
KBS TEKNISK RAPPORT

105

Neutroninducerad aktivitet i bränsle- elementdetaljer

Nils Kjellbert

AB Atomenergi 1978-03-30

NEUTRONINDUCERAD AKTIVITET I BRÄNSLEELEMENTDETALJER

Nils Kjellbert

AB Atomenergi 1978-03-30

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 78-03-30	Org enh och nr – Report No. SM-78/4
Titel och författare – Title and author NEUTRONINDUCERAD AKTIVITET I BRÄNSLEELEMENT- DETALJER Nils A Kjellbert		
Distribution		
Godkänd av – Approved by <i>Nils A Kjellbert</i>	Kontonr D9123	<input type="checkbox"/> Rapporten skall förhandsviseras – Internal notes
<p>ABSTRACT</p> <p>A thorough investigation of the importance of various nuclides in neutron-induced radioactivity from fuel element construction materials has been carried out for both BWR and PWR fuel assemblies. The calculations were performed with the ORIGEN computer code. The investigation was directed towards the final storage of the assembly components and special emphasis was put to the examination of the sources of carbon-14, cobalt-60, nickel-59, nickel-63 and zirconium-93/niobium-93m.</p> <p>It is demonstrated that the nuclides nickel-59, in Inconel and stainless steel, and zirconium-93/niobium-93m, in Zircaloy, are the ones which constitute the very long term radiotoxic hazard of the irradiated materials.</p> <p>The study was initiated and sponsored by KBS.</p>		

BL 4848 A

INNEHÅLLSFÖRTECKNING

	<u>Sid</u>
1. INLEDNING	3
2. FÖRUTSÄTTNINGAR	3
2.1 Bränsleelementen	3
2.2 Beräkningsmetodik	3
3. RESULTAT	5
3.1 Allmänt	5
3.2 Kol-14	5
3.3 Kobolt-60	6
3.4 Nickel-59	6
3.5 Nickel-63	6
3.6 Zirkonium-93	7
3.7 Niob-93m	7
4. SAMMANFATTNING	7
REFERENSFÖRTECKNING	10
BILAGOR	
A. Tabeller	
B. Figurer	

1978-03-30

1. INLEDNING

Förutom av själva bränslet består bränsleelementen i en lättvattenreaktor av ett antal konstruktionsdetaljer tillverkade av ett flertal olika material. Dessa detaljer befinner sig, liksom bränslet, i det neutronflöde som håller kedjereaktionen i gång. Detta medför att neutroner fångas in i konstruktionsmaterialens atomkärnor varvid radioaktiva kärnor bildas. Den vanligaste reaktionen är (n,γ) -reaktionen men även (n,α) och (n,p) kan förekomma.

2. FÖRUTSÄTTNINGAR

2.1 Bränsleelementen

De typer av element som har studerats i detta arbete är dels BWR-element av ASEA-ATOMS konstruktion, dels PWR-element av Westinghouse's konstruktion. BWR-elementen har antagits härröra från Forsmark 1, PWR-elementen från Ringhals 2. Förutom på själva elementen har även en beräkning gjorts på de stavar med brännbart neutrongift (borsilikatglas) som hör till den första härden i Ringhals 2. Bränslestavarna som sådana har exkluderats.

Data för de olika delarnas massor och sammansättningar har erhållits genom kontakter med ASEA-ATOM och Vattenfall samt från ref 1. Se Tabell A.1 - A.6. Bilder på elementen finns i Figur B.1 och B.2.

2.2 Beräkningsmetodik

Datorprogrammet ORIGEN (2) har använts för beräkning av de inducerade aktiviteterna. Den resulterande bildningsraten för en nuklid under bestrålningsperioden kan skrivas som:

1978-03-30

dN/dt = bildningsrat från infångning i andra nuklider - infångningsrat i nukliden själv + bildningsrat på grund av mödrars sönderfall - egen sönderfallsrat.

Efter bestrålningsperioden är förstås endast de två sista termerna aktuella. För infångningsraterna använder ORIGEN en modifierad Westcott-formalism (3):

$$\text{infrat} = \phi_{\text{th}} N (\text{THERM} \cdot \sigma_{2200} + \text{RES} \cdot \text{RI} + \text{FAST} \cdot \sigma_{>1})$$

där

ϕ_{th}	= det verkliga termiska neutronflödet
N	= antalet kärnor
THERM	= $(\pi T_0/4T)^{1/2}$, $T_0 = 293.15$ K, T = neutrontemperaturen
σ_{2200}	= 2200 m/s - tvärsnittet
RES	= $\phi_{\text{epi}}/\phi_{\text{th}}$, ϕ_{epi} = det epitermiska flödet per letargienhetsintervall
RI	= resonansintegralen mellan 0.5 och ∞ eV
FAST	= $1.45 \phi_{>1}/\phi_{\text{th}}$, $1.45 =$ $1/0.69 = 1/\text{andel av fissions-}$ $\text{spektrum} > 1 \text{ MeV,}$ $\phi_{>1} = \text{flödet} > 1 \text{ MeV}$
$\sigma_{>1}$	= tvärsnitt för energier > 1 MeV viktat över fissions- spektret.

Formalismen ansluter direkt till den klassiska tregruppsteorin med ett temperaturstyrt Maxwell-Boltzmann-fördelat termiskt flöde, ett nedbromsningsflöde som är konstant i varje letargienhetsintervall och ett rent fissionsspektrumflöde.

1978-03-30

I programmet finns möjlighet att ange ϕ_{th} direkt eller genom effekttätheten. Här har det första alternativet valts. Data vad gäller flöden i olika delar av härden och de andra neutronfysikaliska parametrarna har erhållits från ASEA-ATOM, Vattenfall och från tidigare datorkörningar med ORIGEN och CASMO (4,5).

3. RESULTAT

3.1 Allmänt

Resultaten är redovisade i Tabell A.5 - A.19 och Figur B.3 - B.9. Uppdelning har skett dels på olika detaljer, dels på de väsentligaste nukliderna.

Kapslingen och fjädrarna följer, vid direkt slutförvaring av använt bränsle, med bränslet i slutförvaret och har, eftersom tillskottet till bränslets aktivitet är försumbar, behandlats mer summariskt än de andra detaljerna. Nedan följer en genomgång av de viktigaste nukliderna.

3.2 Kol-14

Ursprunget till kol-14-aktiviteten i bränsleelementkomponenterna står att finna i tre olika reaktioner: $C13(n,\gamma)C14$, $O17(n,\alpha)C14$ och $N14(n,p)C14$. Av dessa är faktiskt den första av underordnad betydelse på grund av det låga infångningstvårsnittet för C13. Av de två återstående reaktionerna har N14(n,p)C14 det största tvårsnittet. Syre och, i synnerhet, kväve är oftast att betrakta som föroreningar i materialen och C14-bilden blir därför starkt beroende av renheten. Huvudkällan är komponenter tillverkade i zirkaloy.

1978-03-30

Ko-14 är en ren β -strålarare. Sönderfallsenergin är ungefär en tiondels MeV och halveringstiden 5735 år.

3.3 Kobolt-60

Kobolt-60 bildas ur inaktivt kobolt genom reaktionen $\text{Co}59(n,\gamma)\text{Co}60$. De konstruktionsdetaljer som innehåller mest kobolt är de som är tillverkade i rostfritt stål. Här kan även en klar skillnad märkas mellan kvaliteterna. SIS 2333/SIS 2331 (BWR) innehåller mindre kobolt än AISI 304 (PWR). Även övriga detaljer innehåller en hel del kobolt, i första hand inconel-komponenter.

Kobolt-60 är en β - γ -strålarare med sönderfallsenergin 2.6 MeV och halveringstiden 5.25 år. γ -energierna ligger kring 1 MeV.

3.4 Nickel-59

Huvudkällan till nickel-59 är den stora mängden nickel i inconel, det material som spridarna består av. Skillnaden mellan kvaliteterna X-750 och X-718 är betydelselös i sammanhanget. $\text{Ni}58(n,\gamma)\text{Ni}59$ är bildningsreaktionen. En del nickel återfinns även i rostfritt stål, däremot är mängden i zirkaloy mycket liten.

Nickel-59 sönderfaller genom elektroninfångning och ger därvid upphov till röntgenstrålning. Någon γ -strålning förekommer ej. Halveringstiden är ca 80 000 år.

3.5 Nickel-63

Även nickel-63 kan i huvudsak härledas från spridarnas inconel. Bildningen sker genom $\text{Ni}62(n,\gamma)\text{Ni}63$.

1978-03-30

Nickel-63 är en ren β -strålare med sönderfallsenergin ≈ 0.05 MeV och halveringstiden 92 år.

3.6 Zirkonium-93

Den helt dominerande andelen av bildat zirkonium-93 har sitt ursprung i zirkaloykomponenterna: höljerör, spridarhållarstavar och styrvägsledrör.

Zr93 är även den en ren β -strålare men ger genom dottern Nb93m upphov till γ -strålning. Endast sönderfall till den metastabila formen har observerats. Sönderfallsenergi: ca 0.05 MeV. Halveringstid: 1.5 miljoner år.

3.7 Niob-93m

Den i zirkaloy bildade Zr93 sönderfaller till den betydligt mer kortlivade Nb93m. Totalt sett, för alla bränsleelementdetaljer, växer aktiviteten över den som motsvarar jämvikt med Zr93. Maximum, som ligger mer än en tiopotens över zirkoniumaktiviteten, inträffar efter ca hundra år. Därefter dröjer det till hundratusen år efter uttag innan jämvikt med Zr93 uppnåtts. Detta beror på att små halter molybden finns i materialen. Reaktionen $\text{Mo92}(n, \gamma)$ ger molybden-93 som sönderfaller genom elektroninfångning till Nb93m. ORIGEN anger halveringstiden 9 000 år.

Niob-93m utsänder endast γ -strålning. Den totala sönderfallsenergin är 59 keV och halveringstiden är 13.6 år.

4. SAMMANFATTNING

Ett studium av tabeller och figurer leder fram till följande för de i kapitel 3 behandlade nukliderna i relation till slutförvaring av bränsleelementdetaljer:

1978-03-30

- kol-14-aktiviteten är inte under någon tidsperiod dominant och kan endast bli intressant om kol-14 vandrar snabbt i geosfären
- kobolt-60 bidrar till totalaktiviteten endast vid korta avklingningstider och torde därför bara vara intressant ur hanterings- och strålskärningssynpunkt
- nickel-59 dominerar helt totalaktiviteten mellan tusen år och en miljon år och torde vara mycket väsentlig sedd i slutförvaringsperspektivet
- nickel-63 konstituerar radioaktiviteten mellan trettio och tusen år efter uttag och måste beaktas
- zirkonium-93/niob-93m dominerar de riktigt långa tiderna och måste likaledes beaktas.

Halten av nickelisotoperna är störst i spridarna men de rostfria detaljerna innehåller även de beaktansvärda mängder. Zirkaloy (boxar och led-rör) innehåller däremot mycket små mängder nickel.

Zirkonium-93 härrör nästan uteslutande från boxar och led-rör.

Den inducerade aktiviteten i de brännbara absor-batorstavarna i PWR (borsilikatglas och rostfria rör) uppkommer i stort sett endast i det rostfria stålet.

Nyligen har framkommit att halveringstiden för Nb94 i ORIGENS databibliotek är fel ($20 \cdot 10^6$ år i st f $20 \cdot 10^3$). Detta har korrigerats för i re-sultaten.

1978-03-30

Felen i källstyrkeangivelserna på grund av osäkerhet i neutronfysikaliska parametrar m m torde ligga kring +100 % till -50 %. Värdena ligger dock sannolikt i huvudsak åt det konservativa hållet på grund av överskattning av neutronflöden och effektiva tvärsnitt.

1978-03-30

REFERENSFÖRTECKNING

1. THEGERSTRÖM, C
Omhändertagande av förbrukade reaktor-
komponenter med hög inducerad aktivitet.
AB Atomenergi S-570, 1977.
2. BELL, M J
ORIGEN - the ORNL Isotope Generation
and Depletion Code.
ORNL-4628, 1973.
3. WESTCOTT, C H
Effective Cross Section Values for
Well-Moderated Thermal Reactor Spectra,
3rd ed. (Corrected).
CRRP-960 (AECL-1101), 1960.
4. KJELLBERT, N A
ORIGEN-körningar för KBS (datalistor).
AB Atomenergi, 1977.
5. EKBERG, K och OLSSON, G
CASMO-körningar för KBS (datalistor).
AB Atomenergi, 1977.

TABELLER

1. Sammansättningar av de rostfria stålen SIS 2331, SIS 2333, SIS 2352 och AISI 304 (från Referens 1).
2. Sammansättningar av Zircaloy-4, Inconel X-750 och borkarbid (från Referens 1).
3. Sammansättning av Zircaloy-2.
4. Sammansättningar av Inconel X-718 och Westinghouse borsilikatglas.
5. Specifikationer för ett BWR-element.
6. Specifikationer för ett PWR-element.
7. Aktiviteter i BWR-patroner (Tabell 7 är summan av Tabell 8 - 11).
8. Aktiviteter i topplattor och handtag från BWR.
9. Aktiviteter i bottenplattor från BWR.
10. Aktiviteter i spridare från BWR.
11. Aktiviteter i spridarhållarstavar från BWR.
12. Aktiviteter i BWR-boxar (Tabell 12 är summan av Tabell 13 - 14).
13. Aktiviteter i höljerör från BWR.
14. Aktiviteter i övergångsstycken från BWR.
15. Aktiviteter i PWR-element (Tabell 15 är summan av Tabell 16 - 19).
16. Aktiviteter i topplattor från PWR.
17. Aktiviteter i bottenplattor från PWR.
18. Aktiviteter i spridare från PWR.
19. Aktiviteter i styrstavsledrör från PWR.
20. Aktiviteter i borsilikatglasstavar från första härden i PWR.

Tabell A.1 (från ref 1)

Materialsammansättningar

SIS 2333	enligt spec		använda medelvärden ur analys*		
	min	max			
C	w/o	0.05	w/o	0.04	w/o (SIS 2331 0.1 w/o)
Si		1.0		0.8	
Mn		2.0		1.1	
N				0.04	
P		0.045		0.012	
S		0.03		0.015	
Cr	17.0	20.0		18.3	
Co		0.05		0.03	
Mo				0.025	
Ni	8.0	12.0		10.4	
Fe	Balans			Balans	

SIS 2352	enligt spec		använda medelvärden ur analys*		
	min	max			
C	w/o	0.03	w/o	0.025	w/o
Si		1.0		0.60	
Mn		2.0		1.4	
N				0.035	
P		0.045		0.01	
Cr	17.0	20.0		18.0	
Co		0.05		0.03	
Mo				0.03	
Ni	9.0	12.0		10.5	
Ta				0.0015	
W				0.02	
Fe	Balans			Balans	

AISI 304	enligt spec		använda medelvärden ur analys*		
	min	max			
C	w/o	0.08	w/o	0.05	w/o
Si		1.0		0.6	
Mn		2.0		1.4	
N				0.03	
P				0.02	
S				0.01	
Cr	18.0	20.0		19.0	
Co				0.20	
Mo				0.01	
Ni	8.0	12.0		10.0	
Fe	Balans			Balans	

* mean values used

Tabell A.2 (från ref 1)

Materialsammansättningar (forts)

Zircaloy 4	enligt spec				använda medelvärden ur analys*	
	min	max				
Sn	1.2	w/o	1.7	w/o	1.6	w/o
Fe	0.18		0.24		0.22	
Cr	0.07		0.13		0.1	
Zr	Balans				Balans	
Al	ppm		75	ppm	45	ppm (w-ppm)
C			270		130	
Cl			20		5	
Co			20		2	
Cu			50		20	
Hf			100		60	
Mn			50		25	
Ni			70		35	
N			80		45	
O	1000		1600		1450	
Ti			50		25	
Si			120		70	
W			100		25	
Inconel X-750	enligt spec				använda medelvärden ur analys*	
	min	max				
Cr	14.0	w/o	17.0	w/o	15.8	w/o
Fe	5.0		9.0		7.0	
Ni	Balans				Balans	
C		w/o	0.08	w/o	0.02	w/o
Si			0.5		0.3	
S			0.01		0.005	
Ti	2.25		2.75		2.5	
Al	0.40		1.0		0.6	
Co			0.05		0.03	
Cu			0.5		0.05	
Nb					0.9	
Ta	0.70		1.20		0.1	
Borkarbid	enligt spec				använda medelvärden ur analys*	
	min	max				
B ₂ O ₃		1000 ppm			1000 ppm (w-ppm)	
H ₂ O		500			350	
Fe		8000			82	
Ti		1000			41	
Co		50			13	
Cu		100			8	
Mn		100			6	
Na		100			12	
Cl		100			62	
F					-	
B,C	Balans				Balans	

* mean values used

Tabell A.3

ZIRCALOY-2

Sn	1.45	w/o
Fe	0.15	
Cr	0.1	
Ni	0.05	
Zr	Balance	
Al	50	w-ppm
C	120	
Cl	20	
Co	2	
Cu	50	
Hf	100	
Mg	10	
Mn	30	
Mo	5	
N	40	
Na	20	
O	1300	
Si	50	
Ti	50	
W	50	

Tabell A.4

INCONEL X-718

Cr	18.6	w/o
Fe	18.5	
Ni	Balance	
Al	0.4	w/o
C	0.04	
Co	0.05*	
Cu	0.05*	
Mn	0.2	
Mo	3.1	
Nb	5.0	
S	0.005	
Si	0.3	
Ta	0.5*	
Ti	0.9	

Westinghouse borsilicate glass

B_2O_3	12.5	w/o
SiO_2	80.5	
Al_2O_3	2.2	
Na_2O	3.8	
K_2O	0.5	

* Estimated value

Tabell A.5

BWR (F1)

COMPONENT	MATERIAL	KG/ASSEMBLY-KG/TU	Ci Ni59/TU* (Discharge)	Ci Zr93/TU (Discharge)
<u>Fuel assembly (box excl.)</u>				
Top tie plate & handle	SIS 2333	1.6 - 8.9	0.136	
Bottom tie plate	SIS 2333	1.2 - 6.6	0.141	
Spacer grids	Inconel X-750	1.0 - 5.5	1.61	0.00000205
Spacer capture rods	Zircaloy-2	0.8 - 4.5	0.000873	0.00168
<u>Fuel box</u>				
Fuel channel	Zircaloy-4	35.4 - 196.0	0.00616	0.117
Adapter	SIS 2333	5.0 - 27.7	0.136	
		<hr/>	<hr/>	<hr/>
		45 - 249	2.03	0.119

Number of fuel rods per assembly: 63

Assembly height: 4 383 mm

Assembly width: 139 mm

* Ci Ni63 \approx 160 · Ci Ni59

Tabell A.6

PWR (R2)

COMPONENT	MATERIAL	KG/ASSEMBLY-KG/TU	Ci Ni59/TU* (Discharge)	Ci Zr93/TU (Discharge)
Top nozzle	AISI 304	8 - 18	0.107	
Bottom nozzle	AISI 304	6 - 13	0.392	
Grid assemblies	Inconel X-718	6 - 13	2.90	0.0000180
Guide thimbles	Zircaloy-4	9 - 20	0.000293	0.00861
		<hr/>	<hr/>	<hr/>
		19 - 64	3.40	0.00863

First core	Borosilicate	19	0.277	
(71 tU) burnable	glass &			
poison rods	AISI 304			
(tot 832 rods)				

Number of fuel rods per assembly: 204

Assembly height: 4 067 mm

Assembly width: 214 mm

* Ci Ni63 \approx 160 · Ci Ni59

Tabell A.7

BWR FUEL ASSEMBLIES (FUEL RODS & BOXES EXCL.)

Years after discharge	Tot	Cl4	Co60	Ci/tU	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	2.68+4	4.34-2	3.59+2		1.89+0	3.00+2	1.68-3	1.50-4
1.E+0	2.79+3	4.34-2	3.13+3		1.89+0	2.98+2	1.68-3	2.29-4
3.E+0	1.58+3	4.33-2	2.41+2		1.89+0	2.94+2	1.68-3	3.75-4
1.E+1	5.37+2	4.33-2	9.58+1		1.89+0	2.79+2	1.68-3	7.83-4
3.E+1	2.50+2	4.32-2	6.87+0		1.89+0	2.40+2	1.68-3	1.39-3
1.E+2	1.43+2	4.28-2	6.78-4		1.89+0	1.42+2	1.68-3	1.73-3
3.E+2	3.33+1	4.18-2			1.89+0	3.13+1	1.68-3	1.73-3
1.E+3	2.10+0	3.85-2			1.88+0	1.60-1	1.68-3	1.72-3
3.E+3	1.89+0	3.02-2			1.85+0	4.58-8	1.68-3	1.72-3
1.E+4	1.76+0	1.29-2			1.73+0		1.68-3	1.70-3
3.E+4	1.48+0	1.15-3			1.46+0		1.67-3	1.68-3
1.E+5	8.00-1	2.41-7			7.97-1		1.60-3	1.60-3
3.E+5	1.44-1				1.41-1		1.47-3	1.47-3
1.E+6	2.47-3				3.26-4		1.06-3	1.06-3
3.E+6	8.44-4						4.21-4	4.21-4
1.E+7*	3.32-5**						1.65-5	1.65-5

* 10 000 000

** 3.32 · 10⁻⁵

Tabell A.8

BWR TOP TIE PLATES & HANDLES

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	Cl4	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	5.97+3	1.91-2	6.22+1	1.36-1	2.15+1		2.06-6
1.E+0	8.70+2	1.91-2	5.45+1	1.36-1	2.14+1		3.07-6
3.E+0	5.26+2	1.90-2	4.19+1	1.63-1	2.10+1		4.94-6
1.E+1	1.08+2	1.90-2	1.66+1	1.36-1	2.00+1		1.02-5
3.E+1	1.89+1	1.90-2	1.19+0	1.36-1	1.72+1		1.79-5
1.E+2	1.03+1	1.88-2	1.18-4	1.35-1	1.01+1		2.21-5
3.E+2	2.40+0	1.84-2		1.35-1	2.24+0		2.19-5
1.E+3	1.63-1	1.69-2		1.34-1	1.15-2		2.07-5
3.E+3	1.45-1	1.33-2		1.32-1	3.28-9		1.78-5
1.E+4	1.30-1	5.68-3		1.24-1			1.04-5
3.E+4	1.05-1	5.08-4		1.05-1			2.22-6
1.E+5	5.70-2	1.06-7		5.70-2			1.02-8
3.E+5	1.01-2			1.01-2			
1.E+6	2.35-5			2.34-5			
3.E+6							
1.E+7							

Tabell A.9

BWR BOTTOM TIE PLATES

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	C14	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	6.47+3	2.08-2	7.06+1	1.41-1	2.25+1		2.16-6
1.E+0	9.28+2	2.08-2	6.19+1	1.41-1	2.23+1		3.22-6
3.E+0	5.56+2	2.08-2	4.75+1	1.41-1	2.20+1		5.19-6
1.E+1	1.15+2	2.08-2	1.89+1	1.41-1	2.09+1		1.07-5
3.E+1	1.98+1	2.08-2	1.35+0	1.41-1	1.80+1		1.88-5
1.E+2	1.08+1	2.06-2	1.33-4	1.41-1	1.06+1		2.32-5
3.E+2	2.51+0	2.01-2		1.41-1	2.35+0		2.30-5
1.E+3	1.71-1	1.85-2		1.40-1	1.20-2		2.18-5
3.E+3	1.52-1	1.45-2		1.38-1	3.43-9		1.87-5
1.E+4	1.36-1	6.21-3		1.30-1			1.09-5
3.E+4	1.10-1	5.53-4		1.09-1			2.33-6
1.E+5	5.95-2	1.16-7		5.95-2			1.08-8
3.E+5	1.05-2			1.05-2			
1.E+6	2.46-5			2.44-5			
3.E+6							
1.E+7							

Tabell A.10

BWR SPACER GRIDS

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	Cl4	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	1.32+4	1.02-7	2.25+2	1.61+0	2.56+2	2.05-6	1.78-7
1.E+0	9.62+2	1.02-7	1.96+2	1.61+0	2.54+2	2.05-6	2.71-7
3.E+0	4.95+2	1.02-7	1.51+2	1.61+0	2.51+2	2.05-6	4.44-7
1.E+1	3.13+2	1.02-7	6.01+1	1.61+0	2.38+2	2.05-6	9.26-7
3.E+1	2.11+2	1.02-7	4.31+0	1.61+0	2.05+2	2.05-6	1.65-6
1.E+2	1.22+2	1.01-7	4.25-4	1.61+0	1.21+2	2.05-6	2.04-6
3.E+2	2.84+1	9.87-8		1.61+0	2.67+1	2.05-6	2.05-6
1.E+3	1.76+0	9.07-8		1.60+0	1.36-1	2.05-6	2.05-6
3.E+3	1.59+0	7.12-8		1.58+0	3.91-8	2.05-6	2.05-6
1.E+4	1.49+0	3.05-8		1.48+0		2.05-6	2.05-6
3.E+4	1.26+0	2.72-9		1.25+0		2.02-6	2.02-6
1.E+5	6.80-1			6.80-1		1.95-6	1.95-6
3.E+5	1.20-1			1.20-1		1.79-6	1.79-6
1.E+6	2.82-4			2.79-4		1.29-6	1.29-6
3.E+6	1.03-6					5.13-7	5.13-7
1.E+7	4.07-8					2.02-8	2.02-8

Tabell A.11

BWR SPACER CAPTURE RODS

Years after discharge	Tot	Cl4	Co60 ^{Ci/tU}	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	1.13+3	3.45-3	9.31-1	8.73-4	1.39-1	1.68-3	1.46-4
1.E+0	3.21+1	3.45-3	8.15-1	8.73-4	1.38-1	1.68-3	2.22-4
3.E+0	2.72+0	3.45-3	6.26-1	8.73-4	1.36-1	1.68-3	3.64-4
1.E+1	6.83-1	3.45-3	2.49-1	8.73-4	1.29-1	1.68-3	7.61-4
3.E+1	1.42-1	3.43-3	1.78-2	8.73-4	1.11-1	1.68-3	1.35-3
1.E+2	7.54-2	3.41-3	1.76-6	8.72-4	6.54-2	1.68-3	1.68-3
3.E+2	2.26-2	3.32-3		8.72-4	1.45-2	1.68-3	1.68-3
1.E+3	7.59-3	3.05-3		8.66-4	7.43-5	1.68-3	1.68-3
3.E+3	6.84-3	2.40-3		8.51-4		1.68-3	1.68-3
1.E+4	5.40-3	1.03-3		8.00-4		1.68-3	1.68-3
3.E+4	4.30-3	9.15-5		6.73-4		1.67-3	1.67-3
1.E+5	3.76-3	1.92-8		3.67-4		1.60-3	1.60-3
3.E+5	3.11-3			6.50-5		1.47-3	1.47-3
1.E+6	2.14-3			1.51-7		1.06-3	1.06-3
3.E+6	8.43-4					4.21-4	4.21-4
1.E+7	3.32-5					1.65-5	1.65-5

Tabell A.12

BWR FUEL BOXES

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	Cl4	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	7.62+4	3.45-1	1.31+2	1.42-1	2.27+1	1.17-1	1.01-2
1.E+0	3.24+3	3.45-1	1.15+2	1.42-1	2.26+1	1.17-1	1.54-2
3.E+0	8.41+2	3.45-1	8.84+1	1.42-1	2.23+1	1.17-1	2.52-2
1.E+1	1.69+2	3.44-1	3.52+1	1.42-1	2.11+1	1.17-1	5.28-2
3.E+1	2.21+1	3.44-1	2.52+0	1.42-1	1.81+1	1.17-1	9.38-2
1.E+2	1.16+1	3.41-1	2.48-4	1.42-1	1.07+1	1.17-1	1.16-1
3.E+2	3.10+0	3.32-1		1.42-1	2.37+0	1.17-1	1.17-1
1.E+3	6.95-1	3.06-1		1.41-1	1.21-2	1.17-1	1.17-1
3.E+3	6.16-1	2.40-1		1.39-1	3.46-9	1.17-1	1.17-1
1.E+4	4.69-1	1.03-1		1.31-1		1.16-1	1.16-1
3.E+4	3.53-1	9.15-3		1.10-1		1.15-1	1.15-1
1.E+5	2.85-1	1.92-6		5.99-2		1.12-1	1.12-1
3.E+5	2.16-1			1.06-2		1.02-1	1.02-1
1.E+6	1.48-1			2.46-5		7.37-2	7.37-2
3.E+6	5.85-2					2.92-2	2.92-2
1.E+7	2.30-3					1.15-3	1.15-3

Tabeli A.13

BWR FUEL CHANNELS

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	Cl4	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	7.00+4	3.25-1	6.45+1	6.16-3	9.80-1	1.17-1	1.01-2
1.E+0	2.35+3	3.25-1	5.65+1	6.16-3	9.72-1	1.17-1	1.54-2
3.E+0	3.07+2	3.25-1	4.34+1	6.16-3	9.58-1	1.17-1	2.52-2
1.E+1	5.93+1	3.24-1	1.73+1	6.16-3	9.09-1	1.17-1	5.28-2
3.E+1	3.01+0	3.24-1	1.24+0	6.16-3	7.81-1	1.17-1	9.38-2
1.E+2	1.15+0	3.21-1	1.22-4	6.16-3	4.61-1	1.17-1	1.16-1
3.E+2	6.79-1	3.13-1		6.15-3	1.02-1	1.17-1	1.17-1
1.E+3	5.31-1	2.88-1		6.11-3	5.23-4	1.17-1	1.17-1
3.E+3	4.69-1	2.26-1		6.00-3		1.17-1	1.17-1
1.E+4	3.38-1	9.69-2		5.65-3		1.16-1	1.16-1
3.E+4	2.47-1	8.62-3		4.75-3		1.15-1	1.15-1
1.E+5	2.28-1	1.81-6		2.59-3		1.12-1	1.12-1
3.E+5	2.06-1			4.58-4		1.02-1	1.02-1
1.E+6	1.48-1			1.06-6		7.37-2	7.37-2
3.E+6	5.85-2					2.92-2	2.92-2
1.E+7	2.30-3					1.15-3	1.15-3

Tabell A.14

BWR ADAPTERS

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	Cl4	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	6.19+3	1.98-2	6.69+1	1.36-1	2.17+1		2.08-6
1.E+0	8.88+2	1.98-2	5.86+1	1.36-1	2.16+1		3.10-6
3.E+0	5.34+2	1.98-2	4.50+1	1.36-1	2.13+1		4.98-6
1.E+1	1.10+2	1.98-2	1.79+1	1.36-1	2.02+1		1.03-5
3.E+1	1.91+1	1.97-2	1.28+0	1.36-1	1.73+1		1.81-5
1.E+2	1.04+1	1.95-2	1.26-4	1.36-1	1.02+1		2.23-5
3.E+2	2.42+0	1.91-2		1.36-1	2.27+0		2.21-1
1.E+3	1.64-1	1.75-2		1.35-1	1.16-2		2.09-5
3.E+3	1.47-1	1.38-2		1.33-1	3.31-9		1.79-5
1.E+4	1.31-1	5.90-3		1.25-1			1.05-5
3.E+4	1.06-1	5.25-4		1.05-1			2.24-6
1.E+5	5.73-2	1.10-7		5.73-2			1.03-8
3.E+5	1.01-2			1.01-2			
1.E+6	2.37-5			2.35-5			
3.E+6							
1.E+7							

Tabell A.15

PWR FUEL ASSEMBLIES (FUEL RODS EXCL.)

Years after discharge	Tot	Cl4	Ci/tU					Nb93m
			Co60	Ni59	Ni63	Zr93		
DISCHARGE	1.14+5	7.96-2	3.00+3	3.40+0	5.43+2	8.63-3	1.25-3	
1.E+0	1.16+4	7.96-2	2.63+3	3.40+0	5.38+2	8.63-3	2.22-3	
3.E+0	5.29+3	7.96-2	2.02+3	3.40+0	5.30+2	8.63-3	3.99-3	
1.E+1	1.72+3	7.96-2	8.02+2	3.40+0	5.03+2	8.63-3	8.98-3	
3.E+1	4.96+2	7.94-2	5.75+1	3.40+0	4.33+2	8.63-3	1.64-2	
1.E+2	2.59+2	7.87-2	5.67-3	3.40+0	2.56+2	8.63-3	2.04-2	
3.E+2	6.04+1	7.70-2		3.40+0	5.66+1	8.63-3	2.04-2	
1.E+3	4.04+0	7.06-2		3.38+0	2.90-1	8.63-3	1.97-2	
3.E+3	3.65+0	5.55-2		3.32+0	8.27-8	8.62-3	1.81-2	
1.E+4	3.37+0	2.38-2		3.12+0		8.60-3	1.41-2	
3.E+4	2.74+0	2.11-3		2.63+0		8.51-3	9.70-3	
1.E+5	1.47+0	4.45-7		1.43+0		8.24-3	8.24-3	
3.E+5	2.72-1			2.53-1		7.52-3	7.52-3	
1.E+6	1.19-2			5.87-4		5.43-3	5.43-3	
3.E+6	4.32-3					2.16-3	2.16-3	
1.E+7	1.70-4					8.49-5	8.49-5	

Tabell A.16

PWR TOP NOZZLES

Years after discharge	Tot	Cl4	Ci/tU			Zr93	Nb93m
			Co60	Ni59	Ni63		
DISCHARGE	8.72+3	1.29-2	4.41+2	1.07-1	1.71+1		4.72-7
1.E+0	1.17+3	1.29-2	3.86+2	1.07-1	1.70+1		8.13-7
3.E+0	7.49+2	1.29-2	2.96+2	1.07-1	1.67+1		1.45-6
1.E+1	2.01+2	1.29-2	1.18+2	1.07-1	1.59+1		3.21-6
3.E+1	2.25+1	1.28-2	8.45+0	1.07-1	1.36+1		5.85-6
1.E+2	8.17+0	1.27-2	8.32-4	1.07-1	8.04+0		7.27-6
3.E+2	1.91+0	1.24-2		1.07-1	1.78+0		7.20-6
1.E+3	1.26-1	1.14-2		1.06-1	9.14-3		6.82-6
3.E+3	1.13-1	8.95-3		1.04-1	2.61-9		5.85-6
1.E+4	1.02-1	3.85-3		9.80-2			3.41-6
3.E+4	8.27-2	3.41-4		8.24-2			7.31-7
1.E+5	4.49-2	7.17-8		4.49-2			3.41-9
3.E+5	7.94-3			7.94-3			
1.E+6	1.85-5			1.84-5			
3.E+6							
1.E+7							

Tabell A.17

PWR BOTTOM NOZZLES

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	C14	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	3.17+4	4.74-2	1.59+3	3.92-1	6.27+1		1.74-6
1.E+0	4.28+3	4.74-2	1.39+3	3.92-1	6.23+1		3.00-6
3.E+0	2.74+3	4.74-2	1.07+3	3.92-1	6.14+1		5.32-6
1.E+1	7.31+2	4.74-2	4.25+2	3.92-1	5.82+1		1.19-5
3.E+1	8.21+1	4.74-2	3.04+1	3.92-1	5.01+1		2.16-5
1.E+2	3.00+1	4.69-2	3.00-3	3.92-1	2.95+1		2.68-5
3.E+2	6.99+0	4.60-2		3.92-1	6.54+0		2.65-5
1.E+3	4.65-1	4.21-2		3.89-1	3.35-2		2.51-5
3.E+3	4.16-1	3.31-2		3.83-1	9.56-9		2.15-5
1.E+4	3.74-1	1.42-2		3.60-1			1.25-5
3.E+4	3.04-1	1.26-3		3.03-1			2.69-6
1.E+5	1.65-1	2.65-7		1.65-1			1.26-8
3.E+5	2.92-2			2.92-2			
1.E+6	6.81-5			6.77-5			
3.E+6	2.73-9*						
1.E+7							

* Mainly B10

Tabell A.18

PWR SPRING CLIP GRID ASSEMBLIES

Years after discharge	Tot	C14	Co60	^{Ci/tU} Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	6.65+4	5.10-7	9.20+2	2.90+0	4.63+2	1.80-5	7.23-4
1.E+0	5.89+3	5.10-7	8.06+2	2.90+0	4.59+2	1.80-5	1.28-3
3.E+0	1.75+3	5.10-7	6.20+2	2.90+0	4.52+2	1.80-5	2.31-3
1.E+1	7.75+2	5.09-7	2.46+2	2.90+0	4.29+2	1.80-5	5.19-3
3.E+1	3.90+2	5.08-7	1.77+1	2.90+0	3.69+2	1.80-5	9.47-3
1.E+2	2.21+2	5.04-7	1.74-3	2.90+0	2.18+2	1.80-5	1.18-2
3.E+2	5.15+1	4.92-7		2.90+0	4.83+1	1.80-5	1.17-2
1.E+3	3.41+0	4.52-7		2.88+0	2.57-1	1.80-5	1.10-2
3.E+3	3.09+0	3.55-7		2.83+0	7.05-8	1.80-5	9.47-3
1.E+4	2.87+0	1.52-7		2.66+0		1.80-5	5.53-3
3.E+4	2.34+0	1.35-8		2.24+0		1.78-5	1.20-3
1.E+5	1.24+0			1.22+0		1.72-5	2.26-5
3.E+5	2.20-1			2.16-1		1.57-5	1.57-5
1.E+6	9.41-4			5.06-4		1.14-5	1.14-5
3.E+6	9.59-6					4.51-6	4.51-6
1.E+7	3.56-7					1.78-7	1.78-7

Tabell A.19

PWR GUIDE THIMBLES

Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	Cl4	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	7.56+3	1.93-2	5.03+1	2.93-4	4.75-2	8.61-3	5.25-4
1.E+0	2.50+2	1.93-2	4.41+1	2.93-4	4.72-2	8.61-3	9.31-4
3.E+0	4.83+1	1.93-2	3.40+1	2.93-4	4.65-2	8.61-3	1.67-3
1.E+1	1.58+1	1.93-2	1.34+1	2.93-4	4.41-2	8.61-3	3.76-3
3.E+1	1.08+0	1.92-2	9.66-1	2.93-4	3.78-2	8.61-3	6.86-3
1.E+2	7.14-2	1.91-2	9.48-5	2.92-4	2.23-2	8.61-3	8.56-3
3.E+2	4.32-2	1.86-2		2.92-4	4.96-3	8.61-3	8.61-3
1.E+3	3.48-2	1.71-2		2.91-4	2.53-5	8.61-3	8.61-3
3.E+3	3.11-2	1.34-2		2.85-4		8.60-3	8.60-3
1.E+4	2.34-2	5.76-3		2.68-4		8.58-3	8.58-3
3.E+4	1.79-2	5.12-4		2.26-4		8.49-3	8.49-3
1.E+5	1.67-2	1.08-7		1.23-4		8.22-3	8.22-3
3.E+5	1.51-2			2.17-5		7.50-3	7.50-3
1.E+6	1.09-2			5.05-8		5.42-3	5.42-3
3.E+6	4.31-3					2.16-3	2.16-3
1.E+7	1.70-4					8.47-5	8.47-5

Tabell A.20

PWR BURNABLE POISON RODS

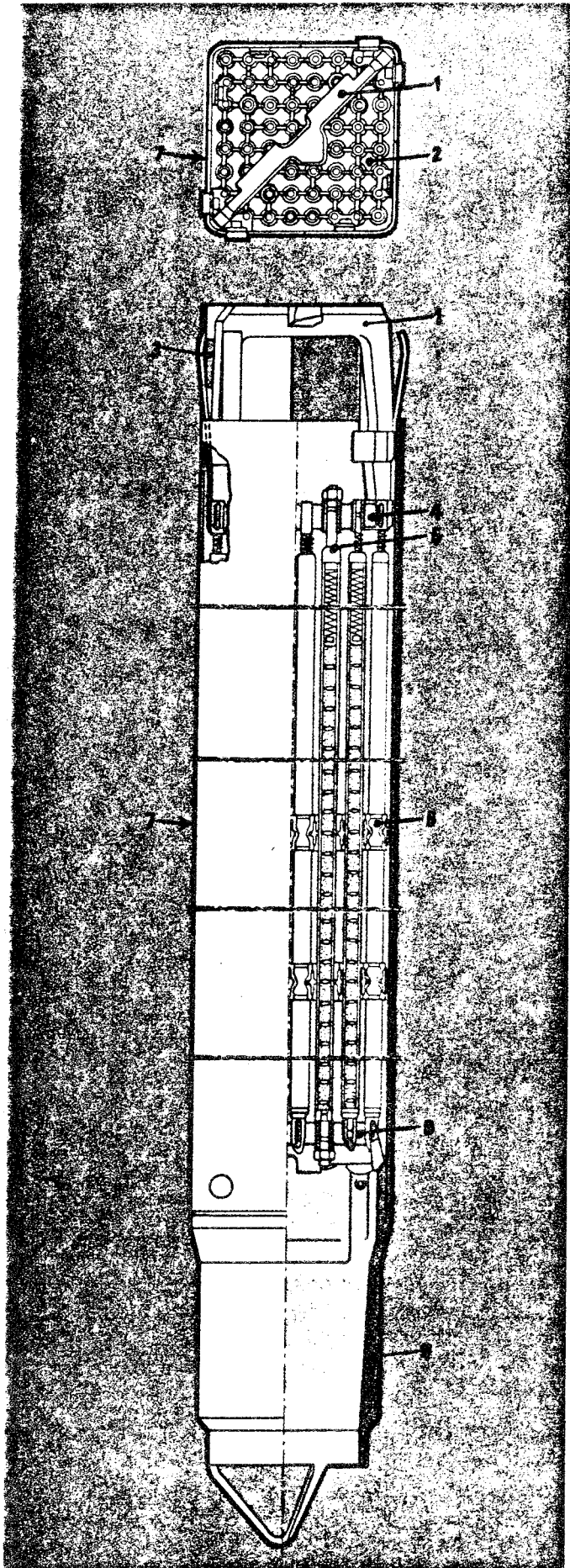
Years after discharge	Ci/tU						
	Tot	Cl4	Co60	Ni59	Ni63	Zr93	Nb93m
DISCHARGE	5.59+4	4.40-2	1.87+3	2.77-1	4.46+1		6.30-7
1.E+0	4.19+3	4.40-2	1.64+3	2.77-1	4.43+1		1.55-6
3.E+0	2.67+3	4.40-2	1.26+3	2.77-1	4.36+1		3.26-6
1.E+1	7.51+2	4.39-2	5.00+2	2.77-1	4.14+1		8.03-6
3.E+1	7.45+1	4.38-2	3.59+1	2.77-1	3.56+1		1.51-5
1.E+2	2.15+1	4.35-2	3.53-3	2.77-1	2.10+1		1.89-5
3.E+2	5.03+0	4.24-2		2.76-1	4.65+0		1.88-5
1.E+3	3.47-1	3.90-2		2.75-1	2.38-2		1.78-5
3.E+3	3.01-1	3.06-2		2.70-1	6.80-9		1.52-5
1.E+4	2.67-1	1.31-2		2.54-1			8.89-6
3.E+4	2.15-1	1.17-3		2.14-1			1.90-6
1.E+5	1.17-1	2.45-7		1.16-1			9.15-9
3.E+5	2.06-2			2.06-2			
1.E+6	5.30-5			4.78-5			
3.E+6	4.46-7*						
1.E+7	3.93-7*						

* Mainly K40

FIGURER

1. BWR-element.
2. PWR-element.
3. Aktivitet i BWR-patroner uppdelad på komponenter.
4. Aktivitet i BWR-patroner uppdelad på nuklider.
5. Aktivitet i BWR-boxar uppdelad på komponenter.
6. Aktivitet i BWR-boxar uppdelad på nuklider.
7. Aktivitet i PWR-element uppdelad på komponenter.
8. Aktivitet i PWR-element uppdelad på nuklider.
9. Aktivitet i borsilikatglasstavar från första härden i PWR uppdelad på nuklider.

Fuel design



The standard ASEA-ATOM BWR fuel assembly consists of a 64-rod bundle inserted in a fuel channel. Fuel rod diameter is 12.25 mm, and the 8×8 square array has a pitch of 16.3 mm. Spacer grids positioned equidistantly along the bundle maintain the correct fuel rod pitch and overall assembly dimensions.

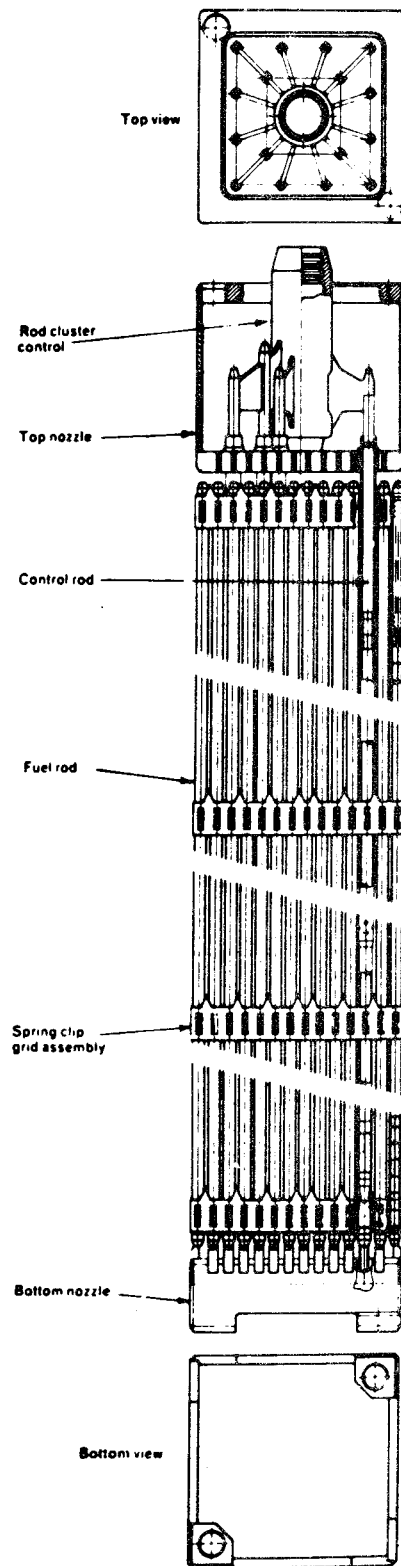
In each corner of the bundle are three rods having diameters 0.5 mm smaller than the others, thus decreasing their linear heat rating and avoiding interference with the channel corner radius. Four rods are attached firmly to the tie plates at top and bottom. The remaining rods are kept in position in the tie plates by means of their end plugs.

The complete assembly is raised by means of lifting eyes located at the top of the fuel channel. The entire weight of the fuel rod bundle is carried by the channel. In the fuel pool, a spent fuel rod bundle can easily be removed from the channel and replaced. The channels are thus reusable.

Because large diameter rods have been avoided, ASEA-ATOM fuel provides very moderate surface heat flux and a low linear heat rating. The ASEA-ATOM BWR fuel design combines conservative tradition with progressive awareness.

Section of an ASEA-ATOM standard BWR fuel assembly

- | | |
|-------------------|--------------------|
| 1 Handle | 6 Spacer grid |
| 2 Fuel rod bundle | 7 Fuel channel |
| 3 Lifting eye | 8 Bottom tie plate |
| 4 Top tie plate | 9 Adapter |
| 5 Fixed fuel rod | |



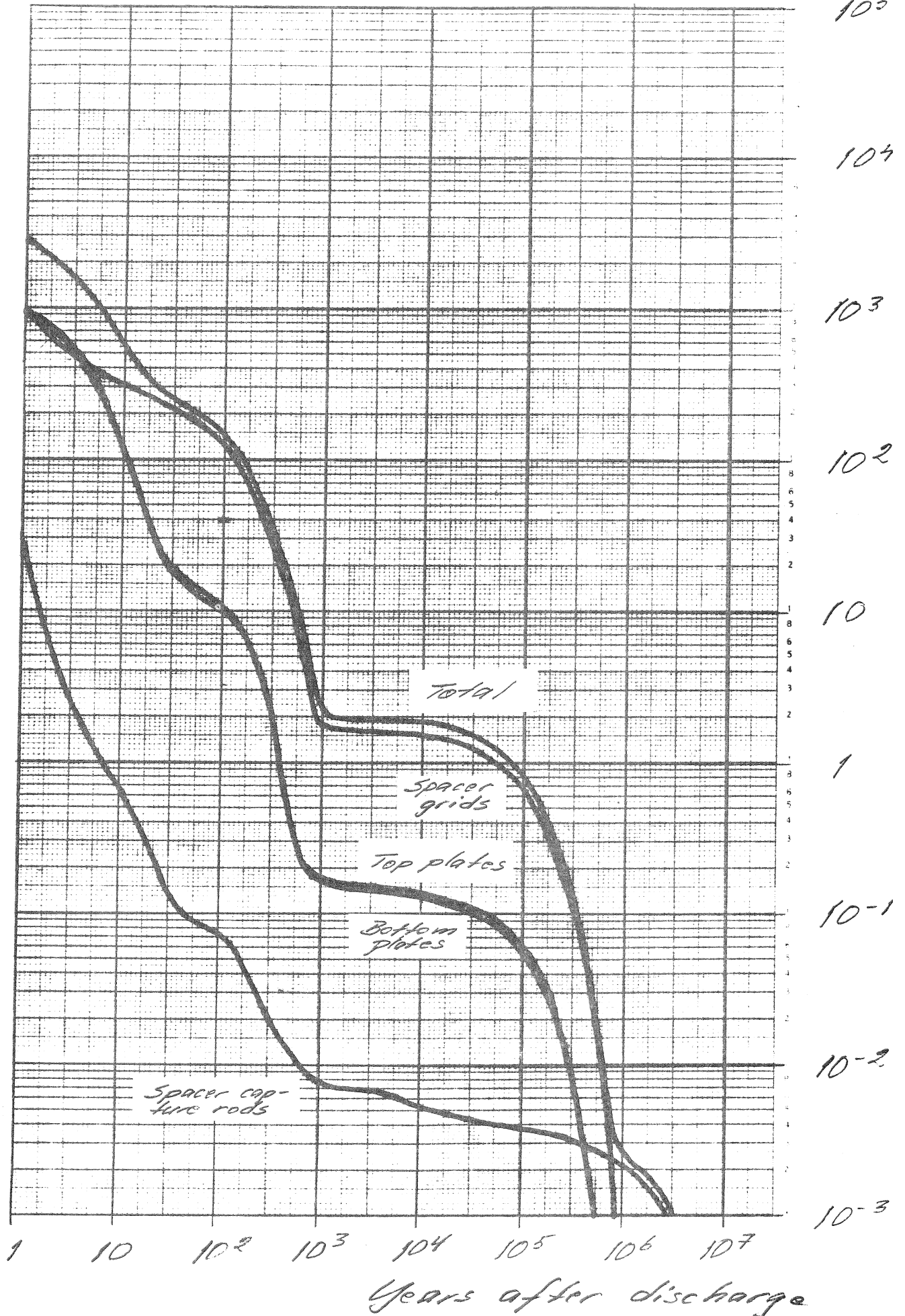
Figur B.2

Typical PWR fuel assembly

Figur B.3

BWR (F1) fuel assemblies (fuel rods & boxes excl).

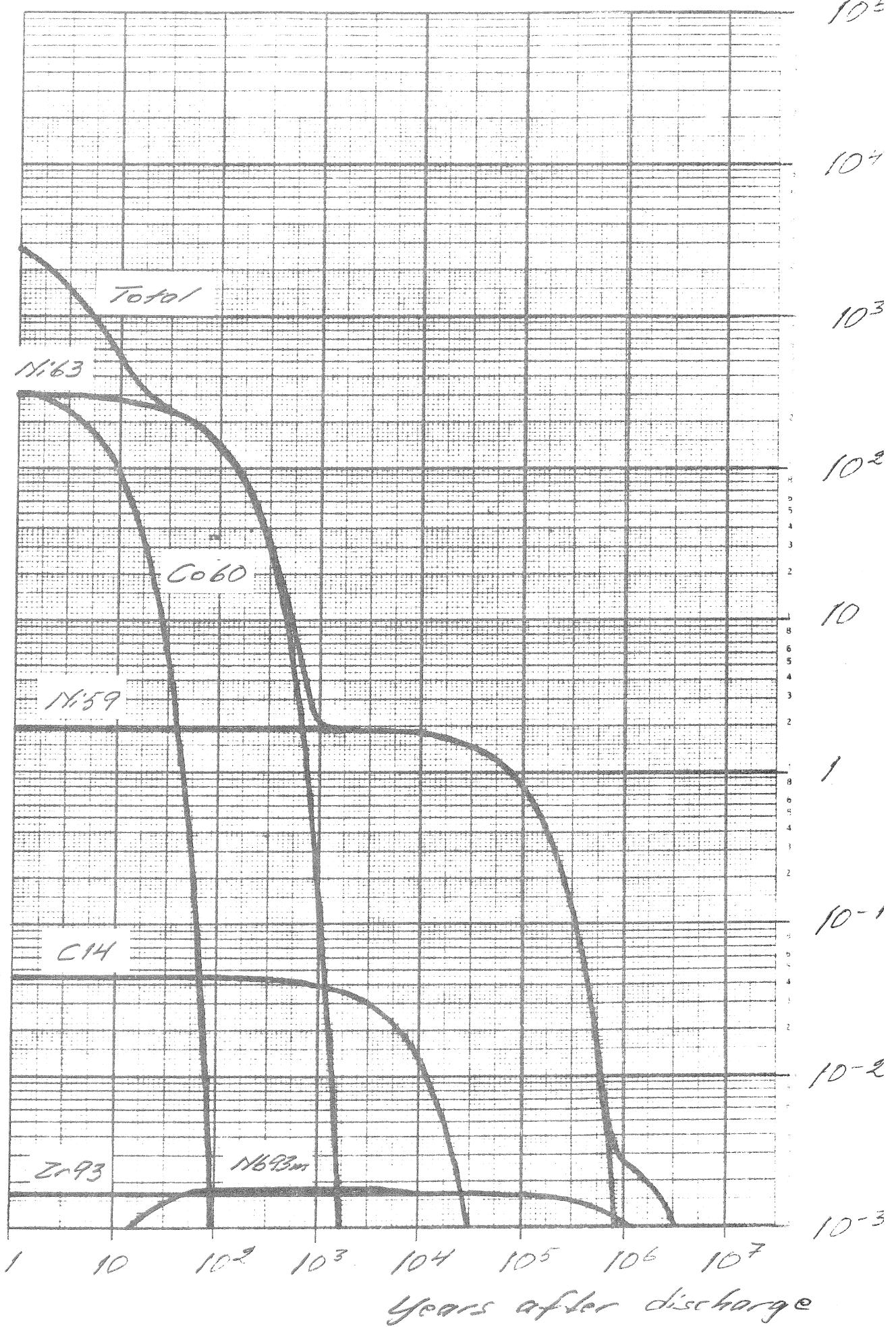
Li/46
10⁵



Figur B.4

BWR (F1) fuel assemblies (fuel rods & boxes excl).

Cif 46

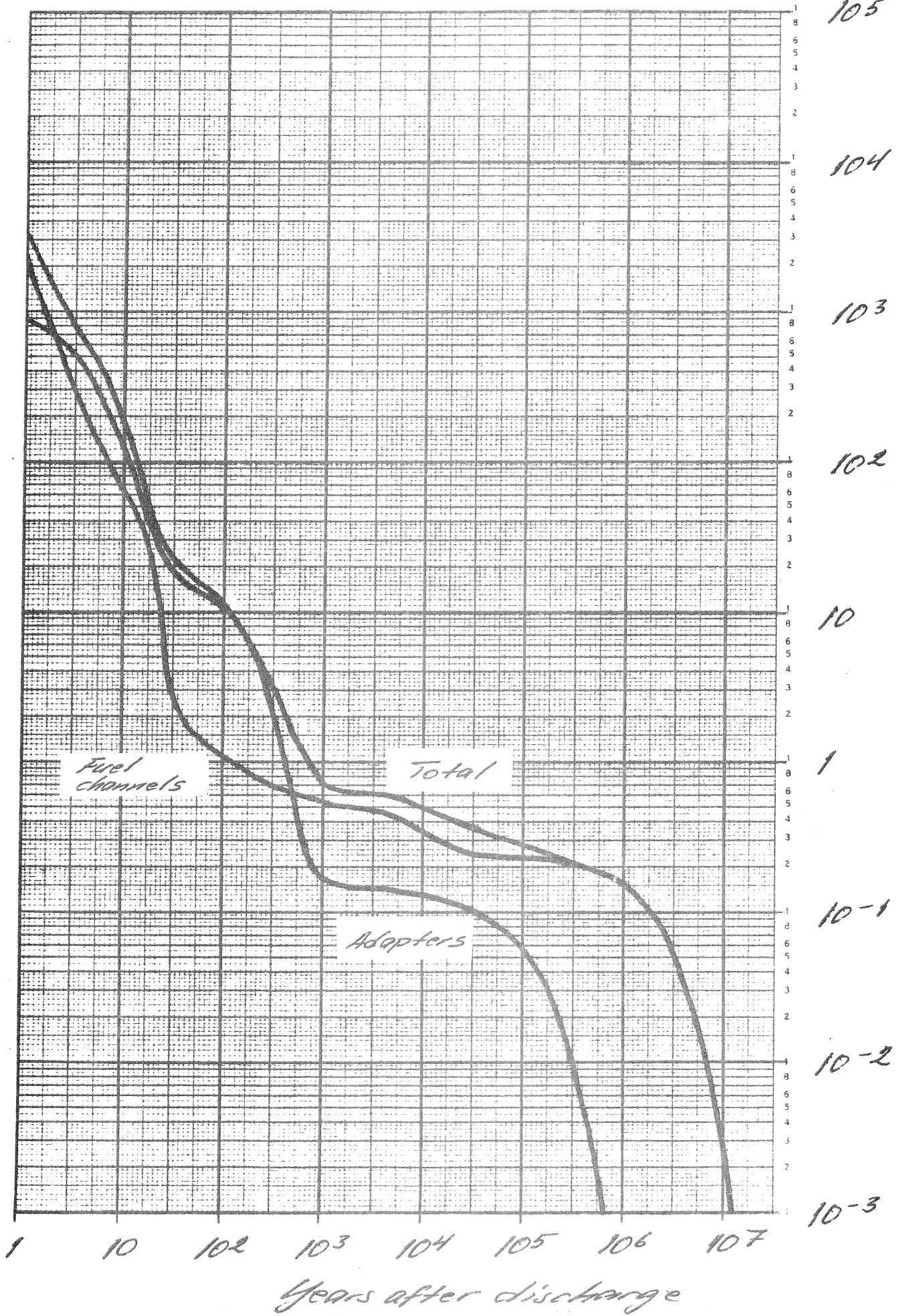


LOG 8 CYCLES X MM. 1 & 1 CM
CURRENT SHEET NO 2/81
CURRENT SHEET NO 2/81

Figur B.5

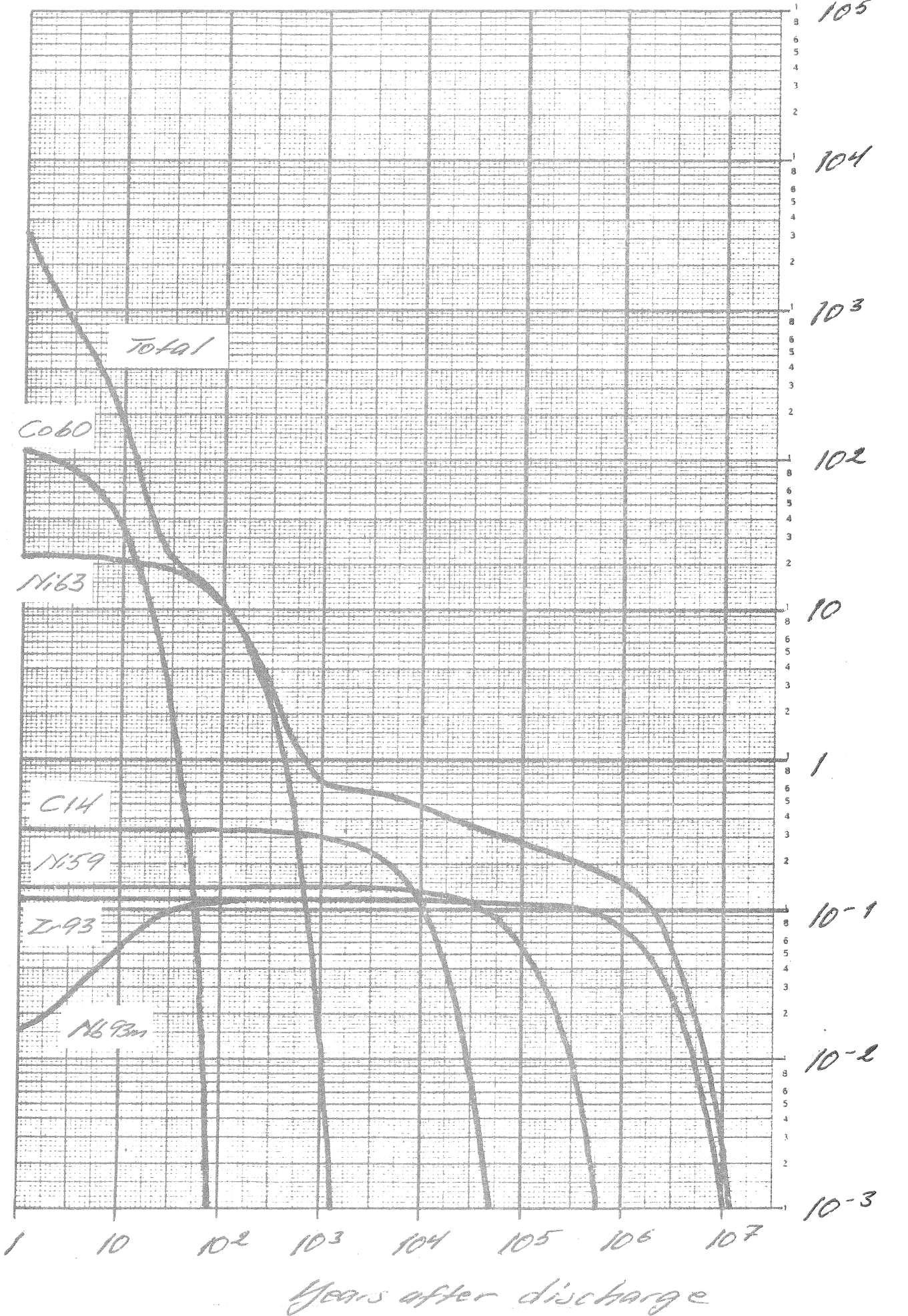
BWR (F1) fuel boxes.

Ci/4h



Figur B.6

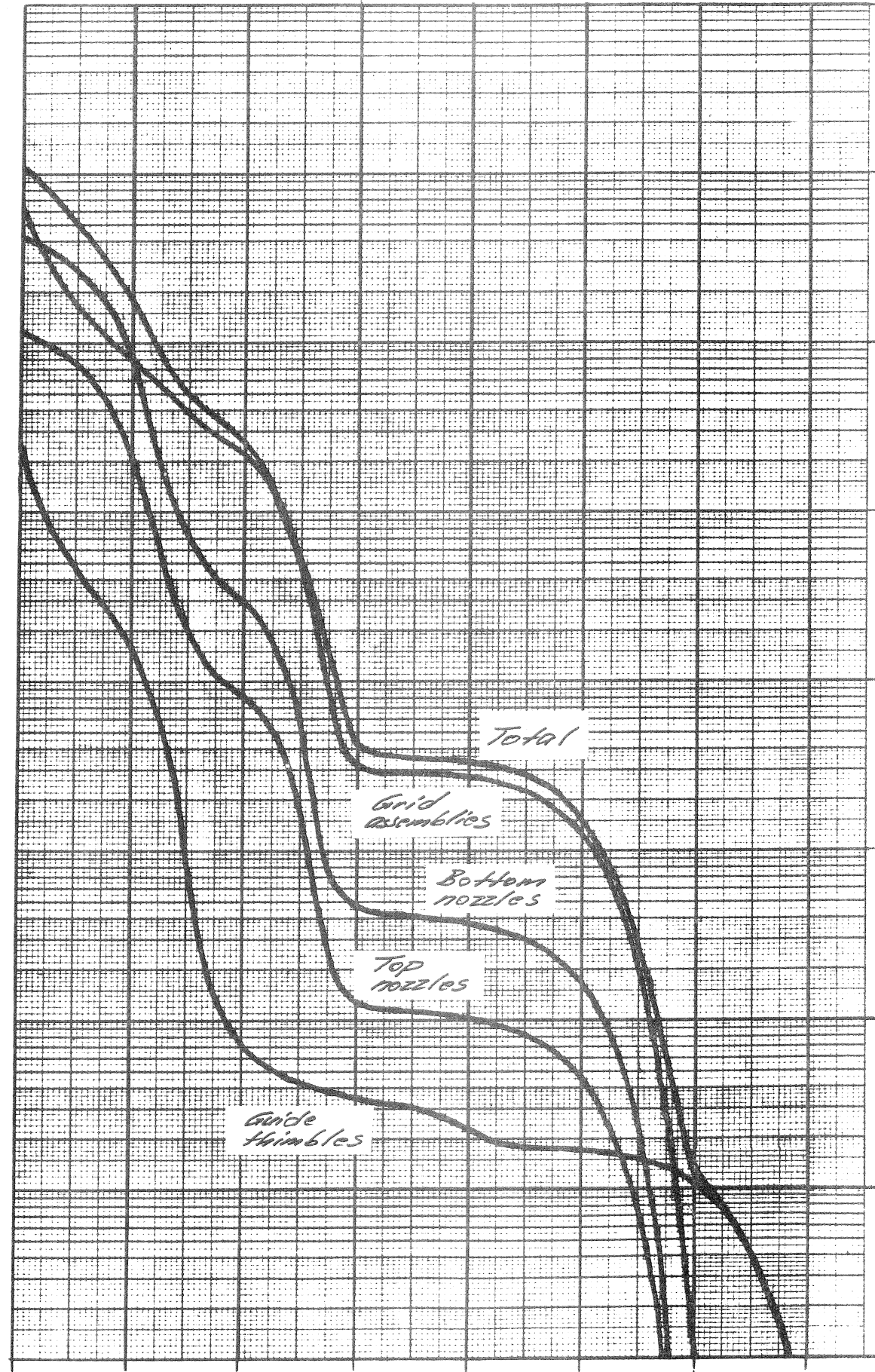
BWR (F1) fuel boxes.



Figur B.7

PWR (R2) fuel assemblies (fuel rods excl).

Ci/Hc



10⁵

10⁴

10³

10²

10

1

10⁻¹

10⁻²

10⁻³

1 10 10² 10³ 10⁴ 10⁵ 10⁶ 10⁷

Years after discharge

Figur B.8

PWR (R2) fuel assemblies (fuel rods excl).

Gi/H

10⁵

10⁴

10³

10²

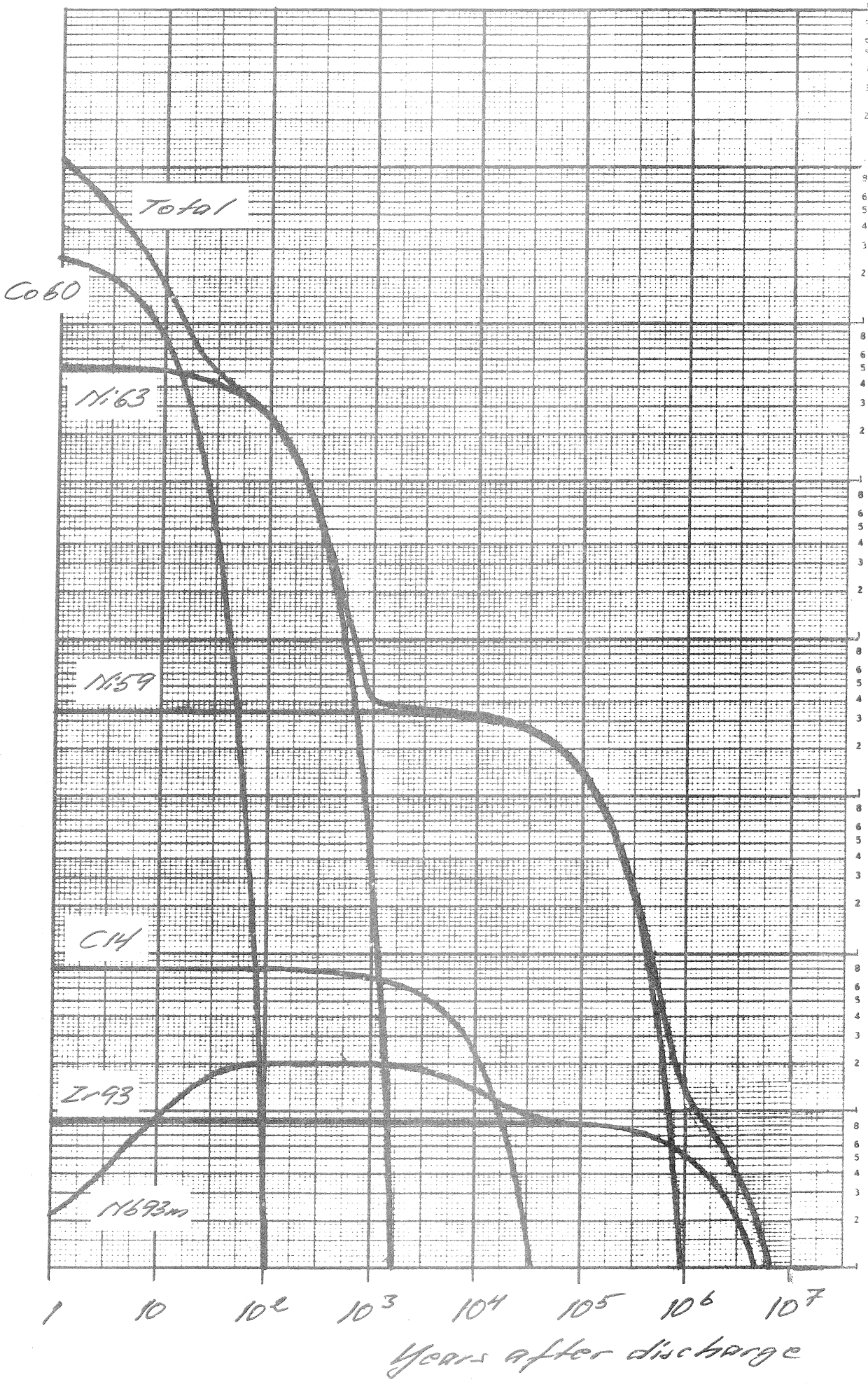
10

1

10⁻¹

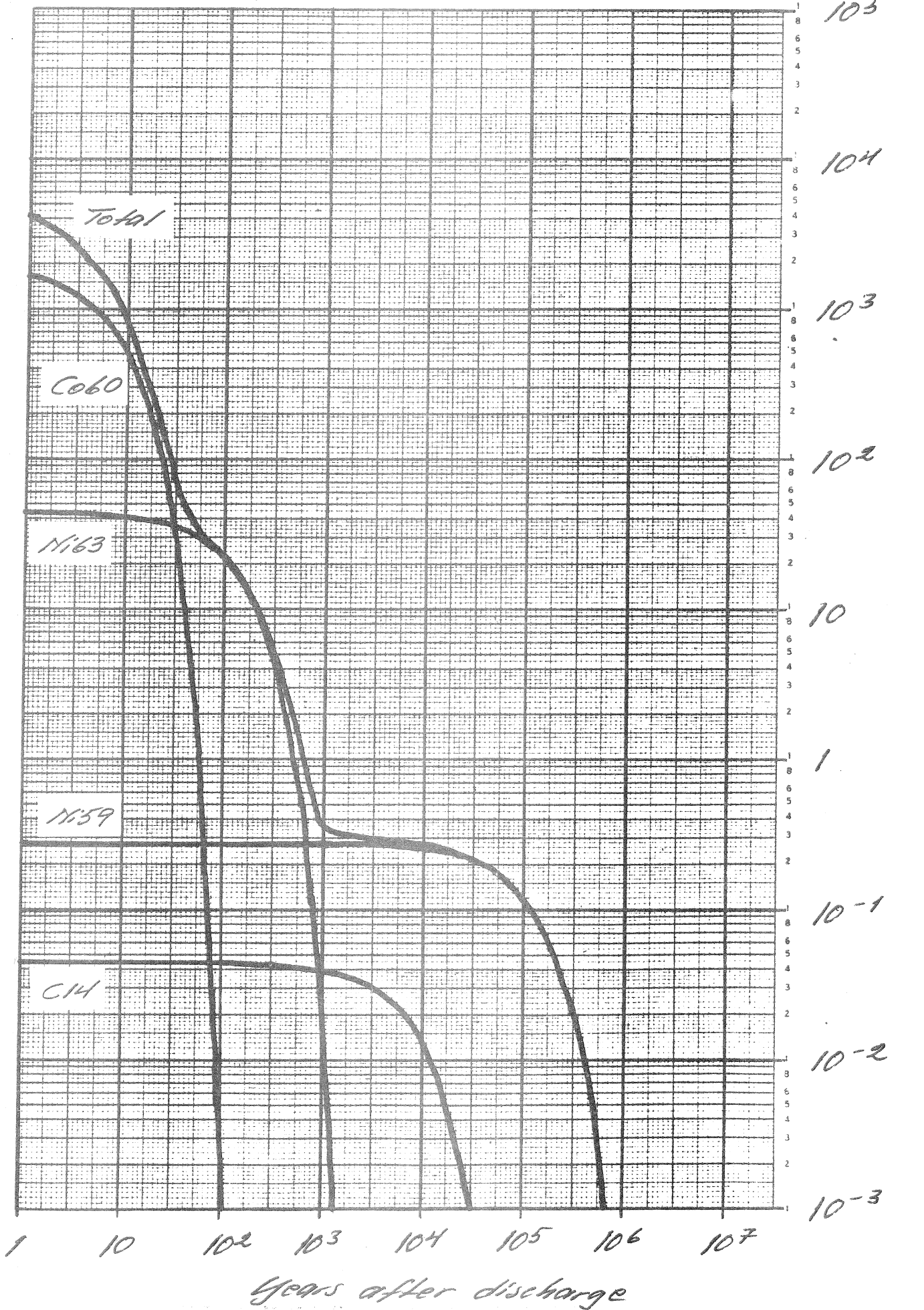
10⁻²

10⁻³



Figur B.9

PWR (R2) first core burnable poison rods.



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 Utläkning 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

- 32 Egenskaper hos bentonitbaserat buffertmaterial
Arvid Jacobsson
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1978-06-10
- 33 Required physical and mechanical properties of buffer
masses
Roland Pusch
Högskolan i Luleå 1977-10-19
- 34 Tillverkning av bly-titan kapsel
Folke Sandelin AB
VBB
ASEA-Kabel
Institutet för metallforskning
Stockholm november 1977
- 35 Project for the handling and storage of vitrified high-
level waste
Saint Gobain Techniques Nouvelles October, 1977
- 36 Sammansättning av grundvatten på större djup i
granitisk berggrund
Jan Rennerfelt
Orrje & Co, Stockholm 1977-11-07
- 37 Hantering av buffertmaterial av bentonit och kvarts
Hans Fagerström, VBB
Björn Lundahl, Stabilator
Stockholm oktober 1977
- 38 Utformning av bergrumsanläggningar
Alf Engelbrektson, VBB
Arne Finné, KBS
Stockholm december 1977
- 39 Konstruktionsstudier, direktdeponering
ASEA-ATOM
Västerås
- 40 Ekologisk transport och stråldoser från grundvattenburna
radioaktiva ämnen
Ronny Bergman
Ulla Bergström
Sverker Evans
AB Atomenergi 1977-12-20
- 41 Säkerhet och strålskydd inom kärnkraftområdet.
Lagar, normer och bedömningsgrunder
Christina Gyllander
Siegfried F Johnson
Stig Rolandson
AB Atomenergi och ASEA-ATOM 1977-10-13

- 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 Lakningsförsök 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 Gjöystdal
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-sand-blandning
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 Finnsjöområdets
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 bassänlagring 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 svårlösliga 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 kärn-
bränsleavfall - 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