10 ⁵	46.3	32.8
10 ⁶	73.2	52.1
10 ⁷	173.	133.

* Incl He generated by $O17(n,\alpha) C14$.

Tabell A.10b

Chemical composition of spent PWR and BWR fuel (mole-%)

	Years after discharge	Heavy nuclides	Oxygen	Fission products	Helium
PWR	10 ⁵	31.7	65.6	2.31	0.36
	10 ⁶	31.6	65.5	2.31	0.57
	10 ⁷	31.4	65.0	2.29	1.34
BWR	10 ⁵	32.0	65.8	1.93	0.26
	10 ⁶	31.9	65.8	1.93	0.41
	10 ⁷	31.7	65.3	1.92	1.03

Tabell A.11

PWR and BWR fresh fuel rod data

	PWR		BWR (F1)
	R2	R3	
Rod height (mm)	3856	3856	3954
Rod diameter (mm)	10.72	9.50	12.25/11.75*
I.D. of cladding (mm)	9.48	8.36	10.65/10.15*
Pellet diameter (mm)	9.29	8.19	10.44/9.94*
Pellet height (mm)	15.24	13.46	11.00
Pellet stack height (mm)	3658	3663	3680
Plenum height (mm)	165	160	233
U content (kg)	2.22	1.71	2.88/2.61*
O content (kg)	0.30	0.23	0.33/0.30*
Fuel density (g/cm ³), percent of theor	10.40 95	10.40 95	10.47 96
Cladding weight (kg)	0.49 (Zircaloy-4)	0.38 (Zircaloy-4)	0.78** (Zircaloy-2)
Hold down spring weight (kg)	0.023 (AISI304)	0.018 (AISI304)	0.03** (SIS2331)
Total rod weight (kg)	3.0	2.3	4.0**

* Normal rod/corner rod.

** Average for normal and corner rods.

Tabell A.12a

Radionuclide inventories in
PWR (R2) fuel rods (uranium excl)

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	C14	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	1.07+5	5.31-1	1.89+3	3.39-1	5.43+1	9.13-2	5.57-3
1.E+0	6.32+3	5.31-1	1.66+3	3.39-1	5.38+1	9.13-2	9.87-3
3.E+0	2.86+3	5.31-1	1.28+3	3.39-1	5.30+1	0.13-2	1.77-2
1.E+1	7.92+2	5.31-1	5.07+2	3.39-1	5.04+1	9.13-2	3.98-2
3.E+1	8.20+1	5.29-1	3.63+1	3.39-1	4.33+1	9.13-2	7.27-2
1.E+2	2.67+1	5.24-1	3.58-3	3.39-1	2.55+1	9.13-2	9.07-2
3.E+2	6.70+0	5.11-1		3.38-1	5.65+0	9.13-2	9.13-2
1.E+3	1.02+0	4.70-1		3.36-1	2.91-2	9.13-2	9.13-2
3.E+3	8.84-1	3.69-1		3.31-1	8.26-9	9.12-2	9.12-2
1.E+4	6.54-1	1.58-1		3.11-1		9.09-2	9.09-2
3.E+4	4.58-1	1.41-2		2.62-1		9.00-2	9.00-2
1.E+5	3.19-1	2.96-6		1.43-1		8.72-2	8.72-2
3.E+5	1.85-1			2.52-2		7.95-2	7.95-2
1.E+6	1.15-1			5.84-5		5.75-2	5.75-2
3.E+6	4.57-2					2.28-2	2.28-2
1.E+7*	1.80-3**					8.98-4	8.98-4

* 10^7 ** $1.80 \cdot 10^{-3}$

1978-07-26

Tabell A.12bRadionuclide inventories in
PWR (R2) fuel oxygen*

Years after discharge	Ci/tU	
	Tot	Cl4
DISCHARGE	2.05+2	2.85-1
1.E+0	2.85-1	2.85-1
3.E+0	2.85-1	2.85-1
1.E+1	2.85-1	2.85-1
3.E+1	2.84-1	2.84-1
1.E+2	2.82-1	2.82-1
3.E+2	2.75-1	2.75-1
1.E+3	2.53-1	2.53-1
3.E+3	1.98-1	1.98-1
1.E+4	8.50-1	8.50-1
3.E+4	7.56-3	7.56-3
1.E+5	1.90-6	1.59-6
3.E+5	2.97-7	
1.E+6	2.44-7	
3.E+6	1.40-7	
1.E+7	2.01-8	

* Incl 10 ppm nitrogen

Tabell A.12c

Radionuclide inventories in
PWR (R2) hold down springs (AISI 304)

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	C14	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	2.71+4	4.08-2	1.36+3	3.36-1	5.38+1		1.49-6
1.E+0	3.67+3	4.08-2	1.19+3	3.36-1	5.33+1		2.56-6
3.E+0	2.35+3	4.08-2	9.15+2	3.36-1	5.25+1		4.56-6
1.E+1	6.25+2	4.08-2	3.64+2	3.36-1	4.99+1		1.01-5
3.E+1	7.03+1	4.07-2	2.61+1	3.36-1	4.29+1		1.85-5
1.E+2	2.57+1	4.03-2	2.57-3	3.36-1	2.53+1		2.29-5
3.E+2	5.97+0	3.93-2		3.35-1	5.60+0		2.26-5
1.E+3	3.99-1	3.61-2		3.33-1	2.88-2		2.15-5
3.E+3	3.56-1	2.83-2		3.28-1	8.18-9		1.83-5
1.E+4	3.21-1	1.22-2		3.08-1			1.07-5
3.E+4	2.60-1	1.08-3		2.60-1			2.31-6
1.E+5	1.42-1	2.28-7		1.42-1			1.08-8
3.E+5	2.50-2			2.50-2			
1.E+6	5.82-5			5.79-5			
3.E+6	2.33-9						
1.E+7							

Tabell A.12d

Radionuclide inventories in
PWR (R2) fuel cladding (Zircaloy-4)

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	C14	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	8.01+4	2.05-1	5.34+2	3.11-3	5.04-1	9.13-2	5.57-3
1.E+0	2.65+3	2.05-1	4.68+2	3.11-3	5.00-1	9.13-2	9.87-3
3.E+0	5.12+2	2.05-1	3.60+2	3.11-3	4.93-1	9.13-2	1.77-2
1.E+1	1.67+2	2.05-1	1.43+2	3.11-3	4.67-1	9.13-2	3.98-2
3.E+1	1.14+1	2.04-1	1.02+1	3.11-3	4.01-1	9.13-2	7.27-2
1.E+2	7.57-1	2.02-1	1.01-3	3.10-3	2.37-1	9.13-2	9.07-2
3.E+2	4.58-1	1.97-1		3.10-3	5.25-2	9.13-2	9.13-2
1.E+3	3.69-1	1.81-1		3.08-3	2.69-4	9.13-2	9.13-2
3.E+3	3.30-1	1.43-1		3.02-3		9.12-2	9.12-2
1.E+4	2.48-1	6.10-2		2.84-3		9.09-2	9.09-2
3.E+4	1.90-1	5.43-3		2.39-3		9.00-2	9.00-2
1.E+5	1.77-1	1.14-6		1.31-3		8.72-2	8.72-2
3.E+5	1.60-1			2.30-4		7.95-2	7.95-2
1.E+6	1.15-1			5.35-7		5.75-2	5.75-2
3.E+6	4.57-2					2.28-2	2.28-2
1.E+7	1.80-3					8.98-4	8.98-4

Tabell A.13a

Radionuclide inventories in
BWR (F1) fuel rods (uranium excl)

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	C14	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	8.54+4	5.38-1	2.29+2	4.07-1	6.48+1	1.02-1	8.82-3
1.E+0	4.25+3	5.38-1	2.01+2	4.07	6.44+1	1.02-1	1.35-2
3.E+0	1.55+3	5.38-1	1.55+2	4.07-1	6.34+1	1.02-1	2.29-2
1.E+1	3.28+2	5.38-1	6.13+1	4.07-1	6.02+1	1.02-1	4.60-2
3.E+1	5.84+1	5.37-1	4.39+0	4.07-1	5.17+1	1.02-1	8.19-2
1.E+2	3.18+1	5.33-1	4.34-4	4.07-1	3.06+1	1.02-1	1.02-1
3.E+2	7.92+0	5.19-1		4.07-1	6.77+0	1.02-1	1.02-1
1.E+3	1.13+0	4.76-1		4.04-1	3.46-2	1.02-1	1.02-1
3.E+3	9.89-1	3.74-1		3.97-1	9.88-9	1.02-1	1.02-1
1.E+4	7.51-1	1.61-1		3.74-1		1.02-1	1.02-1
3.E+4	5.42-1	1.43-2		3.15-1		1.01-1	1.01-1
1.E+5	3.78-1	3.00-6		1.72-1		9.70-2	9.70-2
3.E+5	2.14-1			3.03-2		8.89-2	8.89-2
1.E+6	1.30-1			7.03-5		6.43-2	6.43-2
3.E+6	5.10-2					2.55-2	2.55-2
1.E+7	2.01-3					9.99-4	9.99-4

1978-07-26

Tabell A.13bRadionuclide inventories in
BWR (F1) fuel oxygen*

Years after discharge	Ci/tU	
	Tot	C14
DISCHARGE	1.88+2	2.78-1
1.E+0	2.78-1	2.78-1
3.E+0	2.78-1	2.78-1
1.E+1	2.78-1	2.78-1
3.E+1	2.77-1	2.77-1
1.E+2	2.75-1	2.75-1
3.E+2	2.68-1	2.68-1
1.E+3	2.46-1	2.46-1
3.E+3	1.93-1	1.93-1
1.E+4	8.29-2	8.29-2
3.E+4	7.37-3	7.37-3
1.E+5	1.97-6	1.55-6
3.E+5	3.99-7	
1.E+6	3.28-7	
3.E+6	1.89-7	
1.E+7	2.71-8	

* Incl 10 ppm nitrogen

Tabell A.13c

Radionuclide inventories in
BWR (F1) hold down springs (SIS 2331)

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	C14	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	1.60+4	5.17-2	1.73+2	3.54-1	5.64+1		5.43-6
1.E+0	2.31+3	5.17-2	1.52+2	3.54-1	5.60+1		8.09-6
3.E+0	1.39+3	5.17-2	1.17+2	3.54-1	5.52+1		1.30-5
1.E+1	2.86+2	5.17-2	4.62+1	3.54-1	5.24+1		2.68-5
3.E+1	4.96+1	5.16-2	3.31+0	3.54-1	4.50+1		4.73-5
1.E+2	2.70+1	5.12-2	3.27-4	3.54-1	2.66+1		5.82-5
3.E+2	6.29+0	4.99-2		3.54-1	5.89+0		5.76-5
1.E+3	4.28-1	4.59-2		3.52-1	3.01-2		5.47-5
3.E+3	3.82-1	3.60-2		3.45-1	8.60-9		4.69-5
1.E+4	3.41-1	1.54-2		3.26-1			2.73-5
3.E+4	2.75-1	1.38-3		2.74-1			5.85-6
1.E+5	1.50-1	2.88-7		1.50-1			2.70-8
3.E+5	2.64-2			2.64-2			
1.E+6	6.16-5			6.12-5			
3.E+6	2.41-9						
1.E+7							

Tabell A.13d

Radionuclide inventories in
BWR (F1) fuel cladding (Zircaloy-2)

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	C14	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	6.83+4	2.08-1	5.63+1	5.28-2	8.42+0	1.02-1	8.82-3
1.E+0	1.94+3	2.08-1	4.93+1	5.28-2	8.35+0	1.02-1	1.35-2
3.E+0	1.64+2	2.08-1	3.79+1	5.28-2	8.22+0	1.02-1	2.29-2
1.E+1	4.13+1	2.08-1	1.51+1	5.28-2	7.80+0	1.02-1	4.60-2
3.E+1	8.57+0	2.08-1	1.08+0	5.28-2	6.72+0	1.02-1	8.19-2
1.E+2	4.56+0	2.07-1	1.07-4	5.27-2	3.96+0	1.02-1	1.02-1
3.E+2	1.36+0	2.01-1		5.27-2	8.77-1	1.02-1	1.02-1
1.E+3	4.59-1	1.84-1		5.24-2	4.50-3	1.02-1	1.02-1
3.E+3	4.14-1	1.45-1		5.15-2	1.28-9	1.02-1	1.02-1
1.E+4	3.27-1	6.28-2		4.84-2		1.02-1	1.02-1
3.E+4	2.60-1	5.53-3		4.07-2		1.01-1	1.01-1
1.E+5	2.28-1	1.16-6		2.22-2		9.70-2	9.70-2
3.E+5	1.88-1			3.93-3		8.89-2	8.89-2
1.E+6	1.30-1			9.12-6		6.43-2	6.43-2
3.E+6	5.10-2					2.55-2	2.55-2
1.E+7	2.01-3					9.99-4	9.99-4

Tabell A.14

Significant nuclides in irradiated fuel rod construction materials (data from ORIGEN)

Nuclide	Source	σ_{2200} (barns)	$RI_{0.5}^{\infty}$ (barns)	Decay mode	$t_{1/2}$ (yrs)	E_{decay} (MeV)
Cl14	Cl13 (n, γ) Cl14	0.0009	1.42	β	5735	0.05
	N14 (n,p) Cl14	1.80				
	O17 (n, α) Cl14	0.235				
Co60	Co59 (n, γ) Co60	37.2	72.	β - γ	5.25	2.637
Ni59	Ni58 (n, γ) Ni59	4.4		β	80000	≈ 0
Ni63	Ni62 (n, γ) Ni63	15.		β	92	0.027
Zr93	Zr92 (n, γ) Zr93	0.25	0.55	β	1.5 mill	0.02
Nb93m	Zr93 $\xrightarrow{\beta}$ Nb93m			γ	13.6 (1.5 mill)	0.059
	Mo93 \xrightarrow{EC} Nb93m					

1978-07-26

Tabell A.15

Amount of plutonium charged to PWR core (core average per mthm)*

	kg Pu/tU	
	1st recycle	2nd recycle
Pu239	6.49	5.39
Pu241	0.963	0.969
	} 7.45	} 6.36
Pu236	1.11E-07	4.42E-08
Pu238	0.154	0.207
Pu240	2.36	2.79
Pu242	0.442	1.04
Pu243	5.66E-17	3.25E-15
Pu244	5.00E-06	4.99E-06
Total	10.4	10.4

* Fuel reprocessed after ten years cooling

Tabell A.16

Thermal power and neutron flux intensity in 10.4 kg plutonium from spent PWR uranium fuel

Years after reprocessing	Thermal power Watts	Spontaneous fission Neutrons/sec	α ,n-neutrons Neutrons/sec
0	1.15E+2	3.46E+6	6.58E+6
1	1.19E+2	3.46E+6	6.85E+6
2	1.23E+2	3.45E+6	7.10E+6
5	1.35E+2	3.44E+6	7.80E+6
10	1.49E+2	3.43E+6	8.73E+6

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	30. Y	100. Y
SE 79	0.	3.75E-01	3.75E-01	3.75E-01
RB 87	0.	1.67E-05	1.67E-05	1.67E-05
SR 89	0.	5.40E-16	0.	0.
SR 90	0.	5.21E+04	3.18E+04	5.66E+03
Y 90	0.	5.21E+04	3.18E+04	5.66E+03
Y 91	0.	2.01E-13	0.	0.
ZK 93	0.	1.74E+00	1.74E+00	1.74E+00
NB 93M	0.	7.62E-01	1.38E+00	1.73E+00
ZR 95	0.	1.87E-11	0.	0.
M9 95M	0.	3.96E-13	0.	0.
NB 95	0.	4.05E-11	0.	0.
TC 99	0.	1.44E+01	1.44E+01	1.44E+01
RU106	0.	7.30E+02	7.43E-04	7.90E-25
RH106	0.	7.30E+02	7.43E-04	7.90E-25
PD107	0.	1.53E-01	1.53E-01	1.53E-01
AG109M	0.	2.79E-08	3.90E-13	3.97E-30
CD109	0.	2.79E-08	3.90E-13	3.97E-30
AG110M	0.	2.65E-01	5.37E-10	0.
AG110	0.	3.44E-02	6.98E-11	0.
CD113M	0.	9.70E+00	3.60E+00	1.13E-01
SN119M	0.	8.16E-04	1.30E-12	0.
SN121M	0.	6.26E-04	5.22E-04	2.75E-04
SN123	0.	1.75E-05	4.66E-23	0.
TE123M	0.	3.29E-10	5.25E-29	0.
SB124	0.	2.39E-16	0.	0.
SB125	0.	8.73E+02	5.14E+00	8.05E-08
TE125M	0.	3.62E+02	2.13E+00	3.33E-08
SN126	0.	6.93E-01	6.93E-01	6.92E-01
SB126M	0.	6.93E-01	6.93E-01	6.92E-01
SB126	0.	6.86E-01	6.86E-01	6.85E-01
TE127M	0.	1.60E-06	1.07E-26	0.
TE127	0.	1.59E-06	1.06E-26	0.
CS134	0.	6.50E+03	9.83E+00	5.16E-10
CS135	0.	2.78E-01	2.78E-01	2.78E-01
CS137	0.	3.70E+04	5.48E+04	1.09E+04
BA137M	0.	8.14E+04	5.13E+04	1.02E+04
CE144	0.	1.59E+02	2.87E-06	2.26E-33
PR144	0.	1.59E+02	2.87E-06	2.26E-33
PM147	0.	7.95E+03	4.00E+01	3.62E-07
SM151	0.	1.21E+03	1.03E+03	5.92E+02
EU152	0.	6.60E+00	2.08E+00	3.65E-02
GD153	0.	1.08E-03	8.85E-13	0.
EU154	0.	5.14E+03	2.16E+03	1.04E+02
EU155	0.	1.84E+02	8.67E-02	1.97E-13
TB160	0.	1.13E-12	0.	0.
HO160M	0.	1.28E-03	1.26E-03	1.21E-03
SUBTOT	0.	2.99E+05	1.73E+05	3.31E+04
TOTALS	0.	2.99E+05	1.73E+05	3.31E+04

Tabell A.17

First plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	300. Y	1000. Y	3000. Y	10000. Y	30000. Y
SE 79	0.	3.75E-01	3.74E-01	3.72E-01	3.64E-01	3.38E-01	2.73E-01
RB 87	0.	1.67E-05	1.67E-05	1.67E-05	1.67E-05	1.67E-05	1.67E-05
SR 89	0.	5.40E-16	0.	0.	0.	0.	0.
SR 90	0.	5.21E+04	4.07E+01	1.29E-06	4.81E-28	0.	0.
Y 90	0.	5.21E+04	4.07E+01	1.29E-06	4.81E-28	0.	0.
Y 91	0.	2.01E-13	0.	0.	0.	0.	0.
ZR 93	0.	1.74E+00	1.73E+00	1.73E+00	1.73E+00	1.73E+00	1.71E+00
NB 93M	0.	7.62E-01	1.73E+00	1.73E+00	1.73E+00	1.73E+00	1.71E+00
ZR 95	0.	1.87E-11	0.	0.	0.	0.	0.
NB 95M	0.	3.96E-13	0.	0.	0.	0.	0.
NB 95	0.	4.05E-11	0.	0.	0.	0.	0.
TC 99	0.	1.44E+01	1.44E+01	1.43E+01	1.42E+01	1.39E+01	1.30E+01
RU106	0.	7.30E+02	0.	0.	0.	0.	0.
RH106	0.	7.31E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PD107	0.	1.53E-01	1.53E-01	1.53E-01	1.53E-01	1.53E-01	1.53E-01
AG109M	0.	2.79E-08	0.	0.	0.	0.	0.
CD109	0.	2.79E-08	0.	0.	0.	0.	0.
AG110M	0.	2.65E-01	0.	0.	0.	0.	0.
AG110	0.	3.44E-02	0.	0.	0.	0.	0.
CD113M	0.	9.70E+00	5.63E-06	4.98E-21	4.89E-64	0.	0.
SN119M	0.	8.16E-04	0.	0.	0.	0.	0.
SN121M	0.	6.26E-04	4.44E-05	7.50E-08	8.96E-16	1.67E-43	0.
SN123	0.	1.75E-05	0.	0.	0.	0.	0.
TE123M	0.	3.29E-10	0.	0.	0.	0.	0.
SB124	0.	2.39E-16	0.	0.	0.	0.	0.
SB125	0.	8.73E+02	0.	0.	0.	0.	0.
TE125M	0.	3.62E+02	0.	0.	0.	0.	0.
SN126	0.	6.93E-01	6.91E-01	6.88E-01	6.78E-01	6.46E-01	5.63E-01
SB126M	0.	6.93E-01	6.91E-01	6.88E-01	6.78E-01	6.46E-01	5.63E-01
SB126	0.	6.86E-01	6.84E-01	6.81E-01	6.72E-01	6.40E-01	5.57E-01
TE127M	0.	1.60E-06	0.	0.	0.	0.	0.
TE127	0.	1.59E-06	0.	0.	0.	0.	0.
CS134	0.	8.50E+03	0.	0.	0.	0.	0.
CS135	0.	2.78E-01	2.78E-01	2.78E-01	2.77E-01	2.77E-01	2.76E-01
CS137	0.	3.70E+04	1.07E+02	1.01E-05	8.59E-26	0.	0.
BA137M	0.	8.14E+04	1.00E+02	9.45E-06	8.03E-26	0.	0.
CE144	0.	1.59E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PR144	0.	1.59E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PM147	0.	7.95E+03	0.	0.	0.	0.	0.
SM151	0.	1.21E+03	1.20E+02	4.55E-01	5.45E-08	3.26E-32	0.
EU152	0.	6.60E+00	3.50E-07	9.60E-25	0.	0.	0.
GD153	0.	1.08E-03	0.	0.	0.	0.	0.
EU154	0.	5.14E+03	1.79E-02	1.21E-15	2.82E-53	0.	0.
EU155	0.	1.84E+02	0.	0.	0.	0.	0.
IB160	0.	1.13E-12	0.	0.	0.	0.	0.
HQ160M	0.	1.28E-03	1.08E-03	7.21E-04	2.27E-04	3.98E-06	3.82E-11
SUBTOT	0.	2.99E+05	4.30E+02	2.11E+01	2.05E+01	2.01E+01	1.88E+01
TOTALS	0.	2.99E+05	4.30E+02	2.11E+01	2.05E+01	2.01E+01	1.88E+01

Tabell A.17

First plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE COKE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	100000. Y	300000. Y	1.E+6 Y	3.E+6 Y	1.E+7 Y
SE 79	0.	3.75E-01	1.29E-01	1.53E-02	8.77E-06	4.78E-15	0.
RB 87	0.	1.67E-05	1.67E-05	1.67E-05	1.67E-05	1.67E-05	1.67E-05
SR 89	0.	5.40E-16	0.	0.	0.	0.	0.
SR 90	0.	5.21E+04	0.	0.	0.	0.	0.
Y 90	0.	5.21E+04	0.	0.	0.	0.	0.
Y 91	0.	2.01E-13	0.	0.	0.	0.	0.
ZR 93	0.	1.74E+00	1.66E+00	1.51E+00	1.09E+00	4.34E-01	1.71E-02
NB 93M	0.	7.62E-01	1.66E+00	1.51E+00	1.09E+00	4.34E-01	1.71E-02
ZR 95	0.	1.87E-11	0.	0.	0.	0.	0.
NB 95M	0.	3.96E-13	0.	0.	0.	0.	0.
NB 95	0.	4.05E-11	0.	0.	0.	0.	0.
TC 99	0.	1.44E+01	1.04E+01	5.39E+00	5.47E-01	7.90E-04	9.05E-14
RU106	0.	7.30E+02	0.	0.	0.	0.	0.
RH106	0.	7.31E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PD107	0.	1.53E-01	1.52E-01	1.49E-01	1.39E-01	1.14E-01	5.70E-02
AG109M	0.	2.79E-08	0.	0.	0.	0.	0.
CD109	0.	2.79E-08	0.	0.	0.	0.	0.
AG110M	0.	2.65E-01	0.	0.	0.	0.	0.
AG110	0.	3.44E-02	0.	0.	0.	0.	0.
CD113M	0.	9.70E+00	0.	0.	0.	0.	0.
SN119M	0.	8.16E-04	0.	0.	0.	0.	0.
SN121M	0.	6.26E-04	0.	0.	0.	0.	0.
SN123	0.	1.75E-05	0.	0.	0.	0.	0.
TE123M	0.	3.29E-10	0.	0.	0.	0.	0.
SB124	0.	2.39E-16	0.	0.	0.	0.	0.
SB125	0.	8.73E+02	0.	0.	0.	0.	0.
TE125M	0.	3.62E+02	0.	0.	0.	0.	0.
SN126	0.	6.93E-01	3.46E-01	8.66E-02	6.76E-04	6.44E-10	5.43E-31
SB126M	0.	6.93E-01	3.46E-01	8.66E-02	6.76E-04	6.44E-10	5.43E-31
SB126	0.	6.86E-01	3.43E-01	8.57E-02	6.69E-04	6.37E-10	5.37E-31
TE127M	0.	1.60E-06	0.	0.	0.	0.	0.
TE127	0.	1.59E-06	0.	0.	0.	0.	0.
CS134	0.	8.50E+03	0.	0.	0.	0.	0.
CS135	0.	2.78E-01	2.71E-01	2.59E-01	2.20E-01	1.39E-01	2.75E-02
CS137	0.	8.70E+04	0.	0.	0.	0.	0.
BA137M	0.	8.14E+04	0.	0.	0.	0.	0.
CE144	0.	1.59E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PR144	0.	1.59E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PM147	0.	7.95E+03	0.	0.	0.	0.	0.
SM151	0.	1.21E+03	0.	0.	0.	0.	0.
EU152	0.	6.60E+00	0.	0.	0.	0.	0.
GD153	0.	1.08E-03	0.	0.	0.	0.	0.
EU154	0.	5.14E+03	0.	0.	0.	0.	0.
EU155	0.	1.84E+02	0.	0.	0.	0.	0.
TB160	0.	1.13E-12	0.	0.	0.	0.	0.
H0166M	0.	1.28E-03	0.	0.	0.	0.	0.
SUBTOT	0.	2.99E+05	1.53E+01	9.09E+00	3.09E+00	1.12E+00	1.19E-01
TOTALS	0.	2.99E+05	1.53E+01	9.09E+00	3.09E+00	1.12E+00	1.19E-01

Tabell A.17

First plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	30. Y	100. Y
TL207	0.	6.09E-06	1.14E-05	1.77E-05
TL208	0.	4.30E-03	8.45E-06	2.78E-06
TL209	0.	1.36E-09	1.80E-09	1.08E-08
PB209	0.	6.20E-08	8.19E-08	4.90E-07
PB210	0.	2.18E-08	2.48E-07	1.90E-06
PB211	0.	5.11E-06	1.15E-05	1.78E-05
PB212	0.	1.19E-02	2.35E-05	7.72E-06
PB214	0.	1.74E-07	7.42E-07	2.72E-06
BI210	0.	2.18E-08	2.48E-07	1.90E-06
BI211	0.	5.11E-06	1.15E-05	1.78E-05
BI212	0.	1.19E-02	2.35E-05	7.72E-06
BI213	0.	6.20E-08	8.19E-08	4.90E-07
BI214	0.	1.74E-07	7.42E-07	2.72E-06
PO210	0.	2.18E-08	2.48E-07	1.90E-06
PO211	0.	1.53E-08	3.44E-08	5.34E-08
PO212	0.	7.65E-03	1.50E-05	4.94E-06
PO213	0.	6.06E-08	8.01E-08	4.79E-07
PO214	0.	1.74E-07	7.42E-07	2.72E-06
PO215	0.	5.11E-06	1.15E-05	1.78E-05
PO216	0.	1.19E-02	2.35E-05	7.72E-06
PO218	0.	1.74E-07	7.42E-07	2.72E-06
AT217	0.	6.20E-08	8.19E-08	4.90E-07
RN219	0.	0.	1.15E-05	1.78E-05
RN220	0.	0.	2.35E-05	7.72E-06
RN222	0.	0.	7.42E-07	2.72E-06
FR221	0.	6.20E-08	8.19E-08	4.90E-07
FR223	0.	7.15E-08	1.61E-07	2.49E-07
RA223	0.	5.11E-06	1.15E-05	1.78E-05
RA224	0.	1.19E-02	2.35E-05	7.72E-06
RA225	0.	6.20E-08	8.19E-08	4.90E-07
RA226	0.	1.74E-07	7.42E-07	2.72E-06
RA228	0.	4.75E-11	1.06E-10	1.15E-10
AC225	0.	6.20E-08	8.19E-08	4.90E-07
AC227	0.	5.11E-06	1.15E-05	1.78E-05
AC228	0.	4.75E-11	1.06E-10	1.15E-10
TH227	0.	5.04E-06	1.13E-05	1.75E-05
TH228	0.	1.19E-02	2.34E-05	7.72E-06
TH229	0.	6.20E-08	8.19E-08	4.90E-07
TH230	0.	6.59E-05	6.61E-05	6.81E-05
TH231	0.	1.33E-02	1.33E-05	1.34E-05
TH232	0.	1.14E-10	1.14E-10	1.15E-10
TH234	3.23E-01	3.14E-01	3.14E-04	3.14E-04
PA231	0.	1.85E-05	1.85E-05	1.85E-05
PA233	0.	2.40E-01	2.54E-01	2.99E-01
PA234M	3.23E-01	3.14E-01	3.14E-04	3.14E-04
PA234	3.23E-04	3.14E-04	3.14E-07	3.14E-07
U232	0.	1.30E-05	1.47E-05	7.52E-06
U233	0.	4.36E-08	2.12E-05	1.04E-04
U234	1.17E+00	6.75E-04	1.65E-03	4.77E-03
U235	5.05E-02	1.33E-05	1.33E-05	1.34E-05
U236	0.	2.02E-04	2.11E-04	2.93E-04
U237	0.	2.36E-03	4.64E-03	2.72E-04

Tabell A.17

First plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	300. Y	1000. Y	3000. Y	10000. Y	30000. Y
TL207	0.	5.09E-06	1.85E-05	1.84E-05	1.85E-05	2.56E-05	1.23E-04
TL208	0.	4.30E-03	4.05E-07	5.36E-10	1.50E-10	9.65E-10	5.06E-09
TL209	0.	1.36E-09	1.14E-07	1.72E-06	1.95E-05	2.09E-04	1.21E-03
PB209	0.	6.20E-08	5.16E-06	7.80E-05	8.88E-04	9.50E-03	5.51E-02
PB210	0.	2.18E-03	8.66E-06	3.92E-05	2.05E-04	1.05E-03	3.32E-03
PB211	0.	5.10E-06	1.85E-05	1.85E-05	1.86E-05	2.57E-05	1.23E-04
PB212	0.	1.19E-02	1.13E-06	1.49E-09	4.18E-10	2.68E-09	1.41E-08
PB214	0.	1.65E-07	8.66E-06	3.92E-05	2.05E-04	1.05E-03	3.32E-03
BI210	0.	2.18E-03	8.66E-06	3.92E-05	2.05E-04	1.05E-03	3.32E-03
BI211	0.	5.10E-06	1.85E-05	1.85E-05	1.86E-05	2.57E-05	1.23E-04
BI212	0.	1.19E-02	1.13E-06	1.49E-09	4.18E-10	2.68E-09	1.41E-08
BI213	0.	6.20E-08	5.16E-06	7.80E-05	8.88E-04	9.50E-03	5.51E-02
BI214	0.	1.74E-07	8.66E-06	3.92E-05	2.05E-04	1.05E-03	3.32E-03
PO210	0.	2.18E-03	8.66E-06	3.92E-05	2.05E-04	1.05E-03	3.32E-03
PO211	0.	1.53E-08	5.56E-08	5.54E-08	5.58E-08	7.71E-08	3.70E-07
PO212	0.	7.64E-03	7.21E-07	9.52E-10	2.67E-10	1.72E-09	9.00E-09
PO213	0.	6.06E-08	5.05E-06	7.63E-05	8.68E-04	9.29E-03	5.38E-02
PO214	0.	1.74E-07	8.66E-06	3.92E-05	2.05E-04	1.05E-03	3.32E-03
PO215	0.	5.11E-06	1.85E-05	1.85E-05	1.86E-05	2.57E-05	1.23E-04
PO216	0.	1.17E-02	1.13E-06	1.49E-09	4.18E-10	2.68E-09	1.41E-08
PO218	0.	5.28E-08	8.66E-06	3.92E-05	2.05E-04	1.05E-03	3.32E-03
AT217	0.	6.20E-08	5.16E-06	7.80E-05	8.88E-04	9.50E-03	5.51E-02
RN219	0.	5.11E-06	1.85E-05	1.85E-05	1.86E-05	2.57E-05	1.23E-04
RN220	0.	1.17E-02	1.13E-06	1.49E-09	4.18E-10	2.68E-09	1.41E-08
RN222	0.	1.15E-10	8.66E-06	3.92E-05	2.05E-04	1.05E-03	3.32E-03
FR221	0.	6.20E-08	5.16E-06	7.80E-05	8.88E-04	9.50E-03	5.51E-02
FR223	0.	7.15E-08	2.59E-07	2.59E-07	2.60E-07	3.60E-07	1.73E-06
RA223	0.	5.11E-06	1.85E-05	1.85E-05	1.86E-05	2.57E-05	1.23E-04
RA224	0.	1.19E-02	1.13E-06	1.49E-09	4.18E-10	2.68E-09	1.41E-08
RA225	0.	6.20E-08	5.16E-06	7.80E-05	8.88E-04	9.50E-03	5.51E-02
RA226	0.	1.74E-07	8.66E-06	3.92E-05	2.05E-04	1.05E-03	3.32E-03
RA228	0.	4.75E-11	1.20E-10	1.56E-10	4.18E-10	2.68E-09	1.41E-08
AC225	0.	6.20E-08	5.16E-06	7.80E-05	8.88E-04	9.50E-03	5.51E-02
AC227	0.	5.11E-06	1.85E-05	1.85E-05	1.86E-05	2.57E-05	1.23E-04
AC228	0.	4.75E-11	1.20E-10	1.56E-10	4.18E-10	2.68E-09	1.41E-08
TH227	0.	5.04E-06	1.83E-05	1.82E-05	1.83E-05	2.54E-05	1.22E-04
TH228	0.	1.19E-02	1.13E-06	1.49E-09	4.18E-10	2.68E-09	1.41E-08
TH229	0.	6.20E-08	5.16E-06	7.80E-05	8.88E-04	9.50E-03	5.51E-02
TH230	0.	6.59E-05	8.21E-05	1.69E-04	4.41E-04	1.34E-03	3.55E-03
TH231	0.	1.32E-02	1.38E-05	1.61E-05	2.85E-05	1.18E-04	4.68E-04
TH232	0.	1.14E-10	1.20E-10	1.56E-10	4.18E-10	2.68E-09	1.41E-08
TH234	3.23E-01	3.14E-01	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.15E-04
PA231	0.	1.85E-05	1.85E-05	1.85E-05	1.86E-05	2.57E-05	1.23E-04
PA233	0.	2.40E-01	4.03E-01	5.90E-01	6.78E-01	6.87E-01	6.89E-01
PA234M	3.23E-01	3.14E-01	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.15E-04
PA234	3.23E-04	3.14E-04	3.14E-07	3.14E-07	3.14E-07	3.14E-07	3.15E-07
U232	0.	1.30E-05	1.10E-06	1.30E-09	5.62E-18	3.02E-47	0.
U233	0.	4.37E-08	4.07E-04	1.94E-03	7.50E-03	2.75E-02	8.17E-02
U234	1.17E+00	6.75E-04	1.09E-02	1.58E-02	1.60E-02	1.57E-02	1.48E-02
U235	5.05E-02	1.33E-05	1.38E-05	1.61E-05	2.85E-05	1.18E-04	4.68E-04
U236	0.	2.02E-04	5.95E-04	1.50E-03	3.75E-03	8.81E-03	1.30E-02
U237	0.	2.37E-03	1.08E-04	1.01E-04	8.58E-05	4.77E-05	8.91E-06

Tabell A.17

First plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	100000.	Y300000.	Y 1.E+6 Y	3.E+6 Y	1.E+7 Y
TL207	0.	5.09E-06	1.10E-03	1.56E-03	1.56E-03	1.56E-03	1.55E-03
TL208	0.	4.30E-03	2.41E-08	7.19E-08	2.37E-07	6.92E-07	2.09E-06
TL209	0.	1.30E-09	5.25E-03	1.07E-02	1.18E-02	6.28E-03	6.01E-04
PB209	0.	6.20E-08	2.38E-01	4.87E-01	5.38E-01	2.86E-01	2.73E-02
PB210	0.	2.18E-08	8.02E-03	8.70E-03	1.72E-03	3.32E-04	3.17E-04
PB211	0.	5.10E-06	1.10E-03	1.56E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.56E-03
PB212	0.	1.19E-02	6.69E-08	2.00E-07	6.59E-07	1.92E-06	5.80E-06
PB214	0.	1.48E-07	8.02E-03	8.70E-03	1.72E-03	3.32E-04	3.17E-04
BI210	0.	2.18E-08	8.02E-03	8.70E-03	1.72E-03	3.32E-04	3.17E-04
BI211	0.	5.10E-06	1.10E-03	1.56E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.56E-03
BI212	0.	1.19E-02	6.69E-08	2.00E-07	6.59E-07	1.92E-06	5.80E-06
BI213	0.	6.20E-08	2.38E-01	4.87E-01	5.38E-01	2.86E-01	2.73E-02
BI214	0.	1.71E-07	8.02E-03	8.70E-03	1.72E-03	3.32E-04	3.17E-04
PO210	0.	2.18E-08	8.02E-03	8.70E-03	1.72E-03	3.32E-04	3.17E-04
PO211	0.	1.53E-08	3.31E-06	4.68E-06	4.71E-06	4.70E-06	4.67E-06
PO212	0.	7.64E-03	4.28E-08	1.28E-07	4.22E-07	1.23E-06	3.71E-06
PO213	0.	6.06E-08	2.33E-01	4.77E-01	5.26E-01	2.79E-01	2.67E-02
PO214	0.	1.71E-07	8.02E-03	8.70E-03	1.72E-03	3.32E-04	3.17E-04
PO215	0.	5.11E-06	1.10E-03	1.56E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.56E-03
PO216	0.	1.19E-02	6.69E-08	2.00E-07	6.59E-07	1.92E-06	5.80E-06
PO218	0.	1.61E-08	8.02E-03	8.70E-03	1.72E-03	3.32E-04	3.17E-04
AT217	0.	6.20E-08	2.38E-01	4.87E-01	5.38E-01	2.86E-01	2.73E-02
RN219	0.	5.11E-06	1.10E-03	1.56E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.56E-03
RN220	0.	1.19E-02	6.69E-08	2.00E-07	6.59E-07	1.92E-06	5.80E-06
RN222	0.	2.31E-10	8.02E-03	8.70E-03	1.72E-03	3.32E-04	3.17E-04
FR221	0.	6.20E-08	2.38E-01	4.87E-01	5.38E-01	2.86E-01	2.73E-02
FR223	0.	7.15E-08	1.55E-05	2.18E-05	2.20E-05	2.19E-05	2.18E-05
RA223	0.	5.11E-06	1.10E-03	1.56E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.56E-03
RA224	0.	1.19E-02	6.69E-08	2.00E-07	6.59E-07	1.92E-06	5.80E-06
RA225	0.	6.20E-08	2.38E-01	4.87E-01	5.38E-01	2.86E-01	2.73E-02
RA226	0.	1.74E-07	8.02E-03	8.70E-03	1.72E-03	3.32E-04	3.17E-04
RA228	0.	4.75E-11	6.69E-08	2.00E-07	6.59E-07	1.92E-06	5.80E-06
AC225	0.	6.20E-08	2.38E-01	4.87E-01	5.38E-01	2.86E-01	2.73E-02
AC227	0.	5.11E-06	1.10E-03	1.56E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.56E-03
AC228	0.	4.75E-11	6.69E-08	2.00E-07	6.59E-07	1.92E-06	5.80E-06
TH227	0.	5.04E-06	1.09E-03	1.54E-03	1.55E-03	1.54E-03	1.53E-03
TH223	0.	1.19E-02	6.69E-08	2.00E-07	6.59E-07	1.92E-06	5.80E-06
TH229	0.	6.20E-08	2.38E-01	4.87E-01	5.38E-01	2.86E-01	2.73E-02
TH230	0.	6.59E-05	8.02E-03	8.62E-03	1.72E-03	3.32E-04	3.17E-04
TH231	0.	1.32E-02	1.48E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.56E-03
TH232	0.	1.14E-10	6.69E-08	2.00E-07	6.59E-07	1.92E-06	5.80E-06
TH234	3.23E-01	3.14E-01	3.15E-04	3.16E-04	3.17E-04	3.18E-04	3.17E-04
PA231	0.	1.85E-05	1.10E-03	1.56E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.56E-03
PA233	0.	2.40E-01	6.75E-01	6.33E-01	5.04E-01	2.64E-01	2.73E-02
PA234M	3.23E-01	3.14E-01	3.15E-04	3.16E-04	3.17E-04	3.18E-04	3.17E-04
PA234	3.23E-04	3.14E-04	3.15E-07	3.16E-07	3.17E-07	3.18E-07	3.17E-07
U232	0.	1.30E-05	0.	0.	0.	0.	0.
U233	0.	4.37E-08	2.38E-01	4.75E-01	5.35E-01	2.85E-01	2.73E-02
U234	1.17E+00	6.75E-04	1.22E-02	7.11E-03	1.27E-03	3.21E-04	3.17E-04
U235	5.05E-02	1.33E-05	1.48E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.57E-03	1.56E-03
U236	0.	2.02E-04	1.36E-02	1.35E-02	1.32E-02	1.25E-02	1.02E-02
U237	0.	2.37E-03	2.51E-08	1.30E-15	4.14E-41	0.	0.

Tabell A.17

First plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	30. Y	100. Y
U238	3.22E-01	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04
U240	0.	3.82E-11	4.47E-10	4.68E-10
NP237	0.	2.40E-01	2.54E-01	2.99E-01
NP239	0.	9.57E+01	9.56E+01	9.50E+01
NP240M	0.	8.82E-08	4.47E-10	4.68E-10
PU236	5.90E-02	1.18E-04	9.07E-07	3.66E-14
PU238	2.59E+03	1.75E+01	1.70E+01	1.46E+01
PU239	3.97E+02	1.65E+00	1.71E+00	1.90E+00
PU240	5.20E+02	3.07E+00	2.67E+01	4.56E+01
PU241	9.80E+04	4.91E+02	1.93E+02	1.13E+01
PU242	1.73E+00	2.03E-02	2.05E-02	2.10E-02
PU243	1.47E-07	4.22E-08	8.43E-06	8.43E-06
PU244	8.86E-08	4.42E-10	4.48E-10	4.69E-10
AM241	0.	2.15E+03	2.09E+03	1.88E+03
AM242M	0.	1.80E+01	1.64E+01	1.19E+01
AM242	0.	1.80E+01	1.64E+01	1.19E+01
AM243	0.	9.57E+01	9.56E+01	9.50E+01
AM244	0.	1.15E-10	5.82E-13	6.09E-13
AM245	0.	1.05E-09	1.04E-16	3.20E-41
CM242	0.	1.48E+01	1.35E+01	9.78E+00
CM243	0.	1.17E+01	7.61E+00	1.67E+00
CM244	0.	1.65E+04	7.69E+03	5.27E+02
CM245	0.	4.59E+00	4.58E+00	4.55E+00
CM246	0.	1.58E+00	1.58E+00	1.56E+00
CM247	0.	8.43E-06	8.43E-06	8.43E-06
CM248	0.	3.90E-05	3.90E-05	3.90E-05
CM250	0.	7.23E-12	7.22E-12	7.20E-12
BK249	0.	7.01E-05	6.95E-12	2.13E-36
BK250	0.	7.23E-12	7.22E-12	7.20E-12
CF249	0.	6.07E-04	5.84E-04	5.08E-04
CF250	0.	1.58E-03	5.47E-04	1.34E-05
CF251	0.	2.16E-05	2.12E-05	2.01E-05
CF252	0.	3.89E-04	2.06E-06	2.24E-14
CF254	0.	1.12E-25	0.	0.
SUBTOT	1.02E+05	1.95E+04	1.03E+04	2.71E+03
TOTALS	1.02E+05	1.95E+04	1.03E+04	2.71E+03

Tabell A.17

First plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	300. Y	1000. Y	3000. Y	10000. Y	30000. Y
U238	3.22E-01	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.15E-04
U240	0.	8.97E-11	5.28E-10	7.37E-10	1.33E-09	3.40E-09	9.16E-09
NP237	0.	2.40E-01	4.03E-01	5.90E-01	6.78E-01	6.87E-01	6.89E-01
NP239	0.	9.57E+01	9.33E+01	8.75E+01	7.30E+01	3.87E+01	6.32E+00
NP240M	0.	5.36E-08	5.28E-10	7.37E-10	1.33E-09	3.40E-09	9.16E-09
PU238	5.90E-02	1.18E-04	0.	0.	0.	0.	0.
PU238	2.59E+03	1.75E+01	7.59E+00	3.81E-01	1.84E-05	5.83E-19	1.42E-58
PU239	3.97E+02	1.65E+00	2.42E+00	4.16E+00	8.34E+00	1.65E+01	1.65E+01
PU240	5.20E+02	3.07E+00	4.61E+01	4.29E+01	3.49E+01	1.70E+01	2.19E+00
PU241	9.80E+04	4.91E+02	4.48E+00	4.23E+00	3.57E+00	1.99E+00	3.71E-01
PU242	1.73E+00	2.03E-02	2.21E-02	2.42E-02	2.85E-02	3.62E-02	3.91E-02
PU243	1.47E-07	1.44E-07	8.43E-06	8.43E-06	8.43E-06	8.43E-06	8.42E-06
PU244	8.86E-03	4.42E-10	5.28E-10	7.38E-10	1.33E-09	3.41E-09	9.17E-09
AM241	0.	2.15E+03	1.37E+03	4.48E+02	2.18E+01	1.99E+00	3.71E-01
AM242M	0.	1.80E+01	4.79E+00	1.97E-01	2.15E-05	2.94E-19	7.16E-59
AM242	0.	1.80E+01	4.79E+00	1.97E-01	2.15E-05	2.94E-19	7.16E-59
AM243	0.	9.57E+01	9.33E+01	8.75E+01	7.30E+01	3.87E+01	6.32E+00
AM244	0.	9.99E-11	6.87E-13	9.59E-13	1.74E-12	4.43E-12	1.19E-11
AM245	0.	1.05E-09	0.	0.	0.	0.	0.
CM242	0.	1.48E+01	3.93E+00	1.61E-01	1.76E-05	2.42E-19	5.89E-59
CM243	0.	1.17E+01	2.19E-02	5.70E-09	8.70E-28	0.	0.
CM244	0.	1.65E+04	2.48E-01	1.52E-12	1.74E-12	4.43E-12	1.19E-11
CM245	0.	4.59E+00	4.48E+00	4.22E+00	3.57E+00	1.98E+00	3.71E-01
CM246	0.	1.58E+00	1.52E+00	1.37E+00	1.02E+00	3.64E-01	1.92E-02
CM247	0.	8.43E-06	8.43E-06	8.43E-06	8.43E-06	8.43E-06	8.42E-06
CM248	0.	3.90E-05	3.90E-05	3.90E-05	3.88E-05	3.83E-05	3.68E-05
CM250	0.	7.23E-12	7.14E-12	6.95E-12	6.42E-12	4.85E-12	2.19E-12
BK249	0.	7.01E-05	0.	0.	0.	0.	0.
BK250	0.	7.23E-12	7.14E-12	6.95E-12	6.42E-12	4.85E-12	2.19E-12
CF249	0.	6.07E-04	3.43E-04	8.64E-05	1.68E-06	1.73E-12	1.36E-29
CF250	0.	1.58E-03	3.41E-10	6.95E-12	6.42E-12	4.85E-12	2.19E-12
CF251	0.	2.16E-05	1.72E-05	1.01E-05	2.15E-06	9.81E-09	2.00E-15
CF252	0.	3.89E-04	0.	0.	0.	0.	0.
CF254	0.	1.12E-25	0.	0.	0.	0.	0.
SUBTOT	1.02E+05	1.95E+04	1.63E+03	6.82E+02	2.21E+02	1.19E+02	3.44E+01
TOTALS	1.02E+05	1.95E+04	1.63E+03	6.82E+02	2.21E+02	1.19E+02	3.44E+01

Tabell A.17

First plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	100000. Y	300000. Y	1.E+6 Y	3.E+6 Y	1.E+7 Y
U238	3.22E-01	3.14E-04	3.15E-04	3.16E-04	3.17E-04	3.18E-04	3.17E-04
U240	0.	9.12E-11	2.76E-08	6.81E-08	1.30E-07	1.49E-07	1.41E-07
NP237	0.	2.40E-01	6.75E-01	6.33E-01	5.04E-01	2.64E-01	2.73E-02
NP239	0.	9.57E+01	1.11E-02	8.33E-06	8.08E-06	7.43E-06	5.53E-06
NP240M	0.	3.25E-08	2.76E-08	6.81E-08	1.30E-07	1.49E-07	1.41E-07
PU238	5.90E-02	1.18E-04	0.	0.	0.	0.	0.
PU238	2.59E+03	1.75E+01	0.	0.	0.	0.	0.
PU239	3.97E+02	1.65E+00	2.64E+00	9.03E-03	8.08E-06	7.43E-06	5.53E-06
PU240	5.20E+02	3.07E+00	1.67E-03	6.82E-08	1.31E-07	1.49E-07	1.41E-07
PU241	9.80E+04	4.91E+02	1.05E-03	5.43E-11	1.72E-36	0.	0.
PU242	1.73E+00	2.03E-02	3.46E-02	2.40E-02	6.67E-03	1.72E-04	4.73E-10
PU243	1.47E-07	2.44E-07	8.40E-06	8.33E-06	8.08E-06	7.43E-06	5.53E-06
PU244	8.86E-08	4.42E-10	2.76E-08	6.82E-08	1.31E-07	1.49E-07	1.41E-07
AM241	0.	2.15E+03	1.10E-03	5.73E-11	1.82E-36	0.	0.
AM242M	0.	1.80E+01	0.	0.	0.	0.	0.
AM242	0.	1.80E+01	0.	0.	0.	0.	0.
AM243	0.	9.57E+01	1.11E-02	8.33E-06	8.08E-06	7.43E-06	5.53E-06
AM244	0.	3.69E-11	3.59E-11	8.87E-11	1.70E-10	1.94E-10	1.83E-10
AM245	0.	1.05E-09	0.	0.	0.	0.	0.
CM242	0.	1.43E+01	0.	0.	0.	0.	0.
CM243	0.	1.17E+01	0.	0.	0.	0.	0.
CM244	0.	1.65E+04	3.59E-11	8.87E-11	1.70E-10	1.94E-10	1.83E-10
CM245	0.	4.59E+00	1.05E-03	5.42E-11	1.72E-36	0.	0.
CM246	0.	1.58E+00	6.45E-07	4.64E-17	4.91E-29	1.22E-63	0.
CM247	0.	8.43E-06	8.40E-06	8.33E-06	8.08E-06	7.43E-06	5.53E-06
CM248	0.	3.90E-05	3.21E-05	2.16E-05	5.45E-06	1.06E-07	1.09E-13
CM250	0.	7.23E-12	1.35E-13	4.66E-17	3.61E-29	8.96E-64	0.
BK249	0.	7.01E-05	0.	0.	0.	0.	0.
BK250	0.	7.23E-12	1.35E-13	4.66E-17	3.61E-29	8.96E-64	0.
CF249	0.	6.07E-04	0.	0.	0.	0.	0.
CF250	0.	1.58E-03	1.35E-13	4.66E-17	3.61E-29	8.97E-64	0.
CF251	0.	2.16E-05	0.	0.	0.	0.	0.
CF252	0.	3.89E-04	0.	0.	0.	0.	0.
CF254	0.	1.12E-25	0.	0.	0.	0.	0.
SUB OT	1.02E+05	1.95E+04	6.32E+00	5.80E+00	5.90E+00	3.13E+00	3.32E-01
TOT LS	1.02E+05	1.95E+04	6.32E+00	5.80E+00	5.90E+00	3.13E+00	3.32E-01

Tabell A.17

First plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	30. Y	100. Y
SE 79	0.	3.78E-01	3.77E-01	3.77E-01
RB 87	0.	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05
SR 89	0.	5.45E-16	0.	0.
SR 90	0.	5.30E+04	3.23E+04	5.75E+03
Y 90	0.	5.30E+04	3.23E+04	5.75E+03
Y 91	0.	2.02E-13	0.	0.
ZR 93	0.	1.75E+00	1.75E+00	1.75E+00
NB 93M	0.	7.08E-01	1.40E+00	1.74E+00
ZR 95	0.	1.87E-11	0.	0.
NB 95M	0.	3.97E-13	0.	0.
NB 95	0.	4.05E-11	0.	0.
TC 99	0.	1.44E+01	1.44E+01	1.44E+01
RU106	0.	7.15E+02	7.27E-04	7.73E-25
RH106	0.	7.15E+02	7.27E-04	7.73E-25
PD107	0.	1.49E-01	1.49E-01	1.49E-01
AG109M	0.	2.59E-08	3.62E-13	3.69E-30
CD109	0.	2.59E-08	3.62E-13	3.69E-30
AG110M	0.	2.53E-01	5.14E-10	0.
AG110	0.	3.29E-02	6.68E-11	0.
CD113M	0.	9.26E+00	3.44E+00	1.07E-01
SN119M	0.	8.05E-04	1.28E-12	0.
SN121M	0.	0.07E-04	5.05E-04	2.67E-04
SN123	0.	1.73E-05	4.41E-23	0.
TE123M	0.	3.15E-10	5.03E-29	0.
SB124	0.	2.33E-16	0.	0.
SB125	0.	6.54E+02	5.03E+00	7.87E-08
TE125M	0.	3.54E+02	2.08E+00	3.26E-08
SN126	0.	6.77E-01	6.77E-01	6.76E-01
SB126M	0.	6.77E-01	6.77E-01	6.76E-01
SB126	0.	6.70E-01	6.70E-01	6.70E-01
TE127M	0.	1.59E-06	1.06E-26	0.
TE127	0.	1.57E-06	1.05E-26	0.
CS134	0.	8.44E+03	9.75E+00	5.12E-10
CS135	0.	2.76E-01	2.76E-01	2.76E-01
CS137	0.	8.68E+04	5.47E+04	1.09E+04
BA137M	0.	8.12E+04	5.11E+04	1.01E+04
CE144	0.	1.60E+02	2.88E-06	2.27E-33
PR144	0.	1.60E+02	2.88E-06	2.27E-33
PM147	0.	8.01E+03	4.03E+01	3.65E-07
SM151	0.	1.21E+03	1.03E+03	5.92E+02
FU152	0.	6.66E+00	2.10E+00	3.63E-02
GD153	0.	1.06E-03	8.64E-13	0.
FU154	0.	5.04E+03	2.12E+03	1.02E+02
FU155	0.	1.81E+02	8.52E-02	1.94E-13
IB160	0.	1.08E-12	0.	0.
HQ160M	0.	1.19E-03	1.18E-03	1.13E-03
SUBTOT	0.	3.00E+05	1.74E+05	3.32E+04
TOTALS	0.	3.00E+05	1.74E+05	3.32E+04

Tabell A.18

Second plutonium recycle

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	300. Y	1000. Y	3000. Y	10000. Y	30000. Y
SE 79	0.	3.78E-01	3.76E-01	3.74E-01	3.66E-01	3.39E-01	2.74E-01
RB 87	0.	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05
SR 89	0.	5.45E-16	0.	0.	0.	0.	0.
SR 90	0.	5.30E+04	4.14E+01	1.31E-06	4.89E-28	0.	0.
Y 90	0.	5.30E+04	4.14E+01	1.31E-06	4.89E-28	0.	0.
Y 91	0.	2.02E-13	0.	0.	0.	0.	0.
ZR 93	0.	1.75E+00	1.75E+00	1.75E+00	1.75E+00	1.74E+00	1.73E+00
NB 93M	0.	7.68E-01	1.75E+00	1.75E+00	1.75E+00	1.74E+00	1.73E+00
ZR 95	0.	1.87E-11	0.	0.	0.	0.	0.
NB 95M	0.	3.97E-13	0.	0.	0.	0.	0.
NB 95	0.	4.05E-11	0.	0.	0.	0.	0.
TC 99	0.	1.44E+01	1.44E+01	1.43E+01	1.42E+01	1.39E+01	1.30E+01
RU106	0.	7.15E+02	0.	0.	0.	0.	0.
RH106	0.	7.15E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PD107	0.	1.49E-01	1.49E-01	1.49E-01	1.49E-01	1.49E-01	1.48E-01
AG109M	0.	2.59E-08	0.	0.	0.	0.	0.
CD109	0.	2.59E-08	0.	0.	0.	0.	0.
AG110M	0.	2.53E-01	0.	0.	0.	0.	0.
AG110	0.	3.29E-02	0.	0.	0.	0.	0.
CD113M	0.	9.26E+00	5.37E-06	4.76E-21	4.66E-64	0.	0.
SN119M	0.	8.05E-04	0.	0.	0.	0.	0.
SN121M	0.	6.07E-04	4.31E-05	7.26E-08	8.68E-16	1.62E-43	0.
SN123	0.	1.73E-05	0.	0.	0.	0.	0.
TE123M	0.	3.15E-10	0.	0.	0.	0.	0.
SB124	0.	2.33E-16	0.	0.	0.	0.	0.
SB125	0.	8.54E+02	0.	0.	0.	0.	0.
TE125M	0.	3.54E+02	0.	0.	0.	0.	0.
SN126	0.	6.77E-01	6.75E-01	6.72E-01	6.63E-01	6.32E-01	5.50E-01
SB126M	0.	6.77E-01	6.75E-01	6.72E-01	6.63E-01	6.32E-01	5.50E-01
SB126	0.	6.70E-01	6.69E-01	6.66E-01	6.56E-01	6.25E-01	5.44E-01
TE127M	0.	1.59E-06	0.	0.	0.	0.	0.
TE127	0.	1.57E-06	0.	0.	0.	0.	0.
CS134	0.	8.44E+03	0.	0.	0.	0.	0.
CS135	0.	2.76E-01	2.76E-01	2.76E-01	2.76E-01	2.76E-01	2.75E-01
CS137	0.	3.68E+04	1.07E+02	1.01E-05	8.57E-26	0.	0.
BA137M	0.	8.12E+04	9.98E+01	9.43E-06	8.02E-26	0.	0.
CE144	0.	1.60E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PR144	0.	1.60E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PM147	0.	8.01E+03	0.	0.	0.	0.	0.
SM151	0.	1.21E+03	1.20E+02	4.55E-01	5.45E-08	3.26E-32	0.
EU152	0.	6.66E+00	3.53E-07	9.69E-25	0.	0.	0.
GD153	0.	1.06E-03	0.	0.	0.	0.	0.
EU154	0.	5.04E+03	1.76E-02	1.19E-15	2.77E-53	0.	0.
EU155	0.	1.81E+02	0.	0.	0.	0.	0.
TB160	0.	1.08E-12	0.	0.	0.	0.	0.
HQ166M	0.	1.19E-03	1.01E-03	6.74E-04	2.12E-04	3.72E-06	3.57E-11
SUBTOT	0.	3.00E+05	4.30E+02	2.11E+01	2.05E+01	2.00E+01	1.88E+01
TOTALS	0.	3.00E+05	4.30E+02	2.11E+01	2.05E+01	2.00E+01	1.88E+01

Tabell A.18

Second plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	100000. Y	300000. Y	1.E+6 Y	3.E+6 Y	1.E+7 Y
SE 79	0.	3.78E-01	1.30E-01	1.54E-02	8.82E-06	4.81E-15	0.
RB 87	0.	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05
SR 89	0.	5.45E-16	0.	0.	0.	0.	0.
SR 90	0.	5.30E+04	0.	0.	0.	0.	0.
Y 90	0.	5.30E+04	0.	0.	0.	0.	0.
Y 91	0.	2.02E-13	0.	0.	0.	0.	0.
ZR 93	0.	1.75E+00	1.67E+00	1.52E+00	1.10E+00	4.37E-01	1.72E-02
NB 93M	0.	7.68E-01	1.67E+00	1.52E+00	1.10E+00	4.37E-01	1.72E-02
ZR 95	0.	1.87E-11	0.	0.	0.	0.	0.
NB 95M	0.	3.97E-13	0.	0.	0.	0.	0.
NB 95	0.	4.05E-11	0.	0.	0.	0.	0.
TC 99	0.	1.44E+01	1.04E+01	5.39E+00	5.46E-01	7.89E-04	9.05E-14
RU106	0.	7.15E+02	0.	0.	0.	0.	0.
RH106	0.	7.15E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PD107	0.	1.49E-01	1.47E-01	1.44E-01	1.35E-01	1.11E-01	5.53E-02
AG109M	0.	2.59E-08	0.	0.	0.	0.	0.
CD109	0.	2.59E-08	0.	0.	0.	0.	0.
AG110M	0.	2.53E-01	0.	0.	0.	0.	0.
AG110	0.	3.29E-02	0.	0.	0.	0.	0.
CD113M	0.	9.26E+00	0.	0.	0.	0.	0.
SN119M	0.	8.05E-04	0.	0.	0.	0.	0.
SN121M	0.	6.07E-04	0.	0.	0.	0.	0.
SN123	0.	1.73E-05	0.	0.	0.	0.	0.
TE123M	0.	3.15E-10	0.	0.	0.	0.	0.
SB124	0.	2.33E-16	0.	0.	0.	0.	0.
SB125	0.	8.54E+02	0.	0.	0.	0.	0.
TE125M	0.	3.54E+02	0.	0.	0.	0.	0.
SN126	0.	6.77E-01	3.38E-01	8.46E-02	6.61E-04	6.29E-10	5.30E-31
SB126M	0.	6.77E-01	3.38E-01	8.46E-02	6.61E-04	6.29E-10	5.30E-31
SB126	0.	6.70E-01	3.35E-01	8.37E-02	6.54E-04	6.23E-10	5.25E-31
TE127M	0.	1.59E-06	0.	0.	0.	0.	0.
TE127	0.	1.57E-06	0.	0.	0.	0.	0.
CS134	0.	8.44E+03	0.	0.	0.	0.	0.
CS135	0.	2.70E-01	2.70E-01	2.58E-01	2.19E-01	1.38E-01	2.74E-02
CS137	0.	8.68E+04	0.	0.	0.	0.	0.
BA137M	0.	8.12E+04	0.	0.	0.	0.	0.
CE144	0.	1.60E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PR144	0.	1.60E+02	0.	0.	0.	0.	0.
PM147	0.	8.01E+03	0.	0.	0.	0.	0.
SM151	0.	1.21E+03	0.	0.	0.	0.	0.
EU152	0.	6.66E+00	0.	0.	0.	0.	0.
GD153	0.	1.06E-03	0.	0.	0.	0.	0.
EU154	0.	5.04E+03	0.	0.	0.	0.	0.
EU155	0.	1.81E+02	0.	0.	0.	0.	0.
TB160	0.	1.08E-12	0.	0.	0.	0.	0.
H0166M	0.	1.19E-03	0.	0.	0.	0.	0.
SUBTOT	0.	3.00E+05	1.53E+01	9.10E+00	3.11E+00	1.12E+00	1.17E-01
TOTALS	0.	3.00E+05	1.53E+01	9.10E+00	3.11E+00	1.12E+00	1.17E-01

Tabell A.18

Second plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	30. Y	100. Y
TL207	0.	5.27E-06	1.18E-05	1.84E-05
TL208	0.	4.18E-03	8.23E-06	2.71E-06
TL209	0.	1.32E-09	1.78E-09	1.11E-08
PB209	0.	6.01E-06	8.08E-08	5.03E-07
PB210	0.	2.27E-05	2.59E-07	1.99E-06
PB211	0.	5.28E-06	1.19E-05	1.84E-05
PB212	0.	1.16E-02	2.28E-05	7.53E-06
PB214	0.	1.82E-07	7.77E-07	2.85E-06
BI210	0.	2.27E-05	2.59E-07	1.99E-06
BI211	0.	5.28E-06	1.19E-05	1.84E-05
BI212	0.	1.16E-02	2.23E-05	7.53E-06
BI213	0.	6.01E-08	8.08E-08	5.03E-07
BI214	0.	1.82E-07	7.77E-07	2.85E-06
PO210	0.	2.27E-05	2.59E-07	1.99E-06
PO211	0.	1.59E-08	3.56E-08	5.53E-08
PO212	0.	7.42E-03	1.46E-05	4.82E-06
PO213	0.	5.88E-08	7.90E-08	4.91E-07
PO214	0.	1.82E-07	7.77E-07	2.85E-06
PO215	0.	5.28E-06	1.19E-05	1.84E-05
PO216	0.	1.16E-02	2.28E-05	7.53E-06
PO218	0.	1.32E-07	7.77E-07	2.85E-06
AT217	0.	6.01E-08	8.08E-08	5.03E-07
RN219	0.	0.	1.19E-05	1.84E-05
RN220	0.	0.	2.28E-05	7.53E-06
RN222	0.	0.	7.77E-07	2.85E-06
FR221	0.	6.01E-08	8.08E-08	5.03E-07
FR223	0.	7.40E-08	1.66E-07	2.58E-07
RA223	0.	5.28E-06	1.19E-05	1.84E-05
RA224	0.	1.16E-02	2.28E-05	7.53E-06
RA225	0.	6.01E-08	8.08E-08	5.03E-07
RA226	0.	1.82E-07	7.77E-07	2.85E-06
RA228	0.	4.97E-11	1.11E-10	1.20E-10
AC225	0.	6.01E-08	8.08E-08	5.03E-07
AC227	0.	5.28E-06	1.19E-05	1.84E-05
AC228	0.	4.97E-11	1.11E-10	1.20E-10
TH227	0.	5.21E-06	1.17E-05	1.82E-05
TH228	0.	1.16E-02	2.28E-05	7.53E-06
TH229	0.	6.01E-08	8.08E-08	5.03E-07
TH230	0.	6.90E-05	6.92E-05	7.13E-05
TH231	0.	1.39E-02	1.39E-05	1.41E-05
TH232	0.	1.19E-10	1.20E-10	1.21E-10
TH234	3.21E-01	3.14E-01	3.14E-04	3.14E-04
PA231	0.	1.92E-05	1.92E-05	1.92E-05
PA233	0.	2.49E-01	2.63E-01	3.08E-01
PA234M	3.22E-01	3.14E-01	3.14E-04	3.14E-04
PA234	3.22E-04	3.14E-04	3.14E-07	3.14E-07
U232	0.	1.27E-05	1.43E-05	7.33E-06
U233	0.	4.54E-08	2.20E-05	1.08E-04
U234	1.22E+00	7.11E-04	1.79E-03	5.18E-03
U235	5.28E-02	1.39E-05	1.39E-05	1.41E-05
U236	0.	2.11E-04	2.25E-04	3.51E-04
U237	0.	2.36E-03	4.67E-03	3.44E-04

Tabell A.18

Second plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	300. Y	1000. Y	3000. Y	10000. Y	30000. Y
TL207	0.	5.27E-06	1.91E-05	1.91E-05	1.93E-05	2.89E-05	1.62E-04
TL208	0.	4.18E-03	3.95E-07	5.32E-10	2.08E-10	1.46E-09	7.80E-09
TL209	0.	1.32E-09	1.17E-07	1.75E-06	1.99E-05	2.13E-04	1.24E-03
PB209	0.	6.01E-08	5.31E-06	7.97E-05	9.03E-04	9.67E-03	5.63E-02
PB210	0.	2.27E-08	9.09E-06	4.14E-05	2.17E-04	1.12E-03	3.52E-03
PB211	0.	5.27E-06	1.92E-05	1.91E-05	1.93E-05	2.90E-05	1.63E-04
PB212	0.	1.16E-02	1.10E-06	1.48E-09	5.77E-10	4.06E-09	2.17E-08
PB214	0.	1.72E-07	9.09E-06	4.14E-05	2.17E-04	1.12E-03	3.52E-03
BI210	0.	2.27E-08	9.09E-06	4.14E-05	2.17E-04	1.12E-03	3.52E-03
BI211	0.	5.28E-06	1.92E-05	1.91E-05	1.93E-05	2.90E-05	1.63E-04
BI212	0.	1.16E-02	1.10E-06	1.48E-09	5.77E-10	4.06E-09	2.17E-08
BI213	0.	6.01E-08	5.31E-06	7.97E-05	9.03E-04	9.67E-03	5.63E-02
BI214	0.	1.81E-07	9.09E-06	4.14E-05	2.17E-04	1.12E-03	3.52E-03
PO210	0.	2.27E-08	9.09E-06	4.14E-05	2.17E-04	1.12E-03	3.52E-03
PO211	0.	1.58E-08	5.75E-08	5.74E-08	5.80E-08	8.71E-08	4.88E-07
PO212	0.	7.42E-03	7.03E-07	9.46E-10	3.69E-10	2.60E-09	1.39E-08
PO213	0.	5.88E-08	5.19E-06	7.80E-05	8.83E-04	9.45E-03	5.50E-02
PO214	0.	1.81E-07	9.09E-06	4.14E-05	2.17E-04	1.12E-03	3.52E-03
PO215	0.	5.28E-06	1.92E-05	1.91E-05	1.93E-05	2.90E-05	1.63E-04
PO216	0.	1.14E-02	1.10E-06	1.48E-09	5.77E-10	4.06E-09	2.17E-08
PO216	0.	5.51E-08	9.09E-06	4.14E-05	2.17E-04	1.12E-03	3.52E-03
AT217	0.	6.01E-08	5.31E-06	7.97E-05	9.03E-04	9.67E-03	5.63E-02
RN219	0.	5.28E-06	1.92E-05	1.91E-05	1.93E-05	2.90E-05	1.63E-04
RN220	0.	1.14E-02	1.10E-06	1.48E-09	5.77E-10	4.06E-09	2.17E-08
RN222	0.	1.21E-10	9.09E-06	4.14E-05	2.17E-04	1.12E-03	3.52E-03
FR221	0.	6.01E-08	5.31E-06	7.97E-05	9.03E-04	9.67E-03	5.63E-02
FR223	0.	7.40E-08	2.69E-07	2.68E-07	2.71E-07	4.06E-07	2.28E-06
RA223	0.	5.28E-06	1.92E-05	1.91E-05	1.93E-05	2.90E-05	1.63E-04
RA224	0.	1.16E-02	1.10E-06	1.48E-09	5.77E-10	4.06E-09	2.17E-08
RA225	0.	6.01E-08	5.31E-06	7.97E-05	9.03E-04	9.67E-03	5.63E-02
RA226	0.	1.82E-07	9.09E-06	4.14E-05	2.17E-04	1.12E-03	3.52E-03
RA228	0.	4.97E-11	1.27E-10	1.80E-10	5.77E-10	4.06E-09	2.17E-08
AC225	0.	6.01E-08	5.31E-06	7.97E-05	9.03E-04	9.67E-03	5.63E-02
AC227	0.	5.28E-06	1.92E-05	1.91E-05	1.93E-05	2.90E-05	1.63E-04
AC228	0.	4.97E-11	1.27E-10	1.80E-10	5.77E-10	4.06E-09	2.17E-08
TH227	0.	5.21E-06	1.89E-05	1.89E-05	1.91E-05	2.86E-05	1.60E-04
TH228	0.	1.16E-02	1.10E-06	1.48E-09	5.77E-10	4.06E-09	2.17E-08
TH229	0.	6.01E-08	5.31E-06	7.97E-05	9.03E-04	9.67E-03	5.63E-02
IH230	0.	6.90E-05	8.65E-05	1.79E-04	4.67E-04	1.43E-03	3.76E-03
TH231	0.	1.39E-02	1.45E-05	1.72E-05	3.33E-05	1.55E-04	6.36E-04
TH232	0.	1.19E-10	1.27E-10	1.80E-10	5.77E-10	4.06E-09	2.17E-08
TH234	3.21E-01	3.14E-01	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.15E-04
PA231	0.	1.92E-05	1.92E-05	1.91E-05	1.93E-05	2.90E-05	1.63E-04
PA233	0.	2.49E-01	4.12E-01	5.99E-01	6.89E-01	7.02E-01	7.08E-01
PA234M	3.22E-01	3.14E-01	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.15E-04
PA234	3.22E-04	3.14E-04	3.14E-07	3.14E-07	3.14E-07	3.14E-07	3.15E-07
U232	0.	1.27E-05	1.07E-06	1.26E-09	5.48E-18	2.95E-47	0.
U233	0.	4.54E-08	4.18E-04	1.98E-03	7.62E-03	2.80E-02	8.37E-02
U234	1.22E+00	7.11E-04	1.17E-02	1.68E-02	1.69E-02	1.66E-02	1.57E-02
U235	5.28E-02	1.39E-05	1.45E-05	1.72E-05	3.33E-05	1.55E-04	6.36E-04
U236	0.	2.11E-04	8.23E-04	2.23E-03	5.73E-03	1.36E-02	2.01E-02
U237	0.	2.36E-03	1.80E-04	1.69E-04	1.43E-04	7.96E-05	1.49E-05

Tabell A.18

Second plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	100000. Y	300000. Y	1.E+6 Y	3.E+6 Y	1.E+7 Y
TL207	0.	5.27E-06	1.52E-03	2.15E-03	2.16E-03	2.15E-03	2.14E-03
TL208	0.	4.18E-03	3.72E-08	1.11E-07	3.67E-07	1.07E-06	3.23E-06
TL209	0.	1.32E-09	5.40E-03	1.10E-02	1.22E-02	6.47E-03	6.19E-04
PB209	0.	6.01E-08	2.46E-01	5.02E-01	5.54E-01	2.94E-01	2.81E-02
PB210	0.	2.27E-08	8.50E-03	9.21E-03	1.81E-03	3.34E-04	3.19E-04
PB211	0.	5.28E-06	1.52E-03	2.15E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.14E-03
PB212	0.	1.16E-02	1.03E-07	3.09E-07	1.02E-06	2.97E-06	8.98E-06
PB214	0.	1.54E-07	8.50E-03	9.21E-03	1.81E-03	3.34E-04	3.19E-04
BI210	0.	2.27E-08	8.50E-03	9.21E-03	1.81E-03	3.34E-04	3.19E-04
BI211	0.	5.28E-06	1.52E-03	2.15E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.14E-03
BI212	0.	1.16E-02	1.03E-07	3.09E-07	1.02E-06	2.97E-06	8.98E-06
BI213	0.	6.01E-08	2.46E-01	5.02E-01	5.54E-01	2.94E-01	2.81E-02
BI214	0.	1.78E-07	8.50E-03	9.21E-03	1.81E-03	3.34E-04	3.19E-04
PO210	0.	2.27E-08	8.50E-03	9.21E-03	1.81E-03	3.34E-04	3.19E-04
PO211	0.	1.58E-08	4.56E-06	6.40E-06	6.49E-06	6.48E-06	6.43E-06
PO212	0.	7.42E-03	6.62E-08	1.98E-07	6.53E-07	1.90E-06	5.75E-06
PO213	0.	5.88E-08	2.46E-01	4.91E-01	5.42E-01	2.88E-01	2.75E-02
PO214	0.	1.78E-07	8.50E-03	9.21E-03	1.81E-03	3.34E-04	3.19E-04
PO215	0.	5.28E-06	1.52E-03	2.15E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.14E-03
PO216	0.	1.16E-02	1.03E-07	3.09E-07	1.02E-06	2.97E-06	8.98E-06
PO218	0.	1.68E-08	8.50E-03	9.21E-03	1.81E-03	3.34E-04	3.19E-04
AT217	0.	6.01E-08	2.46E-01	5.02E-01	5.54E-01	2.94E-01	2.81E-02
RN219	0.	5.28E-06	1.52E-03	2.15E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.14E-03
RN220	0.	1.16E-02	1.03E-07	3.09E-07	1.02E-06	2.97E-06	8.98E-06
RN222	0.	2.41E-10	8.50E-03	9.21E-03	1.81E-03	3.34E-04	3.19E-04
FR221	0.	6.01E-08	2.46E-01	5.02E-01	5.54E-01	2.94E-01	2.81E-02
FR223	0.	7.40E-08	2.13E-05	3.01E-05	3.03E-05	3.02E-05	3.00E-05
RA223	0.	5.28E-06	1.52E-03	2.15E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.14E-03
RA224	0.	1.16E-02	1.03E-07	3.09E-07	1.02E-06	2.97E-06	8.98E-06
RA225	0.	6.01E-08	2.46E-01	5.02E-01	5.54E-01	2.94E-01	2.81E-02
RA226	0.	1.82E-07	8.50E-03	9.21E-03	1.81E-03	3.34E-04	3.19E-04
RA228	0.	4.97E-11	1.03E-07	3.09E-07	1.02E-06	2.97E-06	8.98E-06
AC225	0.	6.01E-08	2.46E-01	5.02E-01	5.54E-01	2.94E-01	2.81E-02
AC227	0.	5.28E-06	1.52E-03	2.15E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.14E-03
AC228	0.	4.97E-11	1.03E-07	3.09E-07	1.02E-06	2.97E-06	8.98E-06
TH227	0.	5.21E-06	1.50E-03	2.12E-03	2.13E-03	2.13E-03	2.11E-03
TH228	0.	1.16E-02	1.03E-07	3.09E-07	1.02E-06	2.97E-06	8.98E-06
TH229	0.	6.01E-08	2.46E-01	5.02E-01	5.54E-01	2.94E-01	2.81E-02
TH230	0.	6.90E-05	8.50E-03	9.12E-03	1.81E-03	3.34E-04	3.19E-04
TH231	0.	1.38E-02	2.0E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.14E-03
TH232	0.	1.19E-10	1.03E-07	3.09E-07	1.02E-06	2.97E-06	8.98E-06
TH234	3.21E-01	3.14E-01	3.15E-04	3.17E-04	3.19E-04	3.19E-04	3.19E-04
PA231	0.	1.92E-05	1.52E-03	2.15E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.14E-03
PA233	0.	2.49E-01	6.95E-01	6.51E-01	5.19E-01	2.72E-01	2.81E-02
PA234H	3.22E-01	3.14E-01	3.15E-04	3.17E-04	3.19E-04	3.19E-04	3.19E-04
PA234	3.22E-04	3.14E-04	3.15E-07	3.17E-07	3.19E-07	3.19E-07	3.19E-07
U232	0.	1.27E-05	0.	0.	0.	0.	0.
U233	0.	4.54E-08	2.46E-01	4.89E-01	5.51E-01	2.94E-01	2.81E-02
U234	1.22E+00	7.11E-04	1.30E-02	7.53E-03	1.33E-03	3.23E-04	3.19E-04
U235	5.28E-02	1.39E-05	2.04E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.16E-03	2.14E-03
U236	0.	2.11E-04	2.10E-02	2.09E-02	2.05E-02	1.93E-02	1.58E-02
U237	0.	2.36E-03	4.19E-08	2.17E-15	6.91E-41	0.	0.

Tabell A.18

Second plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	30. Y	100. Y
U238	3.22E-01	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04
U240	0.	3.78E-11	4.50E-10	4.91E-10
NP237	0.	2.49E-01	2.63E-01	3.03E-01
NP239	0.	1.34E+02	1.33E+02	1.33E+02
NP240M	0.	3.78E-08	4.50E-10	4.91E-10
PU236	2.35E-02	1.16E-04	3.91E-07	3.59E-14
PU238	3.50E+03	1.95E+01	1.87E+01	1.57E+01
PU239	3.30E+02	1.64E+00	1.72E+00	1.99E+00
PU240	6.14E+02	3.12E+00	4.08E+01	7.09E+01
PU241	9.85E+04	4.90E+02	1.94E+02	1.43E+01
PU242	4.07E+00	2.44E-02	2.46E-02	2.53E-02
PU243	8.44E-06	7.86E-08	1.57E-05	1.57E-05
PU244	8.81E-08	4.39E-10	4.51E-10	4.91E-10
AM241	0.	2.15E+03	2.09E+03	1.88E+03
AM242M	0.	1.84E+01	1.68E+01	1.22E+01
AM242	0.	1.84E+01	1.68E+01	1.22E+01
AM243	0.	1.34E+02	1.33E+02	1.33E+02
AM244	0.	1.14E-10	5.86E-13	6.39E-13
AM245	0.	2.06E-09	2.04E-16	6.25E-41
CM242	0.	1.51E+01	1.38E+01	1.00E+01
CM243	0.	1.21E+01	7.82E+00	1.72E+00
CM244	0.	2.64E+04	1.22E+04	8.39E+02
CM245	0.	7.65E+00	7.64E+00	7.59E+00
CM246	0.	2.64E+00	2.83E+00	2.81E+00
CM247	0.	1.57E-05	1.57E-05	1.57E-05
CM248	0.	7.53E-05	7.53E-05	7.53E-05
CM250	0.	1.41E-11	1.41E-11	1.40E-11
BK249	0.	1.37E-04	1.36E-11	4.16E-36
BK250	0.	1.41E-11	1.41E-11	1.40E-11
CF249	0.	1.19E-03	1.14E-03	9.97E-04
CF250	0.	3.11E-03	1.08E-03	2.64E-05
CF251	0.	4.28E-05	4.22E-05	3.99E-05
CF252	0.	7.86E-04	4.17E-06	4.52E-14
CF254	0.	2.25E-25	0.	0.
SUBTOT	1.03E+05	2.94E+04	1.49E+04	3.13E+03
TOTALS	1.03E+05	2.94E+04	1.49E+04	3.13E+03

Tabell A.18

Second plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	300. Y	1000. Y	3000. Y	10000. Y	30000. Y
U238	3.22E-01	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.14E-04	3.15E-04
U240	0.	8.93E-11	6.06E-10	1.01E-09	2.16E-09	6.15E-09	1.72E-08
NP237	0.	2.49E-01	4.12E-01	5.99E-01	6.89E-01	7.02E-01	7.08E-01
NP239	0.	1.34E+02	1.30E+02	1.22E+02	1.02E+02	5.41E+01	8.83E+00
NP240M	0.	5.33E-08	6.06E-10	1.01E-09	2.16E-09	6.15E-09	1.72E-08
PU230	2.35E-02	1.16E-04	0.	0.	0.	0.	0.
PU238	3.50E+03	1.95E+01	7.93E+00	3.91E-01	1.89E-05	5.97E-19	1.46E-58
PU239	3.30E+02	1.64E+00	2.73E+00	5.16E+00	1.10E+01	2.25E+01	2.27E+01
PU240	6.14E+02	3.12E+00	7.17E+01	6.67E+01	5.44E+01	2.65E+01	3.41E+00
PU241	9.85E+04	4.90E+02	7.48E+00	7.05E+00	5.96E+00	3.32E+00	6.20E-01
PU242	4.07E+00	2.44E-02	2.68E-02	3.04E-02	3.81E-02	5.21E-02	5.78E-02
PU243	8.44E-06	2.68E-07	1.57E-05	1.57E-05	1.57E-05	1.57E-05	1.57E-05
PU244	8.81E-08	4.39E-10	6.07E-10	1.01E-09	2.16E-09	6.16E-09	1.73E-08
AM241	0.	2.15E+03	1.37E+03	4.50E+02	2.42E+01	3.32E+00	6.20E-01
AM242M	0.	1.84E+01	4.91E+00	2.02E-01	2.20E-05	3.01E-19	7.33E-59
AM242	0.	1.84E+01	4.91E+00	2.02E-01	2.20E-05	3.01E-19	7.33E-59
AM243	0.	1.34E+02	1.30E+02	1.22E+02	1.02E+02	5.41E+01	8.83E+00
AM244	0.	9.94E-11	7.89E-13	1.31E-12	2.81E-12	8.01E-12	2.25E-11
AM245	0.	2.06E-09	0.	0.	0.	0.	0.
CM242	0.	1.51E+01	4.02E+00	1.65E-01	1.81E-05	2.47E-19	6.03E-59
CM243	0.	1.21E+01	2.25E-02	5.85E-09	8.93E-28	0.	0.
CM244	0.	2.64E+04	3.96E-01	2.21E-12	2.81E-12	8.01E-12	2.25E-11
CM245	0.	7.65E+00	7.47E+00	7.04E+00	5.95E+00	3.31E+00	6.18E-01
CM246	0.	2.84E+00	2.72E+00	2.46E+00	1.83E+00	6.54E-01	3.45E-02
CM247	0.	1.57E-05	1.57E-05	1.57E-05	1.57E-05	1.57E-05	1.57E-05
CM248	0.	7.53E-05	7.53E-05	7.52E-05	7.49E-05	7.39E-05	7.10E-05
CM250	0.	1.41E-11	1.39E-11	1.36E-11	1.25E-11	9.47E-12	4.27E-12
BK249	0.	1.37E-04	0.	0.	0.	0.	0.
BK250	0.	1.41E-11	1.39E-11	1.36E-11	1.25E-11	9.47E-12	4.27E-12
CF249	0.	1.19E-03	6.73E-04	1.69E-04	3.30E-06	3.40E-12	2.67E-29
CF250	0.	3.11E-03	6.72E-10	1.36E-11	1.25E-11	9.47E-12	4.27E-12
CF251	0.	4.28E-05	3.42E-05	2.00E-05	4.28E-06	1.95E-08	3.98E-15
CF252	0.	7.86E-04	0.	0.	0.	0.	0.
CF254	0.	2.25E-25	0.	0.	0.	0.	0.
SUBTOT	1.03E+05	2.94E+04	1.74E+03	7.85E+02	3.09E+02	1.69E+02	4.78E+01
TOTALS	1.03E+05	2.94E+04	1.74E+03	7.85E+02	3.09E+02	1.69E+02	4.78E+01

Tabell A.18

Second plutonium recycle

1978-07-26

PWR PU RECYCLE CORE AVERAGE HIGH-LEVEL WASTE - DECAY (CONT'D)

POWER= 34.40MW, BURNUP= 33000.MWD, FLUX= 3.17E+13N/CM**2-SEC

NUCLIDE RADIOACTIVITY, CURIES
BASIS = 1 MTHM CHARGED TO REACTOR

	CHARGE	DISCHARGE	100000. Y	300000. Y	1.E+6 Y	3.E+6 Y	1.E+7 Y
U238	3.22E-01	3.14E-04	3.15E-04	3.17E-04	3.19E-04	3.19E-04	3.19E-04
U240	0.	9.08E-11	5.28E-08	1.31E-07	2.51E-07	2.87E-07	2.71E-07
NP237	0.	2.49E-01	6.95E-01	6.51E-01	5.19E-01	2.72E-01	2.81E-02
NP239	0.	1.34E+02	1.55E-02	1.55E-05	1.51E-05	1.39E-05	1.03E-05
NP240M	0.	3.24E-08	5.28E-08	1.31E-07	2.51E-07	2.87E-07	2.71E-07
PU238	2.35E-02	1.16E-04	0.	0.	0.	0.	0.
PU238	3.50E+03	1.95E+01	0.	0.	0.	0.	0.
PU239	3.30E+02	1.64E+00	3.65E+00	1.25E-02	1.51E-05	1.39E-05	1.03E-05
PU240	6.14E+02	3.12E+00	2.60E-03	1.31E-07	2.52E-07	2.87E-07	2.72E-07
PU241	9.85E+04	4.90E+02	1.75E-03	9.06E-11	2.88E-36	0.	0.
PU242	4.07E+00	2.44E-02	5.12E-02	3.55E-02	9.87E-03	2.54E-04	7.00E-10
PU243	8.44E-06	4.56E-07	1.57E-05	1.55E-05	1.51E-05	1.39E-05	1.03E-05
PU244	8.81E-08	4.39E-10	5.29E-08	1.31E-07	2.52E-07	2.87E-07	2.72E-07
AM241	0.	2.15E+03	1.84E-03	9.56E-11	3.04E-36	0.	0.
AM242M	0.	1.84E+01	0.	0.	0.	0.	0.
AM242	0.	1.84E+01	0.	0.	0.	0.	0.
AM243	0.	1.34E+02	1.55E-02	1.55E-05	1.51E-05	1.39E-05	1.03E-05
AM244	0.	8.65E-11	6.87E-11	1.71E-10	3.27E-10	3.73E-10	3.53E-10
AM245	0.	2.06E-09	0.	0.	0.	0.	0.
CM242	0.	1.51E+01	0.	0.	0.	0.	0.
CM243	0.	1.21E+01	0.	0.	0.	0.	0.
CM244	0.	2.64E+04	6.87E-11	1.71E-10	3.27E-10	3.73E-10	3.53E-10
CM245	0.	7.65E+00	1.74E-03	9.04E-11	2.87E-36	0.	0.
CM246	0.	2.84E+00	1.16E-06	9.04E-17	9.57E-29	2.38E-63	0.
CM247	0.	1.57E-05	1.57E-05	1.55E-05	1.51E-05	1.39E-05	1.03E-05
CM248	0.	7.53E-05	6.19E-05	4.17E-05	1.05E-05	2.05E-07	2.11E-13
CM250	0.	1.41E-11	2.62E-13	9.09E-17	7.03E-29	1.75E-63	0.
BK249	0.	1.37E-04	0.	0.	0.	0.	0.
BK250	0.	1.41E-11	2.62E-13	9.09E-17	7.03E-29	1.75E-63	0.
CF249	0.	1.19E-03	0.	0.	0.	0.	0.
CF250	0.	3.11E-03	2.62E-13	9.09E-17	7.04E-29	1.75E-63	0.
CF251	0.	4.28E-05	0.	0.	0.	0.	0.
CF252	0.	7.86E-04	0.	0.	0.	0.	0.
CF254	0.	2.25E-25	0.	0.	0.	0.	0.
SUBTOT	1.03E+05	2.94E+04	7.48E+00	6.00E+00	6.10E+00	3.24E+00	3.53E-01
TOTALS	1.03E+05	2.94E+04	7.48E+00	6.00E+00	6.10E+00	3.24E+00	3.53E-01

Tabell A.18

Second plutonium recycle

Tabell A.19

Thermal power and neutron flux intensities in spent PWR uranium and MOX fuel (10 yrs cooling, 1 mthm)

	Thermal power Watts	Spontaneous fission Neutrons/sec	α ,n-neutrons Neutrons/sec
Uranium dioxide fuel	1.29E+3	2.94E+8	1.48E+7
1st Pu recycle MOX fuel	2.34E+3	2.66E+9	9.58E+7
2nd Pu recycle MOX fuel	3.36E+3	5.60E+9	1.64E+8

Tabell A.20

Thermal power in HLW from spent PWR fuel: uranium cycle, 1st and 2nd plutonium recycles

Years after shutdown	Uranium HLW	1st Pu recycle HLW	2nd Pu recycle HLW
	Thermal power Norm'd (Watts/tU)	Thermal power Norm'd	Thermal power Norm'd
10*	1 (1161)	1.42	1.72
30	1 (666)	1.36	1.61
100	1 (172)	1.22	1.31
300	1	1.56	1.62
1 000	1 (15.8)	1.76	1.95
3 000	1	3.65	5.07
10 000	1	4.42	6.34

* time when reprocessing takes place

Tabell A.21

Neutron flux intensities in HLW from spent PWR fuel: uranium cycle, 1st and 2nd plutonium recycles (10 yrs cooling, 1 mthm)

	Spontaneous fission Neutrons/sec		α ,n-neutrons Neutrons/sec	
	0 y.a.r.*	20 y.a.r.	0 y.a.r.	20 y.a.r.
Uranium cycle HLW	2.91E+8	1.37E+8	8.03E+6	5.31E+6
1st Pu recycle HLW	2.38E+9	1.13E+9	4.46E+7	2.32E+7
2nd Pu recycle HLW	3.81E+9	1.81E+9	6.85E+7	3.43E+7

* Years after reprocessing

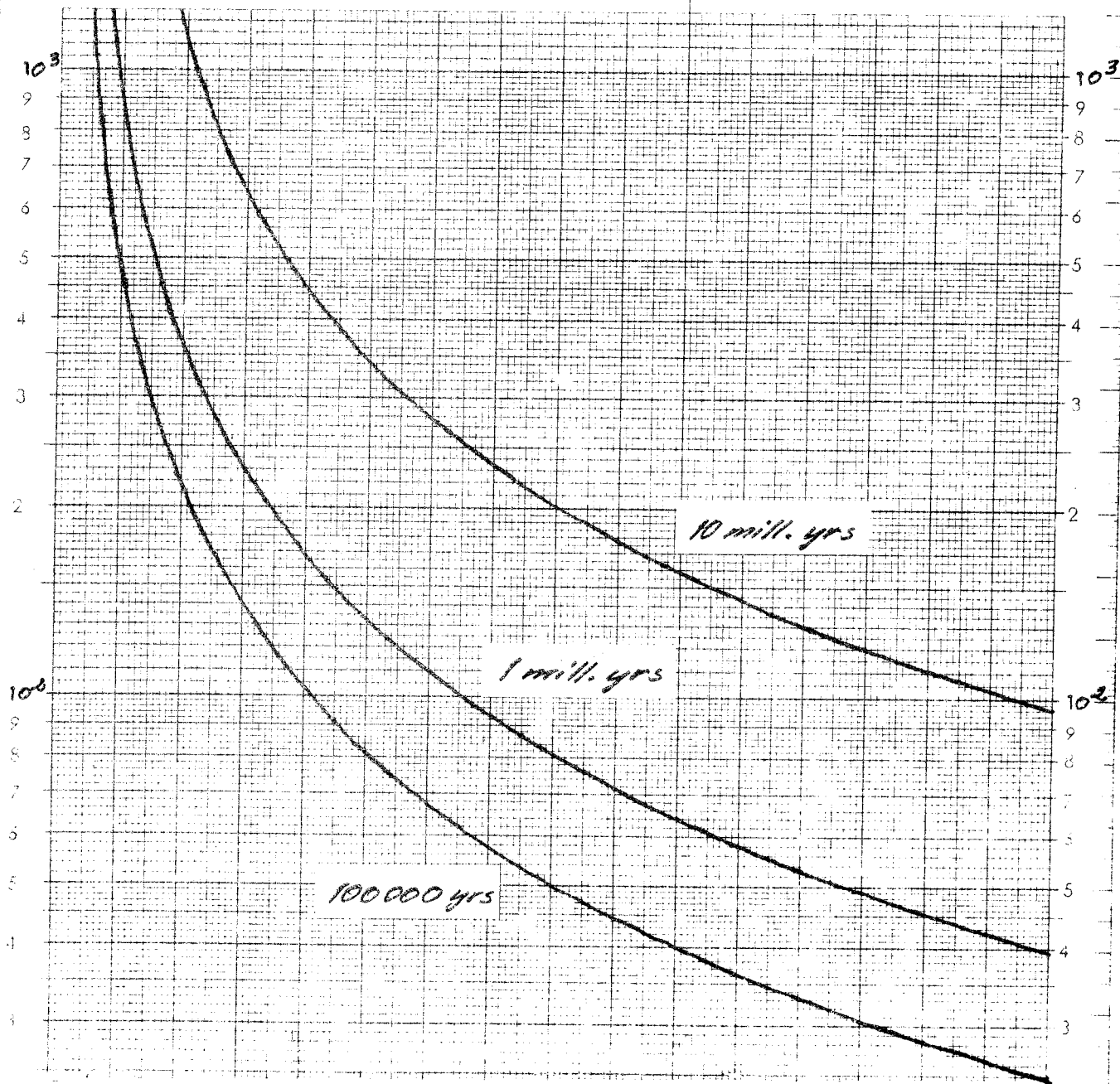
1978-07-26

FIGURER

- Figur B.1a. Nominell uppbyggnad av heliumtryck i utbrända PWR (R3) bränslestavar i relation till tillgängliga volymer.
- Figur B.1b. Nominell uppbyggnad av heliumtryck i utbrända BWR (F1) bränslestavar i relation till tillgängliga volymer.
- Figur B.2. PWR (R2) bränslestav (schematiskt)
- Figur B.3a. Total- och fissionstvårsnitt för Pu239 vid låga neutronenergier.
- Figur B.3b. Total- och fissionstvårsnitt för Pu241 vid låga neutronenergier.
- Figur B.4. Gammaintensiteter i 10.4 kg plutonium från utbränt PWR uranbränsle.
- Figur B.5. Radionuklidhalter i högaktivt avfall från utbränt PWR-bränsle, urancykel.
- Figur B.6. Radionuklidhalter i högaktivt avfall från utbränt PWR-bränsle, 1:a plutoniumåtercyklingen.
- Figur B.7. Radionuklidhalter i högaktivt avfall från utbränt PWR-bränsle, 2:a plutoniumåtercyklingen.
- Figur B.8. Totalaktivitet i högaktivt avfall från utbränt PWR-bränsle: urancykel, 1:a och 2:a plutoniumåtercyklingen.
- Figur B.9. Gammaintensiteter i utbränt PWR UO₂-bränsle.
- Figur B.10. Gammaintensiteter i utbränt PWR MOX-bränsle, 1:a Pu-återcyklingen.
- Figur B.11. Gammaintensiteter i utbränt PWR MOX-bränsle, 2:a Pu-återcyklingen.
- Figur B.12. Gammaintensiteter i högaktivt avfall från utbränt PWR-bränsle, urancykel.
- Figur B.13. Gammaintensiteter i högaktivt avfall från utbränt PWR-bränsle, 1:a plutoniumåtercyklingen.
- Figur B.14. Gammaintensiteter i högaktivt avfall från utbränt PWR-bränsle, 2:a plutoniumåtercyklingen.

Nominal helium pressure build-up in PWR (R3) spent fuel rods in relation to available volumes. $T=300\text{K}$.

He-pressure (bar)



Fresh fuel:

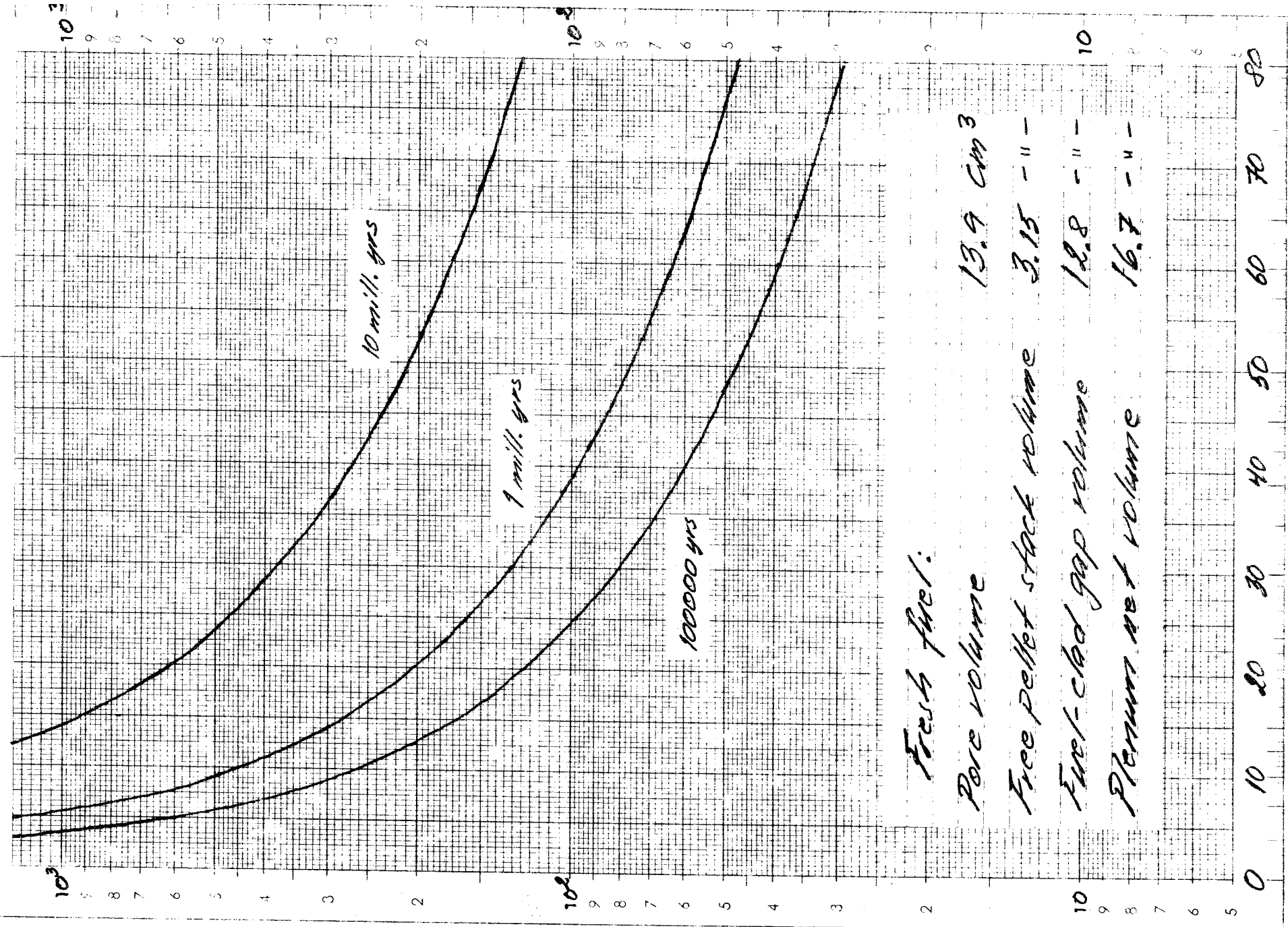
Pore volume	9.4	cm ³
Free pellet stack volume	6.2	- " -
Fuel-clad gap volume	7.26	- " -
Plenum net volume	6.45	- " -

Figur B.1b.

Nominal helium pressure build-up in BWR (FI) spent fuel rods in relation to available volumes. $T=300K$.

Bilaga B.3

He-pressure (bar)



Fresh fuel:

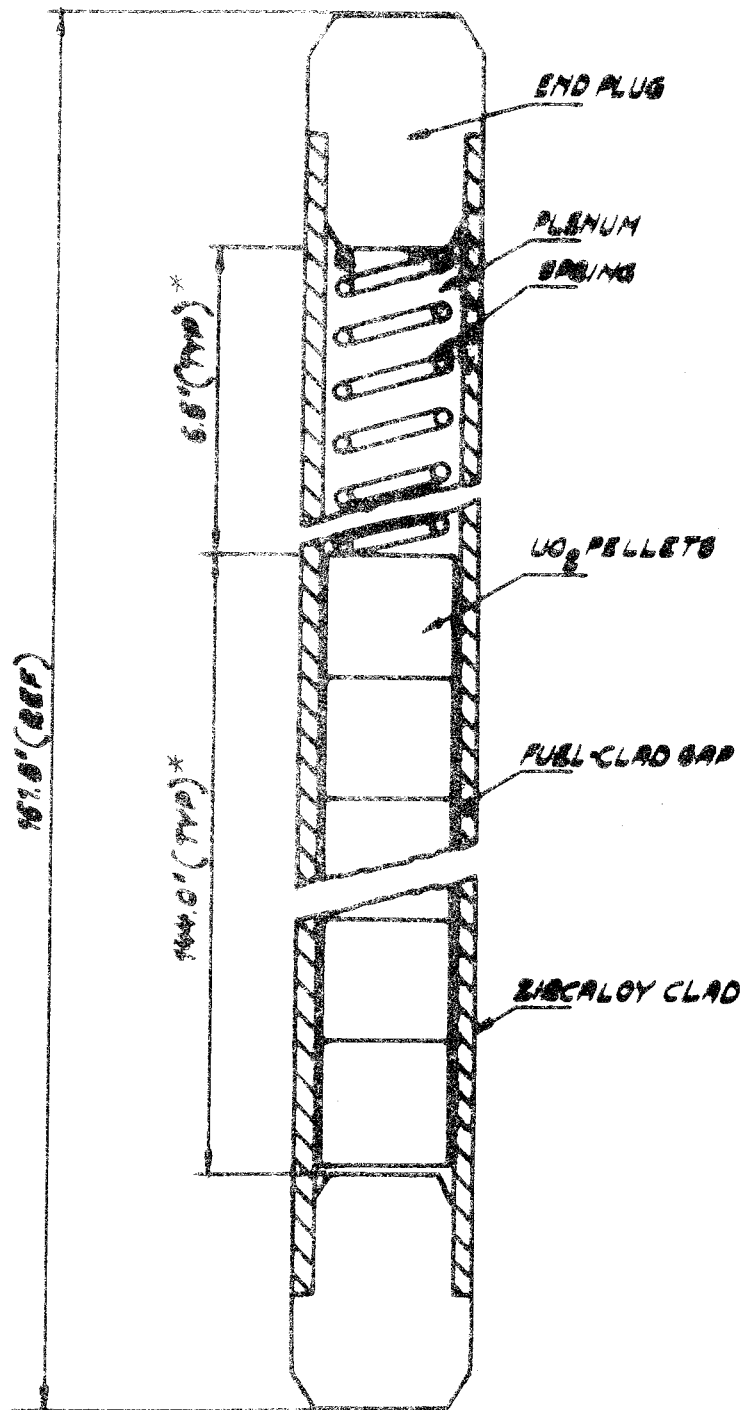
Pore volume 13.9 cm³

Free pellet stack volume 3.15 - - -

Fuel-clad gap volume 12.8 - - -

Plenum net volume 16.7 - - -

Volume (cm³)

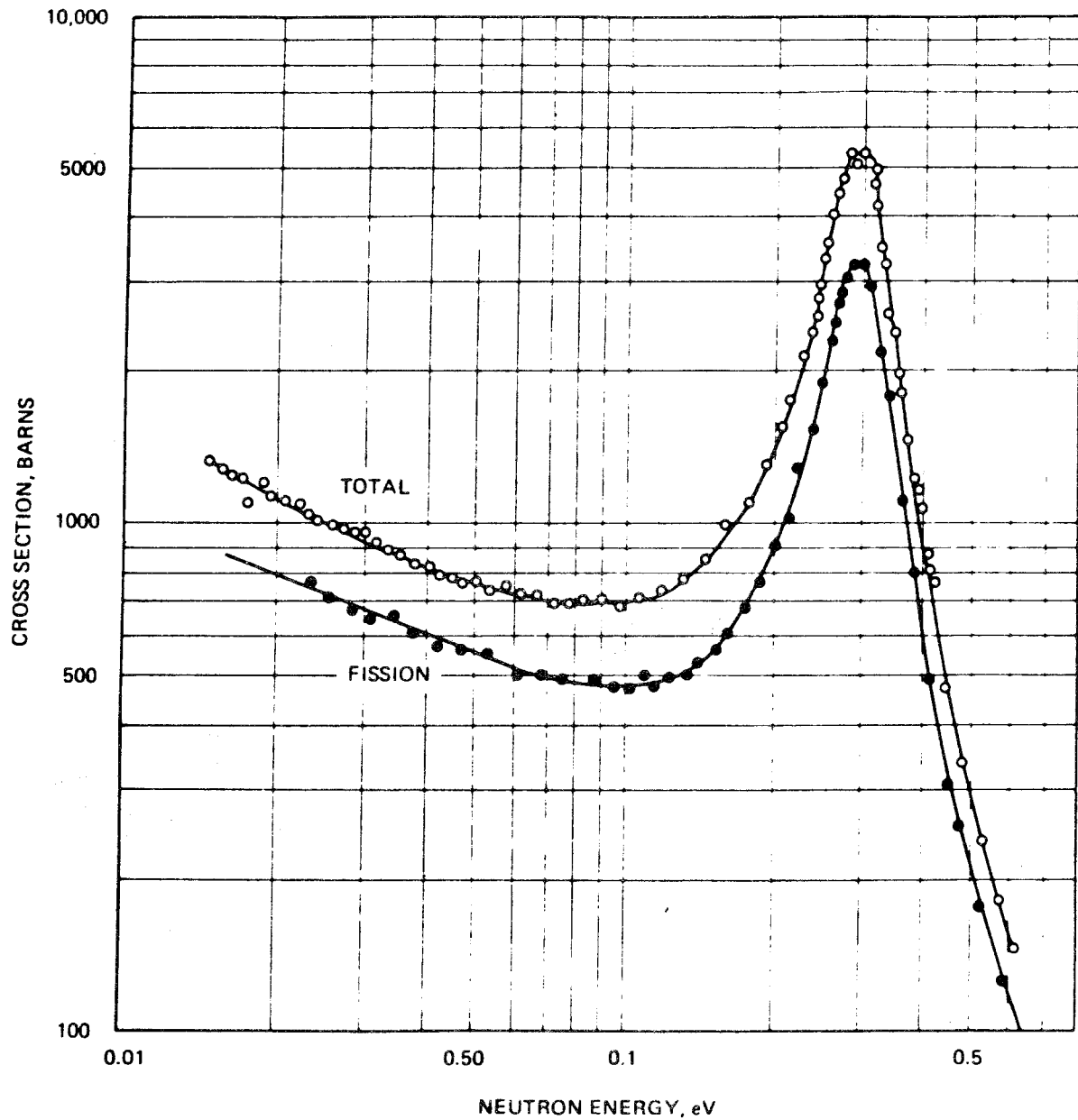


SPECIFIC DIMENSIONS DEPEND ON DESIGN VARIABLES SUCH AS PRE-PRESSURIZATION, POWER HISTORY- AND DISCHARGE BURNUP.

Figur B.2

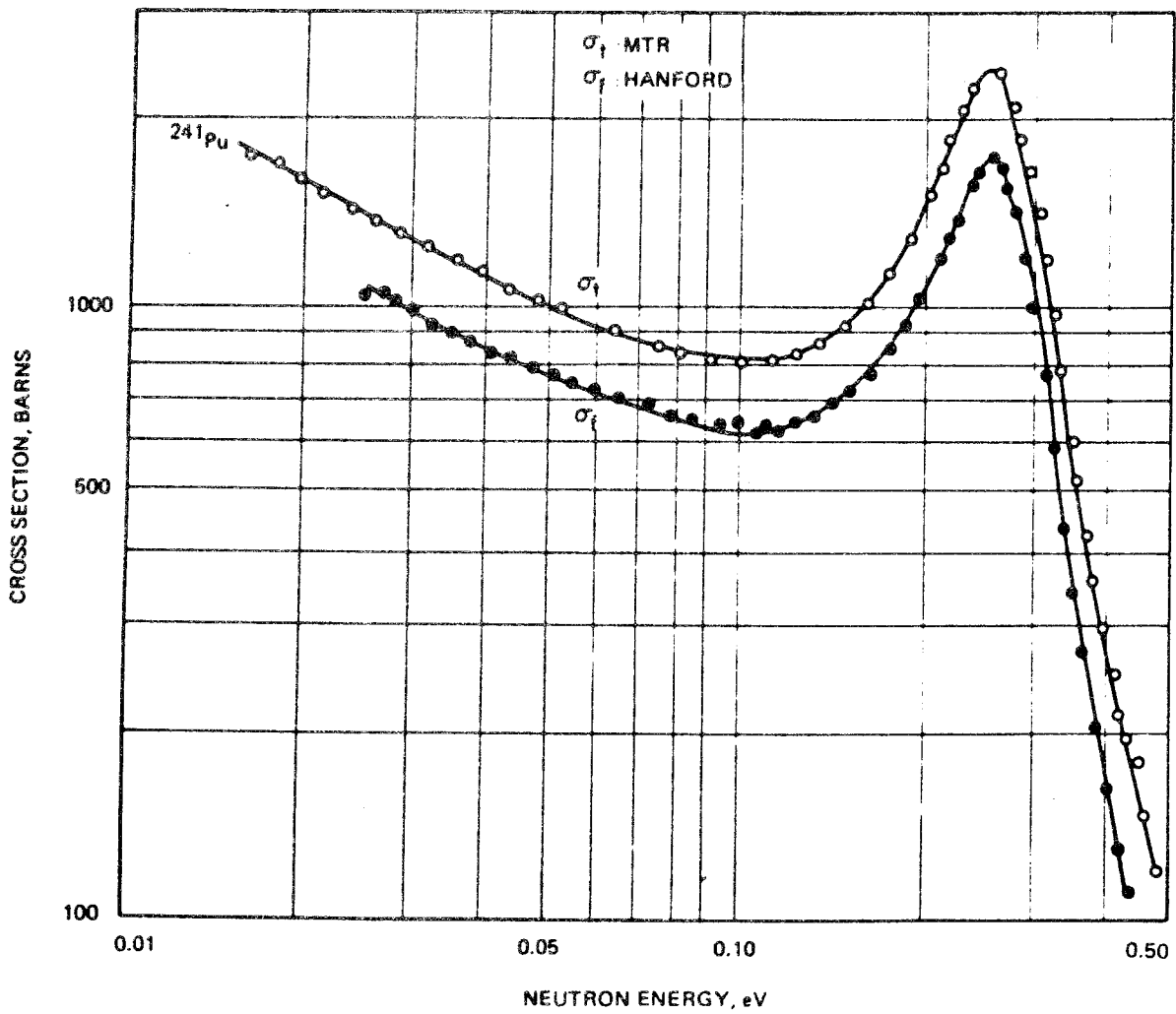
PWR Fuel Rod Schematic (R2)

* R3: 144.2" & 6.3" resp.



Figur B.3a. The Total and Fission Cross Sections of ^{239}Pu at Low Neutron Energies

1978-07-26



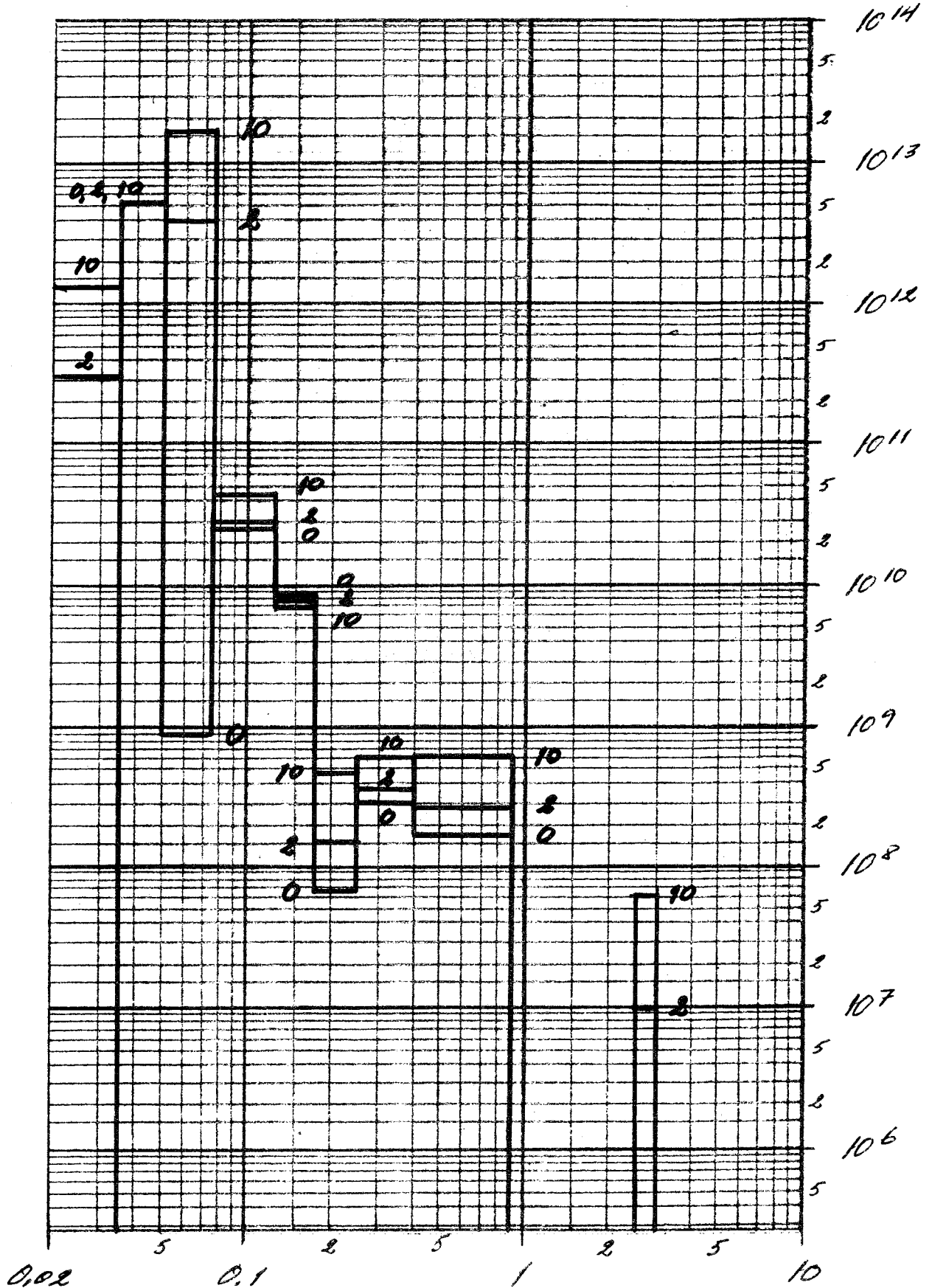
Figur B.3b. The Total and Fission Cross Sections of ^{241}Pu at Low Neutron Energies

1978-07-26

Figur B.4

Gamma intensities in 10.4 kg plutonium from spent PWR uranium fuel

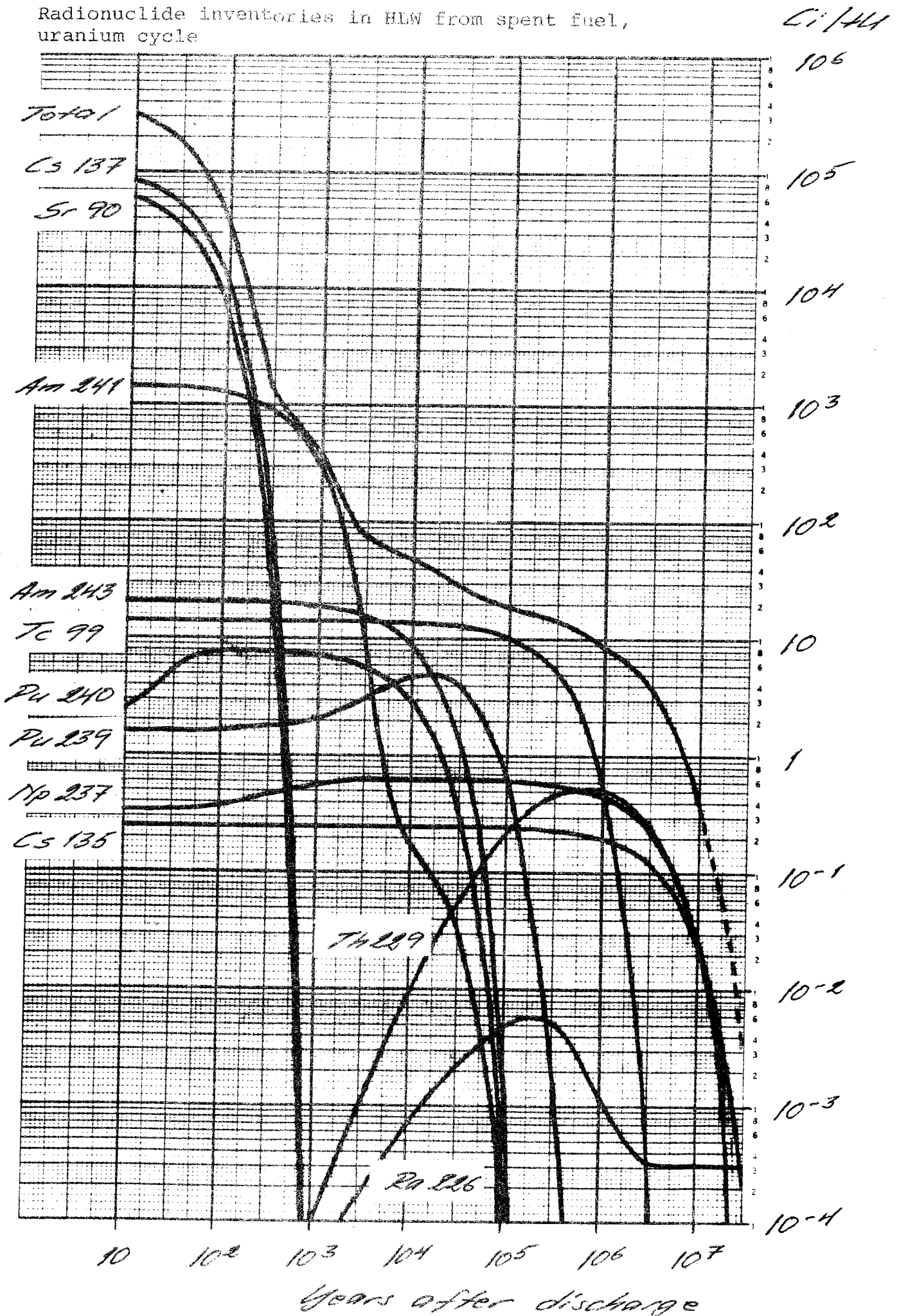
*Photocopy
sec.*



γ-energy (MeV)

Figur B.5

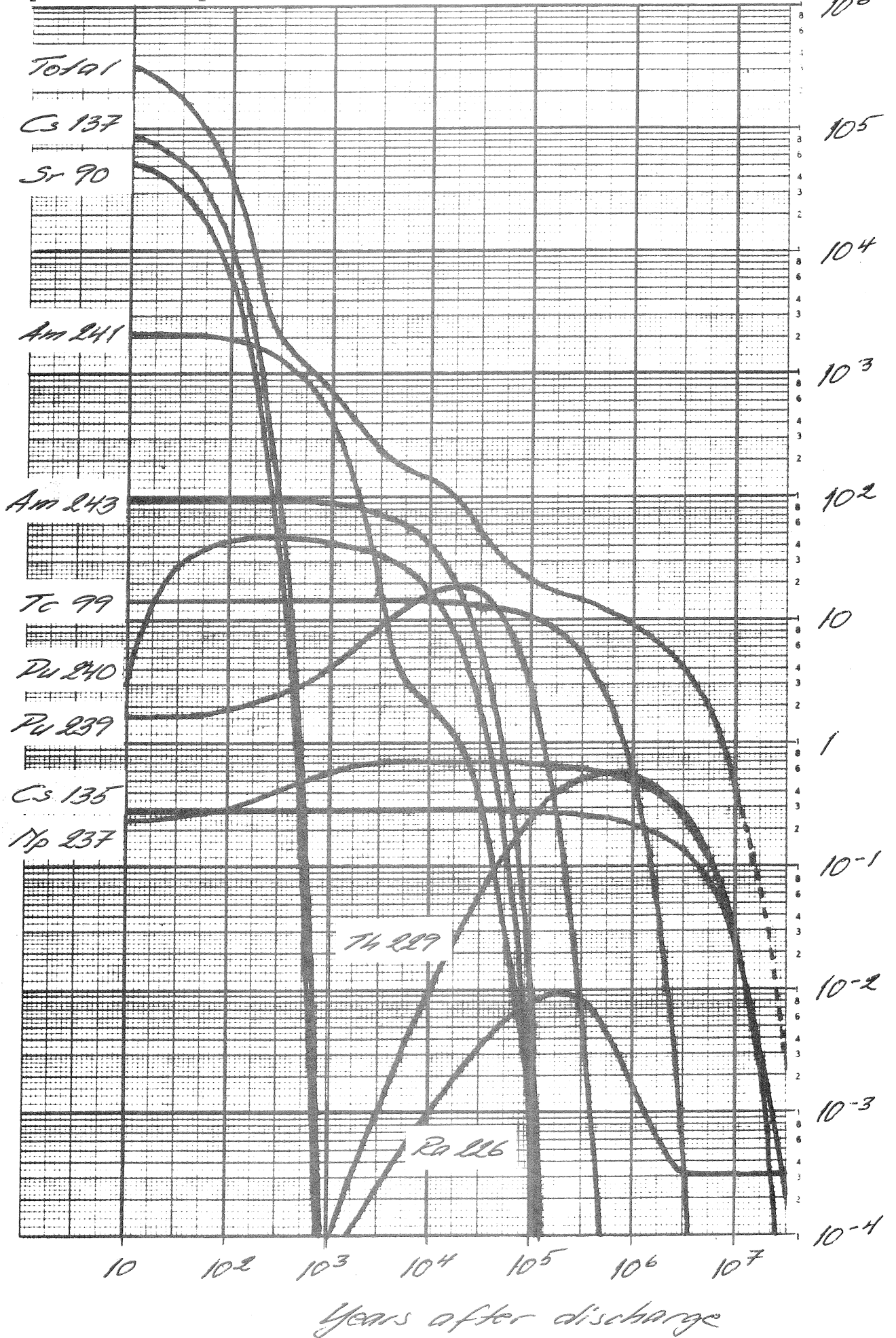
Radionuclide inventories in HLW from spent fuel, uranium cycle



Figur B.6

Radionuclide inventories in HLW from spent PWR fuel, 1st plutonium recycle

Ci/m³

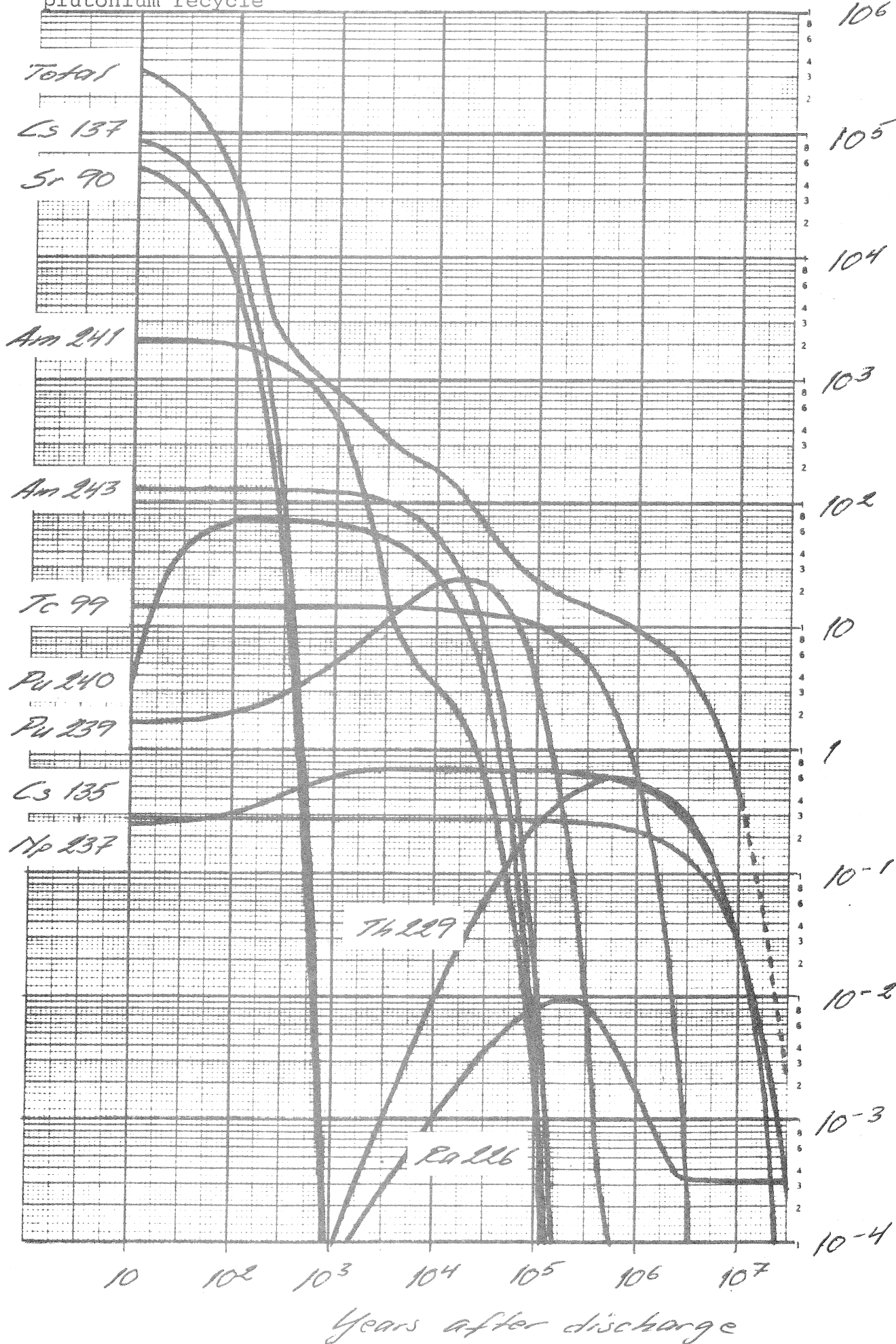


GRAPH SHEET No. 5761
LOG 18 CYCLES X MM. 1 & 1 CM.

Figur B.7

Radionuclide inventories in HLW from spent PWR fuel, 2nd plutonium recycle

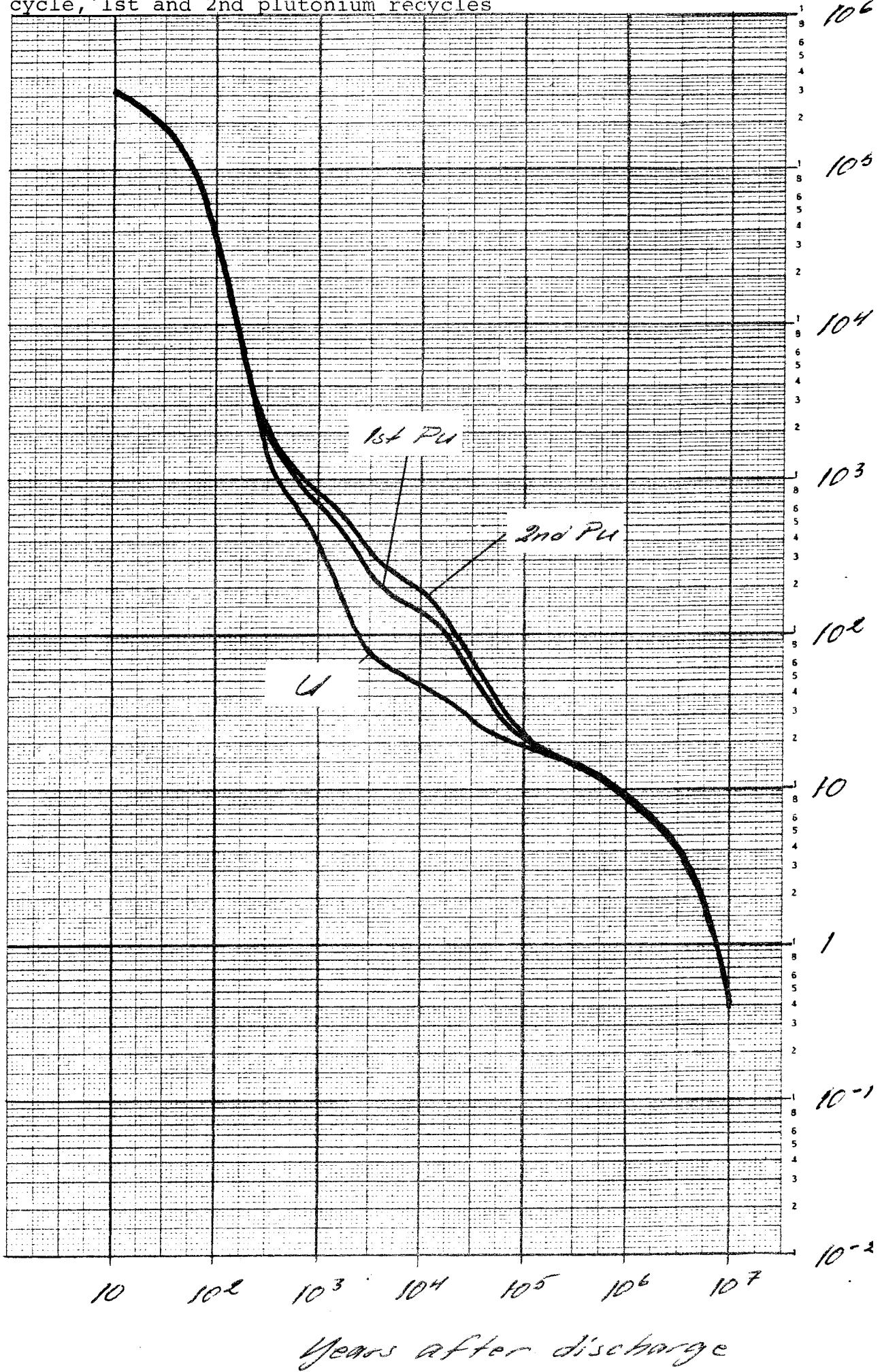
Ci/m³km



Cifmth.

Figur B.8

Total inventories in HLW from spent PWR fuel: uranium cycle, 1st and 2nd plutonium recycles



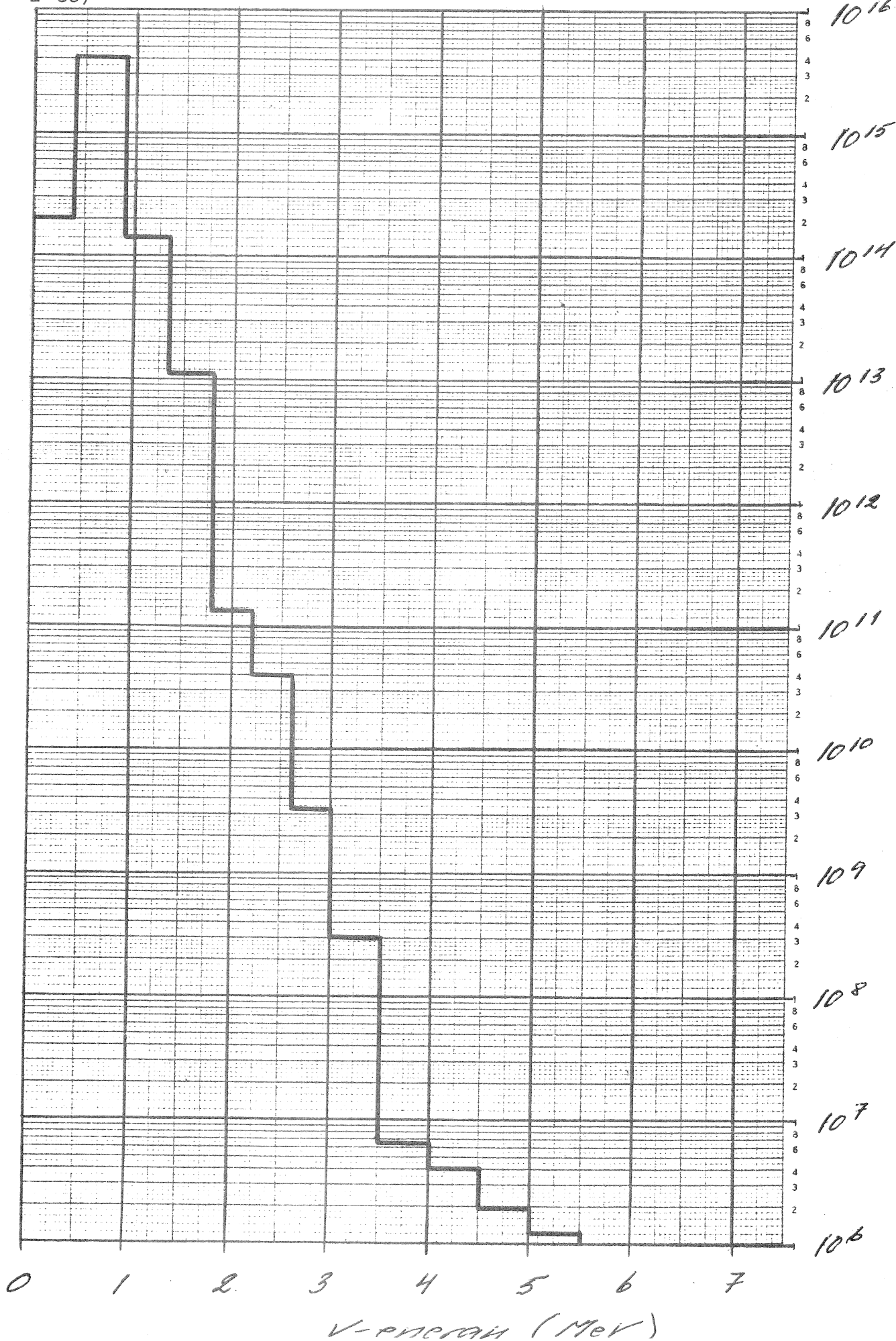
CIARKWELL GRAPH SHEET NO. 5781 LOG & CYCLES X MM. 1 1/2 x 1 1/4

Years after discharge

Figur B.9

Gamma intensities in spent PWR UO₂ fuel (10 yrs cooling, 1 tU)

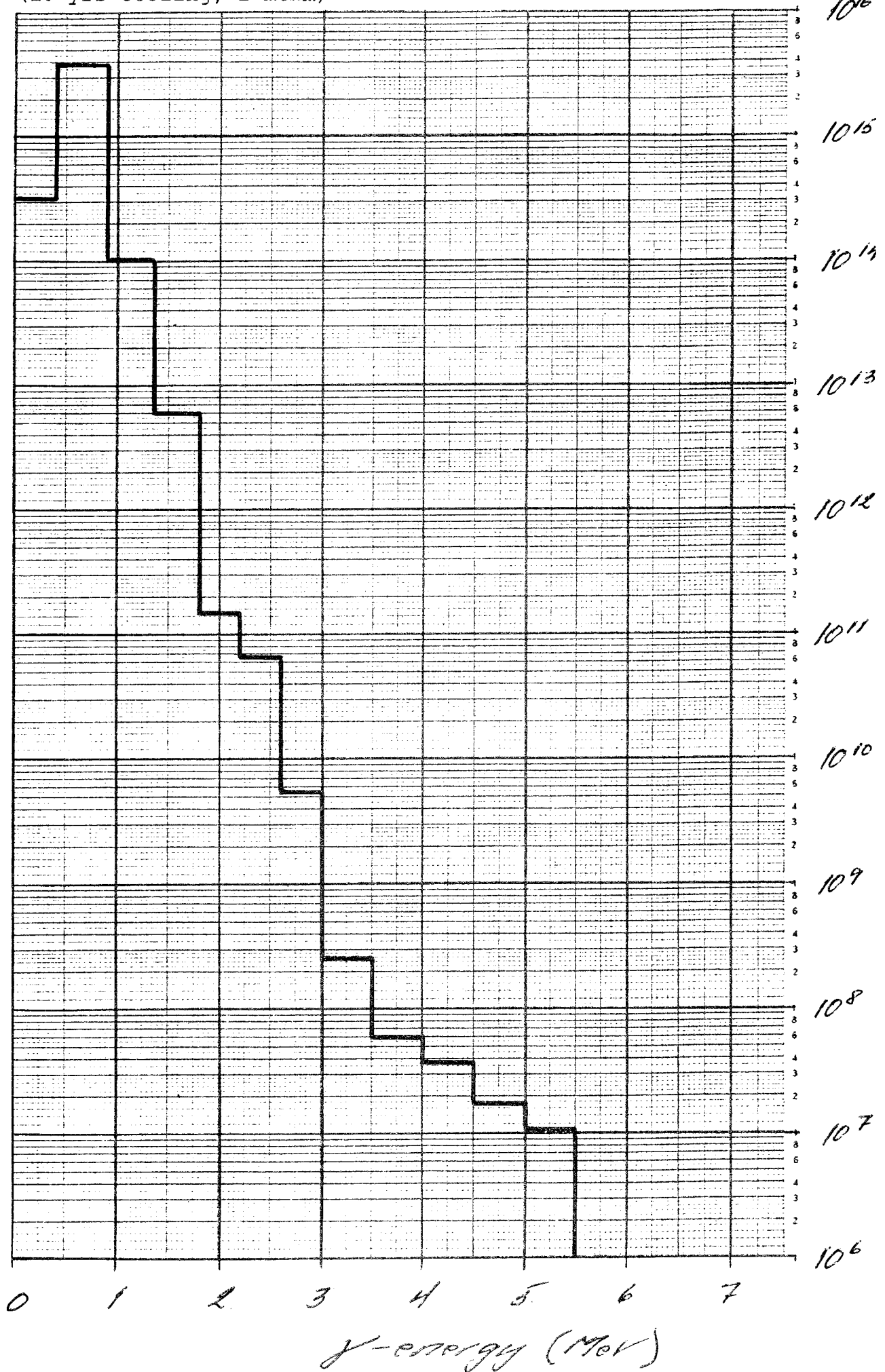
Photons / sec.



Figur B.10

Gamma intensities in spent PWR MOX-fuel, 1st Pu recycle
(10 yrs cooling, 1 mthm)

*Photomas,
sec.*

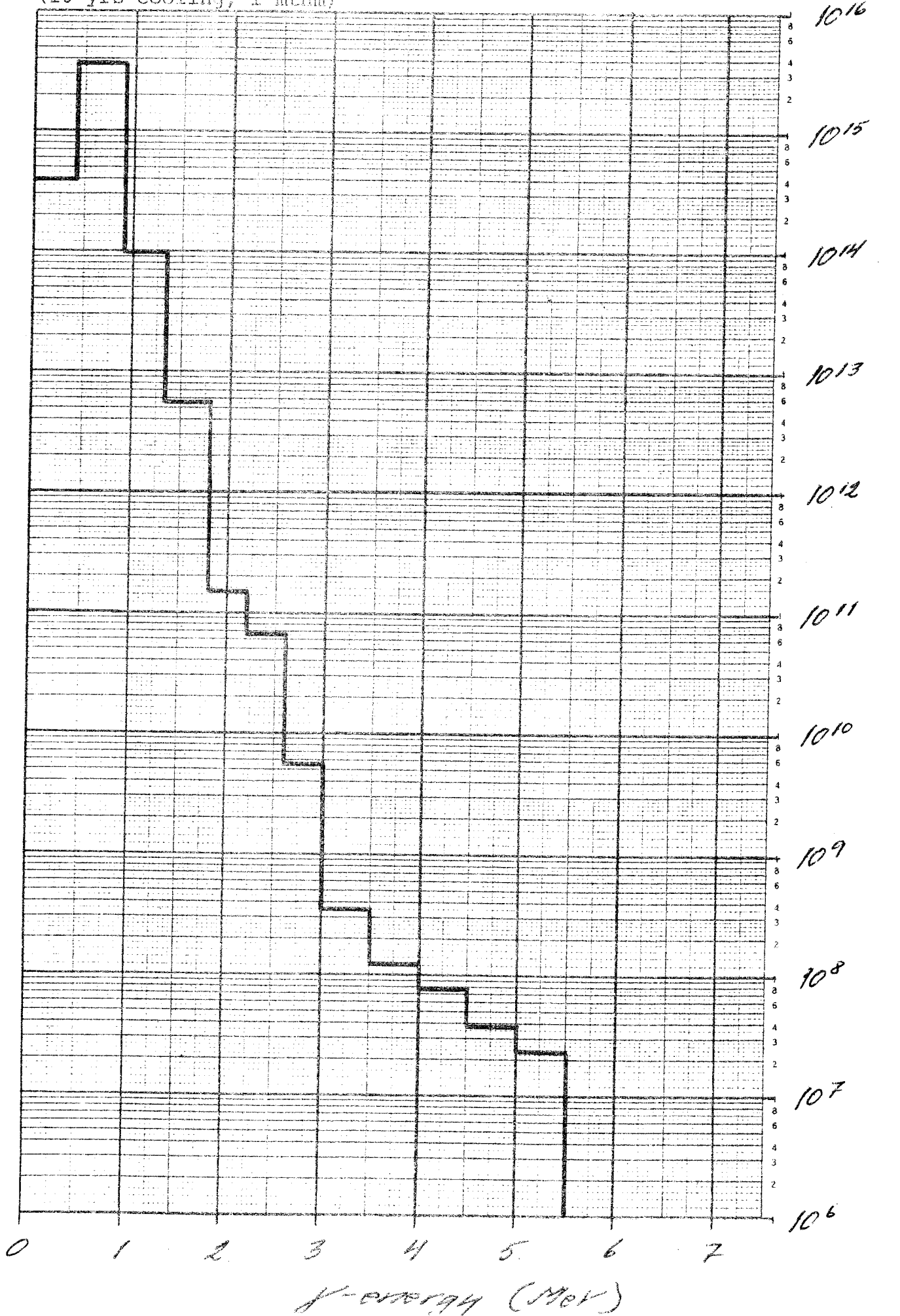


CHARTRON GRAPH SHEET No. 5701
LOG 10 CYCLES X MM. 10 x 1 CM.

Figur B.11

Gamma intensities in spent PWR MOX fuel, 2nd Pu recycle
(10 yrs cooling, 1 mthm)

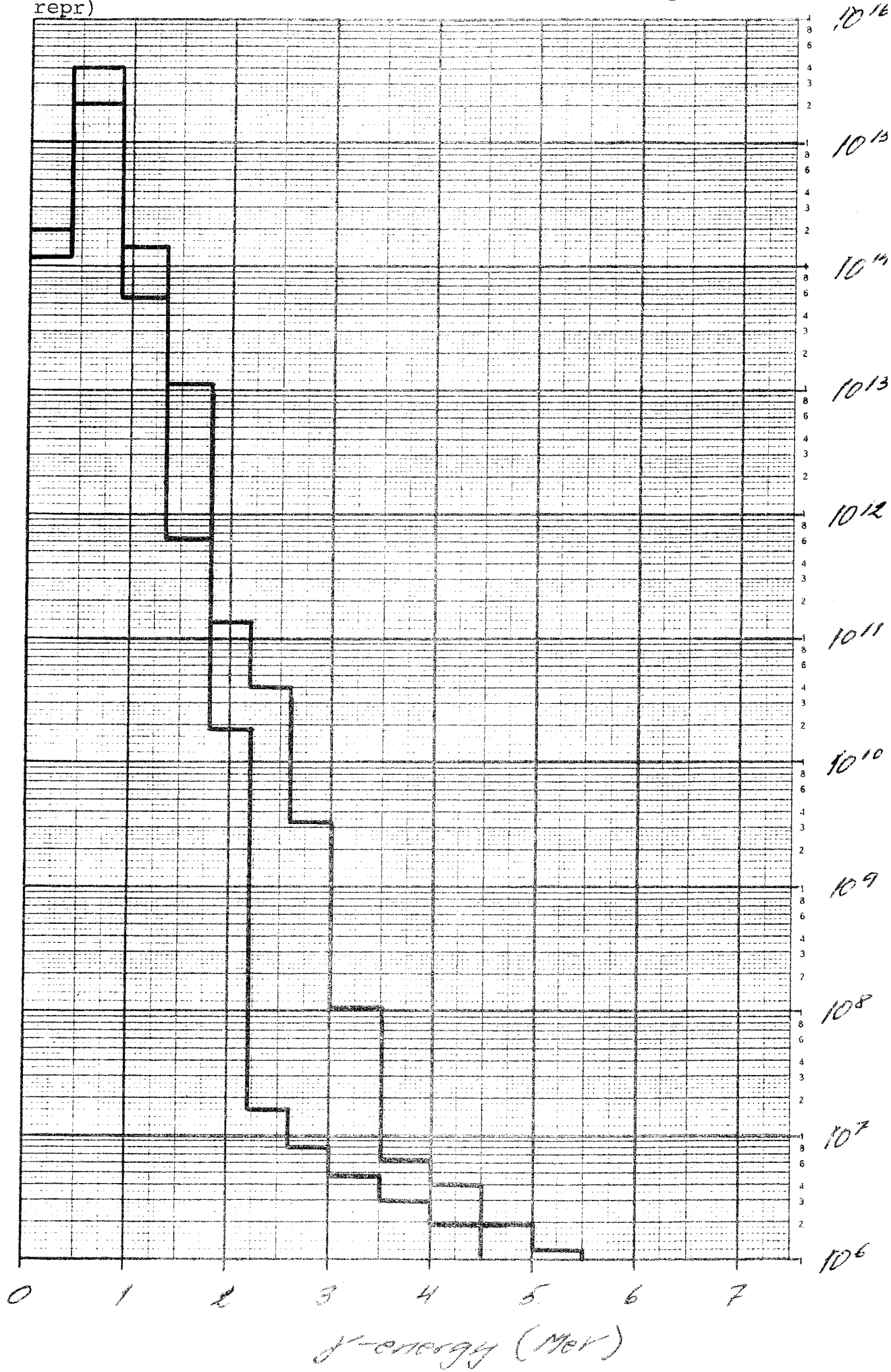
Photofast / sec.



Figur B.12

Gamma intensities in HLW from spent PWR fuel, uranium cycle
(upper curve - at reprocessing, lower curve - 20 yrs after repr)

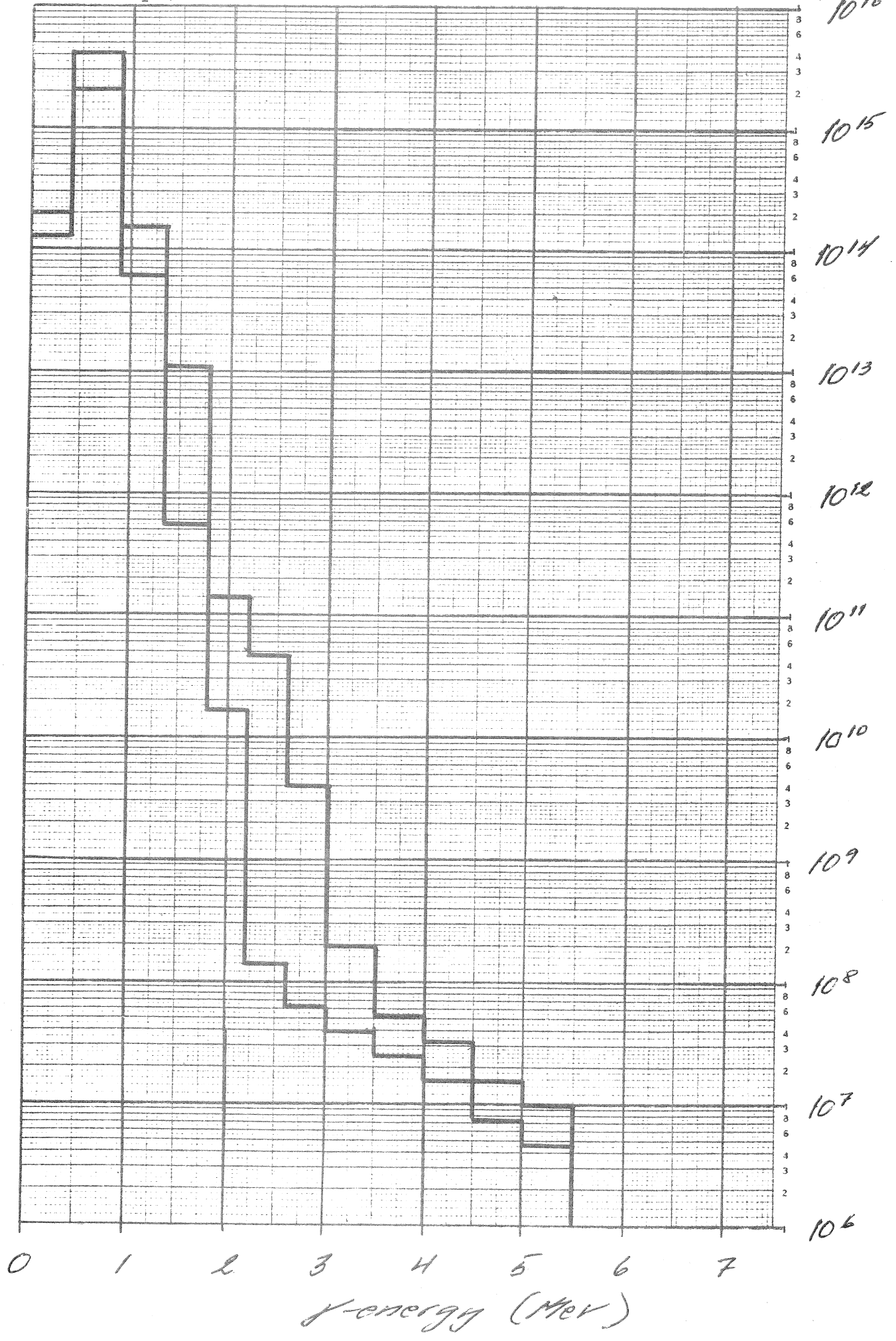
Photons/sec.



Figur B.13

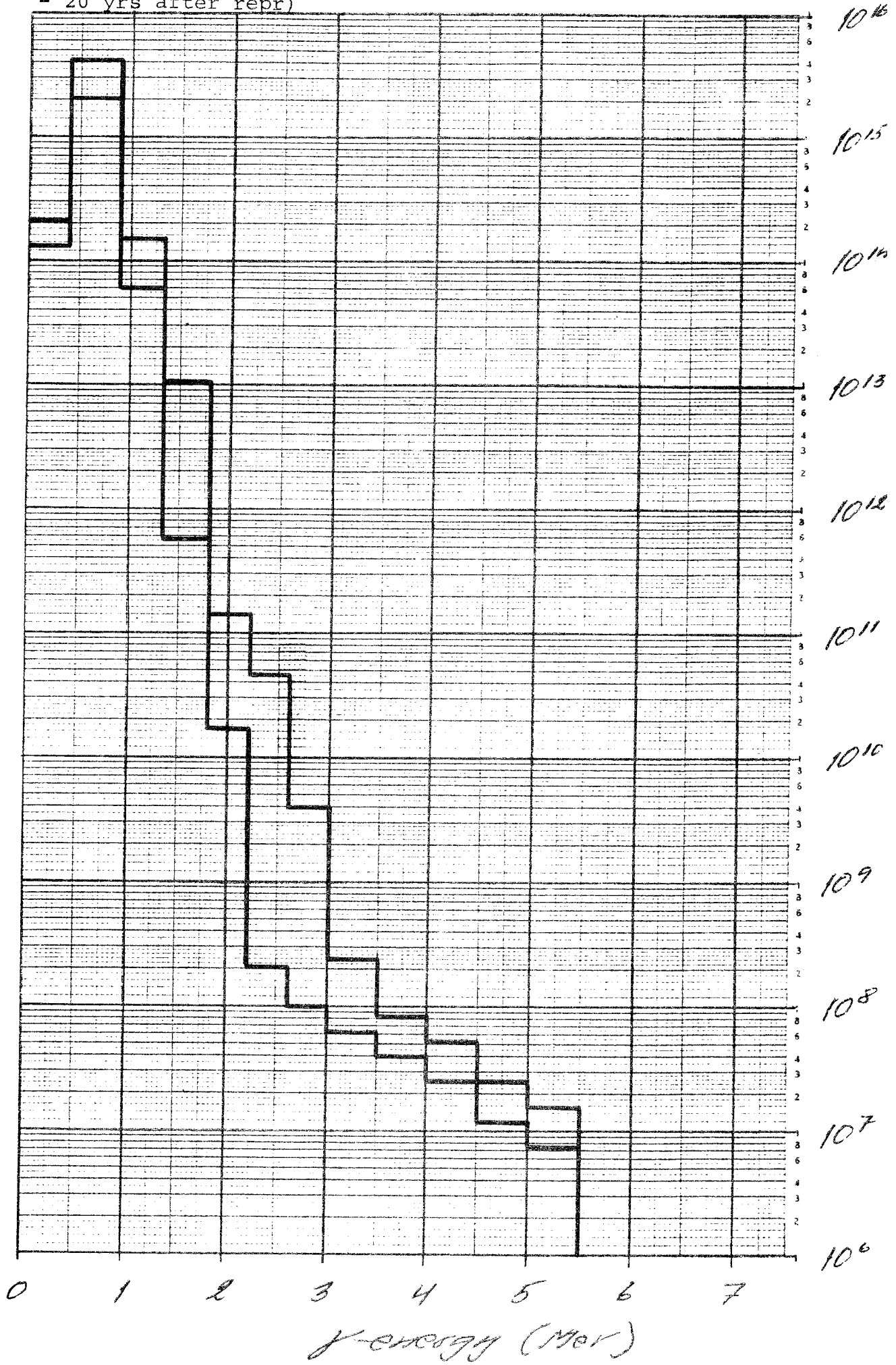
Gamma intensities in HLW from spent fuel, 1st plutonium recycle (upper curve - at reprocessing, lower curve - 20 yrs after repr)

Photons/sec.



Figur B.14

Gamma intensities in HLW from spent PWR fuel, 2nd plu-
tonium recycle (upper curve - at reprocessing, lower curve
- 20 yrs after repr)



CIARKWILL GRAPH SHEET P.O. 3701
LOG 10 CYCLES X MM. 1 & 1 CM.

FÖRTECKNING ÖVER KBS TEKNISKA RAPPORTER

- 01 Källstyrkor i utbränt bränsle och högaktivt avfall från en PWR beräknade med ORIGEN
Nils Kjellbert
AB Atomenergi 77-04-05
- 02 PM angående värmeledningstal hos jordmaterial
Sven Knutsson
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 77-04-15
- 03 Deponering av högaktivt avfall i borrhål med buffertsubstans
Arvid Jacobsson
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 77-05-27
- 04 Deponering av högaktivt avfall i tunnlar med buffertsubstans
Arvid Jacobsson
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 77-06-01
- 05 Orienterande temperaturberäkningar för slutförvaring i berg av radioaktivt avfall, Rapport 1
Roland Blomqvist
AB Atomenergi 77-03-17
- 06 Groundwater movements around a repository, Phase 1, State of the art and detailed study plan
Ulf Lindblom
Hagconsult AB 77-02-28
- 07 Resteffekt studier för KBS
Del 1 Litteraturgenomgång
Del 2 Beräkningar
Kim Ekberg
Nils Kjellbert
Göran Olsson
AB Atomenergi 77-04-19
- 08 Utlakning av franskt, engelskt och kanadensiskt glas med högaktivt avfall
Göran Blomqvist
AB Atomenergi 77-05-20

- 09 Diffusion of soluble materials in a fluid filling a porous medium
Hans Häggblom
AB Atomenergi 77-03-24
- 10 Translation and development of the BNWL-Geosphere Model
Bertil Grundfelt
Kemakta Konsult AB 77-02-05
- 11 Utredning rörande titans lämplighet som korrosionshärdig kapsling för kärnbränsleavfall
Sture Henriksson
AB Atomenergi 77-04-18
- 12 Bedömning av egenskaper och funktion hos betong i samband med slutlig förvaring av kärnbränsleavfall i berg
Sven G Bergström
Göran Fagerlund
Lars Rombén
Cement- och Betonginstitutet 77-06-22
- 13 Urlakning av använt kärnbränsle (bestrålad uranoxid) vid direktdeponering
Ragnar Gelin
AB Atomenergi 77-06-08
- 14 Influence of cementation on the deformation properties of bentonite/quartz buffer substance
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 77-06-20
- 15 Orienterande temperaturberäkningar för slutförvaring i berg av radioaktivt avfall
Rapport 2
Roland Blomquist
AB Atomenergi 77-05-17
- 16 Översikt av utländska riskanalyser samt planer och projekt rörande slutförvaring
Åke Hultgren
AB Atomenergi augusti 1977
- 17 The gravity field in Fennoscandia and postglacial crustal movements
Arne Bjerhammar
Stockholm augusti 1977
- 18 Rörelser och instabilitet i den svenska berggrunden
Nils-Axel Mörner
Stockholms Universitet augusti 1977
- 19 Studier av neotektonisk aktivitet i mellersta och norra Sverige, flygbildsgenomgång och geofysisk tolkning av recenta förkastningar
Robert Lagerbäck
Herbert Henkel
Sveriges Geologiska Undersökning september 1977

- 20 Tektonisk analys av södra Sverige, Vättern - Norra Skåne
Kennert Röshoff
Erik Lagerlund
Lunds Universitet och Högskolan Luleå september 1977
- 21 Earthquakes of Sweden 1891 - 1957, 1963 - 1972
Ota Kulhánek
Rutger Wahlström
Uppsala Universitet september 1977
- 22 The influence of rock movement on the stress/strain
situation in tunnels or bore holes with radioactive con-
sistors embedded in a bentonite/quartz buffer mass
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1977-08-22
- 23 Water uptake in a bentonite buffer mass
A model study
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1977-08-22
- 24 Beräkning av utlakning av vissa fissionsprodukter och akti-
nider från en cylinder av franskt glas
Göran Blomqvist
AB Atomenergi 1977-07-27
- 25 Blekinge kustgnejs, Geologi och hydrogeologi
Ingemar Larsson KTH
Tom Lundgren SGI
Ulf Wiklander SGU
Stockholm, augusti 1977
- 26 Bedömning av risken för fördröjt brott i titan
Kjell Pettersson
AB Atomenergi 1977-08-25
- 27 A short review of the formation, stability and cementing
properties of natural zeolites
Arvid Jacobsson
Högskolan i Luleå 1977-10-03
- 28 Värmeledningsförsök på buffertsubstans av bentonit/pitesilt
Sven Knutsson
Högskolan i Luleå 1977-09-20
- 29 Deformationer i sprickigt berg
Ove Stephansson
Högskolan i Luleå 1977-09-28
- 30 Retardation of escaping nuclides from a final depository
Ivars Neretnieks
Kungliga Tekniska Högskolan Stockholm 1977-09-14
- 31 Bedömning av korrosionsbeständigheten hos material avsedda
för kapsling av kärnbränsleavfall. Lägesrapport 1977-09-27
samt kompletterande yttranden.
Korrosionsinstitutet och dess referensgrupp

- 42 Säkerhet vid hantering, lagring och transport av använt kärnbränsle och förglasat högaktivt avfall
Ann-Margret Ericsson
Kemakta november 1977
- 43 Transport av radioaktiva ämnen med grundvatten från ett bergförvar
Bertil Grundfelt
Kemakta november 1977
- 44 Beständighet hos borsilikatglas
Tibor Lakatos
Glasteknisk Utveckling AB
- 45 Beräkning av temperaturer i ett envånings slutförvar i berg för förglasat radioaktivt avfall Rapport 3
Roland Blomquist
AB Atomenergi 1977-10-19
- 46 Temperaturberäkningar för slutförvar för använt bränsle
Taivo Tarandi
Vattenbyggnadsbyrån Stockholm 1978
- 47 Teoretiska studier av grundvattenrörelser
John Stokes
Roger Thunvik
Inst för kulturteknik KTH maj 1978
- 48 The mechanical properties of the rocks in Stripa, Kråkemåla, Finnsjön and Blekinge
Graham Swan
Högskolan i Luleå 1977-09-14
- 49 Bergspänningsmätningar i Stripa gruva
Hans Carlsson
Högskolan i Luleå 1977-08-29
- 50 Lagningsförsök med högaktivt franskt glas i Studsvik
Göran Blomqvist
AB Atomenergi november 1977
- 51 Seismotectonic risk modelling for nuclear waste disposal in the Swedish bedrock
F Ringdal
H Gjövstaldal
E S Husebye
Royal Norwegian Council for scientific and industrial research
- 52 Calculations of nuclide migration in rock and porous media, penetrated by water
H Häggblom
AB Atomenergi 1977-09-14
- 53 Mätning av dissusionshastighet för silver i lera-sandblandning
Bert Allard
Heino Kipatsi
Chalmers tekniska högskola 1977-10-15

- 54 Groundwater movements around a repository
- 54:01 Geological and geotechnical conditions
Håkan Stille
Anthony Burgess
Ulf E Lindblom
Hagconsult AB september 1977
- 54:02 Thermal analyses
Part 1 Conduction heat transfer
Part 2 Advective heat transfer
Joe L Ratigan
Hagconsult AB september 1977
- 54:03 Regional groundwater flow analyses
Part 1 Initial conditions
Part 2 Long term residual conditions
Anthony Burgess
Hagconsult AB oktober 1977
- 54:04 Rock mechanics analyses
Joe L Ratigan
Hagconsult AB september 1977
- 54:05 Repository domain groundwater flow analyses
Part 1 Permeability perturbations
Part 2 Inflow to repository
Part 3 Thermally induced flow
Joe L Ratigan
Anthony S Burgess
Edward L Skiba
Robin Charlwood
- 54:06 Final report
Ulf Lindblom et al
Hagconsult AB oktober 1977
- 55 Sorption av långlivade radionuklider i lera och berg,
Del 1
Bert Allard
Heino Kipatsi
Jan Rydberg
Chalmers tekniska högskola 1977-10-10
- 56 Radiolys av utfyllnadsmaterial
Bert Allard
Heino Kipatsi
Jan Rydberg
Chalmers tekniska högskola 1977-10-15
- 57 Stråldoser vid haveri under sjötransport av kärnbränsle
Anders Appelgren
Ulla Bergström
Lennart Devell
AB Atomenergi 1978-01-09
- 58 Strålrisker och högsta tillåtliga stråldoser för människan
Gunnar Walinder
FOA 4 november 1977

- 59 Tectonic Lineaments in the Baltic from Gävle to Simrishamn
Tom Flodén
Stockholms Universitet 1977-12-15
- 60 Förarbeten för platsval, berggrundsundersökningar
Sören Scherman
- Berggrundvattenförhållande i Finnsjöområdet
nordöstra del
Carl-Erik Klockars
Ove Persson
Sveriges Geologiska Undersökning januari 1978
- 61 Permeabilitetsbestämningar
Anders Hult
Gunnar Gidlund
Ulf Thoregren
- Geofysisk borrhålsmätning
Kurt-Åke Magnusson
Oscar Duran
Sveriges Geologiska Undersökning januari 1978
- 62 Analyser och åldersbestämningar av grundvatten på stora
djup
Gunnar Gidlund
Sveriges Geologiska Undersökning 1978-02-14
- 63 Geologisk och hydrogeologisk grunddokumentation av
Stripa försöksstation
Andrei Olkiewicz
Kenth Hansson
Karl-Erik Almén
Gunnar Gidlund
Sveriges Geologiska Undersökning februari 1978
- 64 Spänningsmätningar i Skandinavisk berggrund - förutsättningar
resultat och tolkning
Sten G A Bergman
Stockholm november 1977
- 65 Säkerhetsanalys av inkapslingsprocesser
Göran Carleson
AB Atomenergi 1978-01-27
- 66 Några synpunkter på mekanisk säkerhet hos kapsel för
kärnbränsleavfall
Fred Nilsson
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm februari 1978
- 67 Mätning av galvanisk korrosion mellan titan och bly samt
mätning av titans korrosionspotential under γ -bestrålning
3 st tekniska PM
Sture Henrikson
Stefan Poturaj
Maths Åsberg
Derek Lewis
AB Atomenergi januari-februari 1978

- 68 Degraderingsmekanismer vid bassänglagring och hantering av utbränt kraftreaktorbränsle
Gunnar Vesterlund
Torsten Olsson
ASEA-ATOM 1978-01-18
- 69 A three-dimensional method for calculating the hydraulic gradient in porous and cracked media
Hans Häggblom
AB Atomenergi 1978-01-26
- 70 Lakning av bestrålat UO_2 -bränsle
Ulla-Britt Eklund
Roland Forsyth
AB Atomenergi 1978-02-24
- 71 Bergspricktätning med bentonit
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1977-11-16
- 72 Värmeledningsförsök på buffertsubstans av kompakterad bentonit
Sven Knutsson
Högskolan i Luleå 1977-11-18
- 73 Self-injection of highly compacted bentonite into rock joints
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-02-25
- 74 Highly compacted Na bentonite as buffer substance
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-02-25
- 75 Small-scale bentonite injection test on rock
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-03-02
- 76 Experimental determination of the stress/strain situation in a sheared tunnel model with canister
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-03-02
- 77 Nuklidvandring från ett bergförvar för utbränt bränsle
Bertil Grundfelt
Kemakta konsult AB, Stockholm 1978-08-31
- 78 Bedömning av radiolys i grundvatten
Hilbert Christenssen
AB Atomenergi 1978-02-17
- 79 Transport of oxidants and radionuclides through a clay barrier
Ivar Neretnieks
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-02-20

- 80 Utdiffusion av svårösliga nuklider ur kapsel efter kapselgenombrott
Karin Andersson
Ivars Neretnieks
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-03-07
- 81 Tillverkning av kopparkapsel för slutförvaring av använt bränsle
Jan Bergström
Lennart Gillander
Kåre Hannerz
Liberth Karlsson
Bengt Lönnerberg
Gunnar Nilsson
Sven Olsson
Stefan Sehlstedt
ASEA, ASEA-ATOM juni 1978
- 82 Hantering och slutförvaring av aktiva metalldelar
Bengt Lönnerberg
Alf Engelbrektsson
Ivars Neretnieks
ASEA-ATOM, VBB, KTH Juni 1978
- 83 Hantering av kapslar med använt bränsle i slutförvaret
Alf Engelbrektsson
VBB Stockholm april 1978
- 84 Tillverkning och hantering av bentonitblock
VBB
ASEA
ASEA-ATOM
Gränges Mineralprocesser
Juni 1978
- 85 Beräkning av kryphastigheten hos ett blyhölje innehållande en glaskropp under inverkan av tyngdkraften
Anders Samuelsson
- Förändring av krypegenskaperna hos ett blyhölje som följd av en mekanisk skada
Göran Eklund
Institutet för Metallforskning september 1977 - april 1978
- 86 Diffusivitetmätningar av metan och väte i våt lera
Ivars Neretnieks
Christina Skagius
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-01-09
- 87 Diffusivitetmätningar i våt lera Na-lignosulfonat, Sr^{2+} , Cs^{+}
Ivars Neretnieks
Christina Skagius
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-03-16
- 88 Ground water chemistry at depth in granites and gneisses
Gunnar Jacks
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm april 1978

- 89 Inverkan av glaciation på en deponeringsanläggning belägen i urberg 500 m under markytan
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-03-16
- 90 Koppar som kapslingsmaterial för icke upparbetat kärnbränsleavfall - bedömning ur korrosionssynpunkt
Lägesrapport 1978-03-31
Korrosionsinstitutet och dess referensgrupp
- 91 Korttidsvariationer i grundvattnets trycknivå
Lars Y Nilsson
Kungliga Tekniska Högskolan Stockholm september 1977
- 92 Termisk utvidgning hos granitoida bergarter
Ove Stephansson
Högskolan i Luleå april 1978
- 93 Preliminary corrosion studies of glass ceramic code 9617 and a sealing frit for nuclear waste canisters
I D Sundquist
Corning Glass Works 78-03-14
- 94 Avfallsströmmar i upparbetningsprocessen
Birgitta Andersson
Ann-Margret Ericsson
Kemakta mars 1978
- 95 Separering av C-14 vid upparbetningsprocessen
Sven Brandberg
Ann-Margret Ericsson
Kemakta mars 1978
- 96 Korrosionsprovning av olegerat titan i simulerade deponeringsmiljöer för upparbetat kärnbränsleavfall
Sture Henrikson
Marian de Pourbaix
AB Atomenergi 1978-04-24
- 97 Colloid chemical aspects of the "confined bentonite concept"
Jean C Le Bell
Ytkemiska Institutet 1978-05-07
- 98 Sorption av långlivade radionuklider i lera och berg
Del 2
Bert Allard
Heino Kipatsi
Börje Torstenfelt
Chalmers Tekniska Högskola 1978-04-20
- 99 Lakning av högaktivt franskt glas
Lägesrapport 1978-06-01
Göran Blomqvist
AB Atomenergi 1978-06-19

- 100 Dos och dosintekning från grundvattenburna radioaktiva ämnen vid slutförvaring av använt kärnbränsle
Ronny Bergman
Ulla Bergström
Sverker Evans
AB Atomenergi
- 101 Utläckning av Ni-59 från ett bergförvar
Ivars Neretnieks
Karin Andersson
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-04-24
- 102 Metod att bocka bestrålade bränslestavar
Torsten Olsson
ASEA-ATOM 1978-03-29
- 103 Some aspects on colloids as a means for transporting radio nuclides
Ivars Neretnieks
Kungl Tekniska Högskolan Stockholm 1978-08-08
- 104 Finit elementanalys av bentonitfyllt bergförvar
Ove Stephansson
Kenneth Mäki
Tommy Groth
Per Johansson
Högskolan i Luleå
- 105 Neutroninducerad aktivitet i bränsleelementdetaljer
Nils Kjellbert
AB Atomenergi 1978-03-30
- 106 Strålningsnivå och till vatten deponerad strålningsenergi utanför kapslar i slutförvaret
Klas Lundgren
ASEA-ATOM 1978-05-29
- 107 Blyinfodrad titankapsel för upparbetat och glasat kärnbränsleavfall - Bedömning ur korrosionssynpunkt Korrosionsinstitutet och dess referensgrupp. Slutrapport 1978-05-25
- 108 Criticality in a spent fuel repository in wet crystalline rock
Peter Behrenz
Kåre Hannerz
ASEA-ATOM 1978-05-30
- 109 Lakningsbar spaltaktivitet
Lennart Devell
Rolf Hesböl
AB Atomenergi

- 110 In situ experiments on nuclide migration in fractured crystalline rocks
Ove Landström
Carl-Erik Klockars
Karl-Erik Holmberg
Stefan Westerberg
Studsvik Energiteknik and
The Geological Survey of Sweden juli 1978
- 111 Nuklidhalter i använt LWR-bränsle och i högaktivt avfall från återcykling av plutonium i PWR
Nils Kjellbert
Studsvik Energiteknik AB 1978-07-26
- 112 Säkerhetsanalys av hanteringsförfarandet vid inkapsling av utbränt bränsle i kopparkapsel
Erik Nordesjö
ASEA-ATOM 1978-03-20
- 113 Studier av keramiska material för inkapsling av högaktivt avfall
Lennart Hydén et al
ASEA-ATOM september 1978
- 114 γ -radiolysis of organic compounds and α -radiolysis of water
Hilbert Christensen
Studsvik Energiteknik AB 1978-09-07
- 115 Accelererad utlösning av uran från α -aktivt UO_2
Gösta Nilsson
Studsvik Energiteknik AB 1978-04-27
- 116 Lakning av Al_2O_3 under simulerande deponeringsbetingelser
Britt-Marie Svensson
Lennart Dahl
Studsvik Energiteknik AB 1978-06-02
- 117 Lakning av Al_2O_3 i dubbeldestillerat vatten
Britt-Marie Svensson
Göran Blomqvist
Studsvik Energiteknik AB 1978-05-29
- 118 Slutrapport Al_2O_3 kapsel
Korrosionsinstitutet och dess referensgrupp
- 119 Slutförvaring av aktiverade ståldetaljer
Lars Rombén
Kyösti Tuutti
Cement- och Betonginstitutet 1978-07-14
- 120 Some notes in connection with the KBS studies of final disposal of spent fuel
Ivars Neretnieks
Kungl Tekniska Högskolan september 1978