

KBS TEKNISK RAPPORT

7

Resteffektstudier för KBS del 1. Litteraturgenomgång del 2. Beräkningar

K Ekberg, N Kjellbert, G Olsson

AB Atomenergi 77-04-19

Objekt 19.06

	Bnr	Pnr	
40 50	(563)	(760)	} h/tv
	552	744	

RESTEFFEKTSTUDIER FÖR KBS DEL 1
LITTERATURGENOMGÅNG DEL 2
BERÄKNINGAR

K Ekberg, N Kjellbert, G Olsson
AB Atomenergi 77-04-19

Objekt 19.06

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

SUMMARY

The decay power of irradiated PWR and BWR fuel has been calculated in the decay range of 1-10000 years using the Studsvik computer code BEGAFIP and the ORNL code ORIGEN. Vitrified waste from reprocessed fuel - with 99.5 % U and Pu eliminated - has been followed to 1000 years. The two programmes show reasonable agreement for fission products, but ORIGEN is some 30 % lower for actinides. Recommended values, based also on complementary results from the depletion code CASMO, are given for unprocessed fuel and for vitrified waste, assuming reprocessing either 2 or 10 years after discharge. The recommended values are conservatively chosen and are based on ORIGEN fission product results and BEGAFIP actinide results. An error analysis is given.

Titel och författare			Org enh och nr	
Resteffektstudier för KBS (Objekt 19.06) Del 1. Litteraturgenomgång K Ekberg och G Olsson			TPM-RF-77-2235	
			Antal ex/Antal sid	Datum
			46/	1977-04-19
Ersätter	Kompletterar	Konto nr	Godkänd av	
		54228	<i>Ramp</i>	
Distribueras till				
KBS	P-E Ahlström (25 ex)	FN	P-I Johansson	
S	E Hellstrand	RF	R Persson	
SM	L Devell		G Andersson	
	N Kjellbert		H Häggblom	
MC	G Blomqvist	RV	R Blomquist	

Text

Sammanfattning

En genomgång har gjorts av tillgänglig litteratur rörande resteffekt hos utbränt reaktorbränsle och separerat högaktivt avfall. Endast under de allra sista åren har intresset riktats på effektutvecklingen efter så långa avklingningstider som här är aktuella, 10-1000 år. Efter 10 år kommer nästan hela effektutvecklingen från Sr-90 och Cs-137 och deras sönderfallsprodukter samt från aktinider. Problemet blir här mycket mera renodlat än tidigare och jämförelsevis få input-konstanter bestämmer här effektnivån. De referenser som ger effektkurvor efter 10 år har använt olika summationsprogram för sina beräkningar (amerikanska ORIGEN, brittiska FISP och HYLAS) men visar god överensstämmelse mellan resultaten. Jämförelser med befintliga resultat från BEGAFIP visar också god överensstämmelse. Ingenting har framkommit som undergräver förtroendet för resultat från t ex ORIGEN eller BEGAFIP i ett långt tidsperspektiv, 10-1000 år. För oreprocessat bränsle bedömer vi det vara väsentligt att ha tillgång till program, t ex CASMO, som mera exakt beskriver den komplicerade uppbyggnaden av aktinider vid stora utbränningar.

Inledning

De metoder man idag använder för beräkning av resteffekter vid avklingningstider större än 1 timme (s k summationsberäkningar) har gamla anor och är väl etablerade. Till de bäst kända arbetena från slutet av 1950-talet hör de, som presenterats av Blomeke och Todd [1] samt Perkins och King [2].

Resultat från summationsberäkningar har vidsträckta användningsområden och intresset för sådana metoder har varit mycket stort. Att intresset även varit djupgående visar Englands arbete [3], en doktorsavhandling från 1970. Floran av beräkningsprogram är följaktligen stor. Det bäst kända och ojämförligen mest använda programmet, ORIGEN [4], har utvecklats vid Oak Ridge.

Ursprungsintresset för det vid AB Atomenergi framtagna programmet BEGAFIP [5] (vari Vattenfalls BISMAK ingår som del) gällde gammaspektrumberäkningar för bestämning av källdata till strålskärmsberäkningar. Med tiden har insikten om dess användbarhet på många andra områden, som t ex avfallshantering, haverianalyser och bränsleundersökningar lett till en väsentligt ökad användningsfrekvens. Sektionen för härdanalys har för referensändamål även anskaffat programmet ORIGEN, vilket nu finns i kördugligt skick på vår CYBER-dator.

Summationsprogram är inte tillförlitliga för LOCA-beräkningar eftersom beräkningarna blir osäkra i tidsintervallet närmast efter haveriet. Anledningen är att sönderfallsdata är dåligt kända för flertalet av de mest kortlivade nukliderna och i databiblioteken ingår därför endast ett fåtal nuklider med halveringstider mindre än en minut. Man kan kringgå denna olägenhet genom att komplettera med en programdel som utnyttjar experimentella värden för detta tidsavsnitt.

Ett mycket stort intresse har de senaste åren ägnats åt resteffekten i tidsintervallet $0-10^4$ s efter avstängning. Exempel härpå kan man finna i ref [6-8]. Likaså bör de av B I Spinrad ledda arbetena vid Oregon State University nämnas ref [9-10]. För närvarande pågår en ganska massiv insats syftande till att reducera osäkerhetsmarginalen till den av ANS som standard rekommenderade resteffektkurvan [12]. Man har följande beslutat att i första omgången begränsa undersökningarna just till ovan nämnda tidsintervall.

Den av KBS föranstaltade undersökningen gäller däremot ett område 10-1000 år (dvs $3 \cdot 10^8 - 3 \cdot 10^{10}$ s). Tidigare undersökningar har mera sällan sträckt sig bortom 10^7 s avklingningstid och man har konstaterat väl överensstämmande resultat mellan olika summationsprogram för tidsintervallet 10^3-10^7 s.

Sedan 1975 har emellertid det ökade intresset för de långtidsmässiga problemen vid avfallshanteringen lett fram till att man börjat undersöka fenomenen bortom 10^7 s avklingningstid.

Ett pedagogiskt mycket välskrivet paper har lämnats av Angelo och Post [13]. De visar att ett fåtal nuklider står för merparten av resteffekten vid långa avklingningstider. Ett annat intressant arbete utgör Tasakas [14] som konstaterar den ganska betydande effekten av neutroninfångningen främst vid 10^8 s, en effekt som följande även uppmärksammas i [13]. Beräkningar på de brittiska reaktortyperna redovisas av Tobias och av Clarke et al. i [15 och 16]. Man skall ej förbigå det stora arbete på avfallshanteringsområdet som presenterats av Oak Ridge [17] men det bör framhållas att redovisningen av Haug [18] är betydligt mera fullständig och illustrativ.

Innan vi övergår till att mera i detalj redogöra för innehållet i ett antal av de mera betydelsefulla rapporterna, vill vi nämna ytterligare en rapport om osäkerhetsanalyser på summationsberäkningar utöver Spinrads [9], nämligen den av Schmittroth [19]. Huvudintresset för båda synes dock vara i intervallet $< 10^7$ s och då i synnerhet $< 10^4$ s.

Tidigare arbeten

Blomeke och Todd [1] använder omkring 300 nuklider, både radioaktiva och stabila. Man antar konstant påfyllning av U-235 och konstant neutronflöde. Beräkningarna omfattar intervallet 10^{17} - 10^{23} n/cm² för produkten neutronflöde gånger bestrålningstid, och 10^3 - 10^9 s för avklingningstid. Neutroninfångning i FP under exponeringen finns med i den utsträckning neutroninfångningstvärnsnitt var kända. Däremot har icke medtagits någon produktion av Pu eller andra aktinider och följaktligen ej heller några FP från Pu.

En observation kan göras här. Avklingningen redovisas i rapporten för 0, 10^3 , 10^4 , --- 10^9 s för FP-kedjan vid varje masstal. De summerade värdena, t ex totaleffekten i W per ursprunglig atom U-235 redovisas i diagram. Enligt de givna värdena för de separata FP-kedjorna svarar masstalen 90 (Sr) och 137 (Cs) tillsammans för 55 % av totaleffekten vid 10^8 s (\sim 3 år) och praktiskt taget 100 % vid 10^9 s (\sim 30 år). Kurvförloppet i detta intervall i summakurvan i [1] är emellertid inte förenligt med det förlopp som den exponentiella kurvan representerande summan av dessa två nuklider skulle ha i ett sådant dubbel-logaritmiskt diagram. Tydligt har författarna i avsaknad av punkter mellan 10^8 och 10^9 s (och ovanför 10^9 s) förbisett detta och gjort kurvan i detta intervall konvex nedåt i stället för konvex uppåt. Om det är så att den franska rapporten CEA-4551 baserar sin avklingningskurva på Blomeke och Todd kan detta förklara åtminstone en del av diskrepansen. Blomeke och Todd inkluderar inga bidrag från aktinider och ger inga data längre än 10^9 s (31.7 år).

Perkins och King [2] avsåg att göra en förbättring och uppdatering av föregående arbete. De går dock inte längre än till 10^8 s i sina sönderfallskurvor. Båda de hittills omnämnda arbetena är inriktade på strålskärmsfysikens behov av gammakälldata.

Nyare arbeten

England [3] svarade för ett mycket ambitiöst och omfattande arbete. Vid slutet av 60-talet hade intresset för resteffekter övergått till LOCA-förlopp. England följer visserligen sönderfallet till 10 år efter exponeringens slut, men hans intresse är koncentrerat till de tidiga tidintervall som är aktuella för LOCA. Hans resultat skiljer sig i vissa fall kraftigt från de vid denna tid accepterade sönderfallskurvorna. Senare visade sig hans program CINDER innehålla programmeringsfel, vilket påvisades av Shure [6]. Shure fann också att resteffekten blev beroende av bestrålningshistorien på grund av neutroninfångning i FP. Att neutroninfångningen i FP är av betydelse efter lång avsvävningsstid ($> 10^7$ s) är dock en bestående slutsats från Englands arbete. På det hela taget är Englands avhandling en utmärkt sammanfattning av state-of-the-art vid den tidpunkten.

Shure [6] gjorde en kritisk granskning av Englands arbete. Hans slutsats är att de alarmerande signalerna i [3] är i stort sett oberättigade, och att den föreslagna ANS-standarden står sig. I denna slutsats får han stöd av AEC Regulatory Staff i [11].

Sammanfattningsvis har de nu refererade arbetena - liksom även Scatena och Upham [7] - undersökt resteffekten i det tidsperspektiv som sammanhänger med kvarvarande bränsle i en avstängd eller havererad reaktor. Detta har även gjorts i arbetena från Oregon State University [9-10] med utgångspunkt även från evalueringar av experimentella data. Den förhärskande uppfattningen är att fel i data och modeller naturligtvis finns, men inte är så stora att de ger upphov till alarmerande osäkerheter i resultaten, bortsett från intervallet < 1000 s efter en reaktors avstängning. Detta intervall är dock icke av något intresse för denna utredning.

Angelo och Post [13] har med ORIGEN gjort jämförande beräkningar på bränslen från en 1000 MWe PWR och en 1160 MWe HTGR. Artikeln belyser på ett så utmärkt sätt restvärmeförloppet i det längre tidsperspektivet att vi funnit lämpligt att som bilaga medtaga en kopia av rapporten. Effekten av neutroninfångning som vid 10^8 s blir ganska betydande visas bl a och denna effekt har ytterligare studerats mera i detalj av Tasaka [14]. Mest markant påverkar denna bildningen av Cs-134, en isotop med närmast försumbart direkt yieldvärde som i sönderfallskedjan "skärmas" av den stabila Xe-134.

De båda arbetena av Tobias [15] och Clarke m fl [16] behandlar närmast enbart brittiska reaktortyper, men en intressant detalj i Tobias' artikel är en figur, som för en AGR visar resteffektens variation med olika utbränningsnivåer vid konstant effektuttag (se fig 1).

BEGAFIP-resultat

För att ytterligare belysa hur resteffekten vid tider $> 10^7$ s domineras av ett fåtal nuklider har vi i fig 2 redovisat resultat från en BEGAFIP-beräkning från 1974. Vid tidpunkten 10^8 s står således kedjorna med masstalen 90, 106, 137 och 144 för 80.5 % av totala resteffekten, den genom neutroninfångning producerade Cs-134 för 12.2 % (och aktiniderna för 3.8 %). Vid tidpunkten 10^{10} s svarar enbart Am-241 för 76 % av resteffekten.

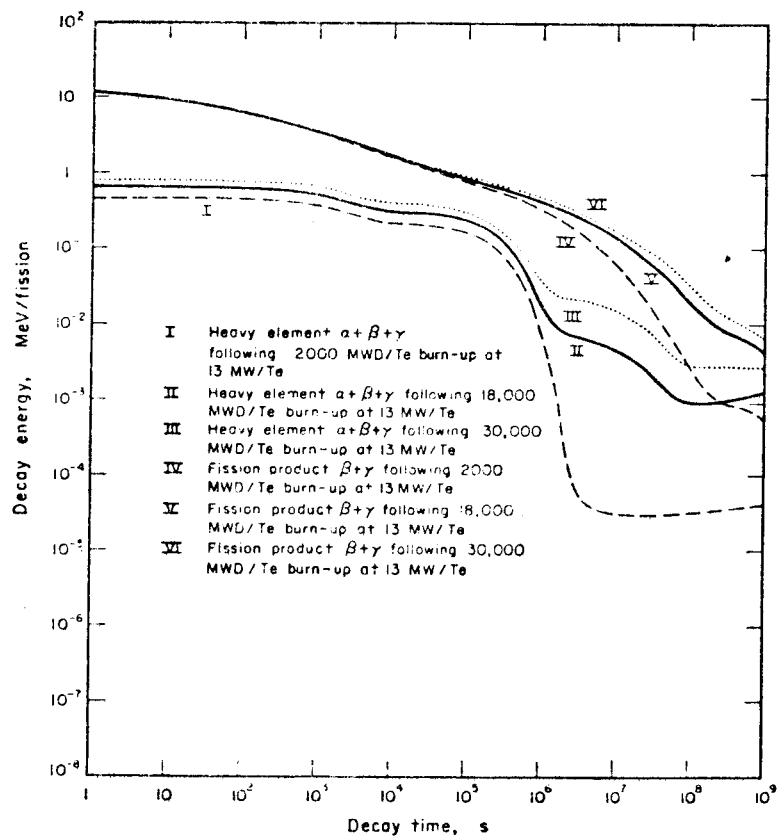
Slutsatser

Eftersom resteffekten vid avsvälningstider större än 1 år domineras av bidraget från ett mycket begränsat antal isotoper bör man ha goda förhoppningar att beräkningsmässigt bemästra problemet med felkällor. Aktinidernas dominans, vad gäller oreprocessat bränsle vid tider > 100 år, antyder behov av beräkningsprogram av typen CASMO [20] som mera exakt än samtliga nu förekommande summationsprogram beskriver den komplicerade uppbyggnaden av aktinider vid stora utbränningar.

Referenser

1. J O Blomeke and M F Todd
Uranium-235 Fission-Product Production as a Function
of Thermal Neutron Flux, Irradiation Time and Decay
Time
ORNL-2127 (1957)
2. J F Perkins and R W King
Energy Release from the Decay of Fission Products
Nucl. Sci. & Eng. 3 pp 726-746 (1958)
3. T R England
An Investigation of Fission Product Behavior and
Decay Heating in Nuclear Reactors
Doctoral Dissertation, U of Wisconsin (1970)
4. M J Bell
ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code
ORNL-4628 (May 1973)
5. J Elkert m fl
BEGAFIP - Ett program för beräkning av klyvningspro-
dukternas aktivitet, beta- och gammaeffekter
AE-RF-72-374 (1972-11-30)
6. K Shure
U-235 Fission Product Decay Energy. 1972 Re-Evaluation
WAPD-TM-1119 (Oct 1972)
7. G J Scatena and G L Upham
Power Generation in a BWR Following Normal Shutdown
or Loss-of-Coolant Accident Conditions
NEDO-10625 (March 1973)
8. Nuclear Cross Sections and Technology
Proc of a Conference, Washington D.C.
NBS Special Publication 425 (CONF-750303)
9. B I Spinrad
The Sensitivity of Decay Power to Uncertainties in
Fission-Product Yields
Nucl. Sci. & Eng. 62 pp 35-44 (1977)
10. M A Bjerke
A Comparison of Theoretical Decay Heat Calculations
and Experimental Data
Thesis for the degree of M.S. (Aug 1976)
11. Supplementary testimony of the Regulatory staff.
Public rule making hearings on: Decay Heat
AEC DOCKET NO RM-50-1

12. P-I Johansson
Samtal efter besök vid ANS 5.1 Decay Heat Working Group, San Jose, Calif., March 17-18, 1977
13. J A Angelo, Jr., and R G Post
Nuclear Fuel Cycle and the Isotopic Compositions
Nucl. Technology 24, pp 323-330 (1974)
14. K Tasaka
Effects of Neutron Capture Transformations on the Decay Power of Fission Products
Nucl. Sci. & Eng., 62, pp 167-174 (1977)
15. A Tobias
Shutdown Heating
Annals of Nucl. Energy, 2, pp 3-10 (1975)
16. R H Clarke et al.
Waste Disposal Aspects of the Long Term Cooling Characteristics of Irradiated Nuclear Fuels
Annals of Nucl. Energy, 2, pp 451-466 (1975)
17. ORNL Staff
Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities
ORNL-4451 (July 1970)
18. H O Haug
Calculation and Compilations - - - - of Spent Power Reactor Fuels and Their Reprocessing Wastes
KFK-1945 (April 1974)
19. F Schmittroth
Uncertainty Analysis of Fission Product Decay-Heat Summation Methods
Nucl. Sci. & Eng., 59, pp 117-139 (1976)
20. Å Ahlin och M Edenius
The Fuel Assembly Burnup Program CASMO
AE-RF-76-4158 (1976)



Variation of A.G.R. shutdown heating for different burn-up levels at same fuel rating.

Källa:

Annals of Nuclear Energy, 2, p. 9 (1975)

lativ
steffekt

Resteffekten (bråkdel av drifteffekten) som funktion av tiden efter reaktorns avstängning.

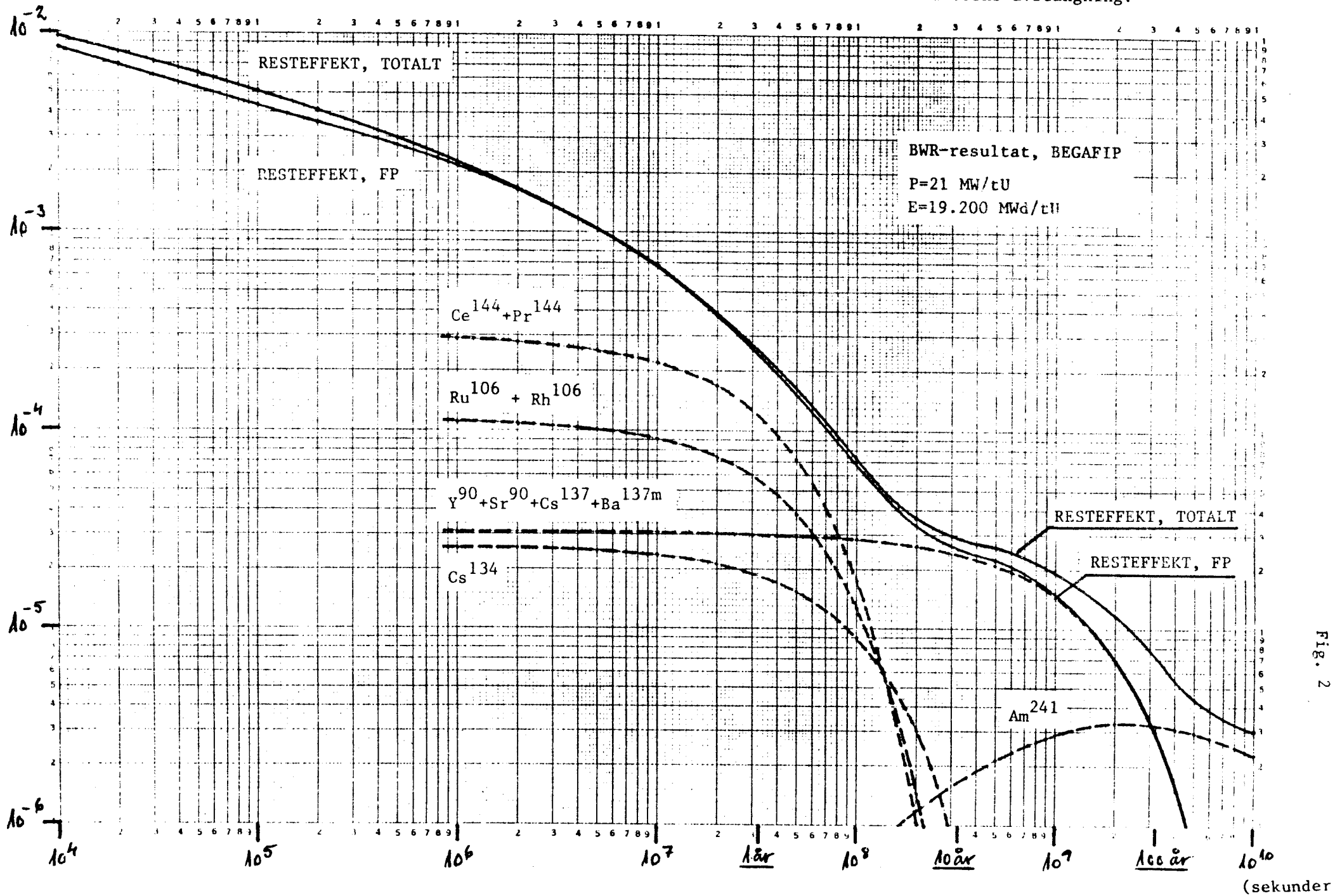


Fig. 2

NUCLEAR FUEL CYCLE AND THE ISOTOPIC COMPOSITIONS

RADIOACTIVE WASTE

JOSEPH A. ANGELO, Jr. *Florida Institute of Technology, Melbourne, Florida 32901*

ROY G. POST *University of Arizona, Department of Nuclear Engineering Tucson, Arizona 85721*

KEYWORDS: after-heat, spent fuel elements, isotope ratio, radioactive waste processing, HTGR-type reactors, PWR-type reactors

Received May 17, 1974

Accepted for Publication July 25, 1974

The heat generated by spent fuel elements and typical processing waste from both a 1000 MW(e) reference design pressurized water reactor (PWR) and 1160 MW(e) reference design high temperature gas-cooled reactor (HTGR) were calculated for times up to 1000 years. To compensate for differences in exposure, the heat generated was expressed in terms of watts of heat generated per megawatt day of exposure. Examination of both tabular data and graphical presentations of these normalized heat generation data indicates noticeable differences in the contribution of different isotopes for each system. As anticipated, the heat generation for each fuel was greatly influenced by the transmuted isotopes ^{233}Pa and ^{238}Pu for the HTGR with ^{137}Cs and ^{90}Sr for the PWR. Data provide quantitative detailed information on the thermal power output of typical processing waste for both reactor systems for the first millennium of cooling.

Cohen et al.¹ raised a number of interesting possibilities. The immediate programmatic interest was to perform more sophisticated heat transfer calculations, and a primary data requirement was the heat generation data in great detail for different nuclear waste materials. A program was established at the University of Arizona to calculate these quantities using existing codes to the maximum extent possible.² Some of these data are of interest to many fuel reprocessing and waste management systems, so the following work has been presented to provide information of general interest concerning most of these processes and systems. The present nuclear energy generation is dominated by light-water reactors, but high temperature gas-cooled reactors are expected to assume an increasingly important role over the next 10 to 20 years. The first major effort for control or management of nuclear waste will be directed to the by-products from these operations. For these reasons we have elected to present data for typical thermal reactors.

Projections of the installed nuclear electrical capacity for the United States, in Fig. 1, clearly show magnitude and importance of these thermal reactors.³ There are a number of designs of light-water reactors and a wide range of sizes. A 1000 MW(e) reference design pressurized water reactor⁴ (PWR) was chosen as typical for this study. The recent investigations⁵ have concluded that the high level waste from boiling water reactors will closely approximate those from a PWR with equal exposure. The design and performance characteristics for this reference PWR are shown in Table I.

Composition of spent fuel and nuclear fuel reprocessing waste is an important quantity for optimizing the fuel processing, the partitioning of the nuclei, and the selection of waste management techniques. Most of the earlier work has been well served by broader treatments of the radiation levels and heat generation rates as functions of time. More detailed data have been needed to understand and evaluate the potential for partitioning nuclides and to predict the thermal history of the waste. The concept for deep burial of nuclear waste in nuclear excavated cavities reported by

The high temperature gas-cooled reactor (HTGR) chosen for this study is a reference design based on studies at Oak Ridge National Laboratory,⁵ and the design performance characteristics of this reference system are given in Table II.

To provide the detail and accuracy necessary for design, calculations were made on the changes in isotope concentration due to the production of isotopes by fissioning, neutronic transmutation, and as daughters of other radioisotopes. The code also must take into consideration the decrease in isotopes due to neutron absorption and radioactive decay. In the treatment of the waste from fuel reprocessing, certain other assumptions are made regarding the chemical processing of various isotopes. Some remain completely unchanged, some remain in part, and some are totally removed. The ORIGEN isotope generation and depletion code⁶ was augmented by the RADEC heat generation code, developed at the University of Arizona,² to provide data on the contribution of fission product, actinide, and cladding nuclides to the heat generation as well as that of various specific isotopes. These contributions were calculated for decay times up to 10 years for the spent fuel and extended out to 1000 years for the processing wastes from the fuel. The heat generation characteristics of the spent fuel for the first 10 years are considered to be of primary interest to fuel reprocessing and waste management schemes.

The data are presented in two forms beginning with Table III. This table presents the total thermal power output for PWR spent fuel normalized to exposure. Table IV presents the same data for the HTGR. Tables V and VI present data

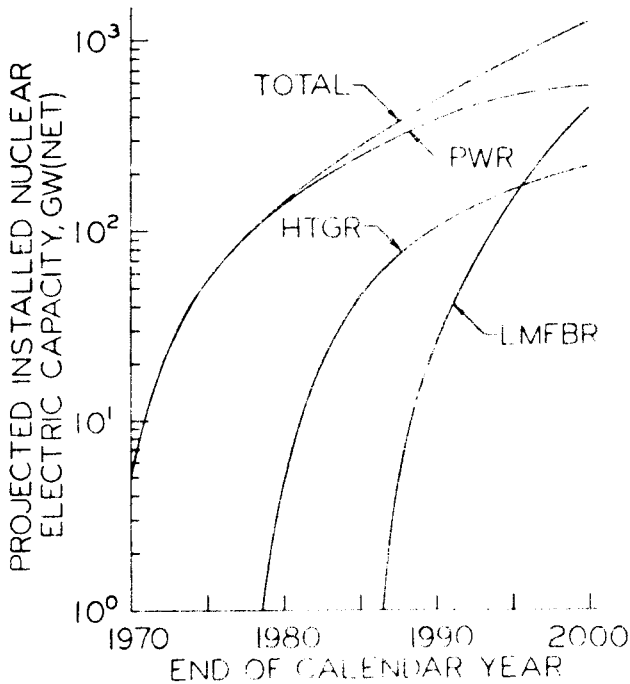


Fig. 1. Projected U.S. nuclear electric economy.

TABLE I
PWR Design and Performance Characteristics

Power	3083 MW(th), 1000 MW(e)
Fuel form	oxide pellets
Enrichment (²³⁵ U)	3.3%
Plutonium recycle	no
Average specific power (full charge, full power)	37.5 MW/t
Average burnup	33 000 MWd/t
Refueling interval (at 80% capacity)	~ 365 days
Refueling fraction	1/3

TABLE II
HTGR Design and Performance Characteristics

Power	3000 MW(th) 1160 MW(e)
Fuel form	coated particles in hexagonal graphite blocks
Fuel	Th/ ²³⁵ U (93% enriched)/ ²³³ U (recycle)
²³³ U recycle	yes (assumed to begin at third reload)
Plutonium recycle	no
Average specific power (full charge, full power)	80.7 MW/t
Average burnup	94 271 MWd/t
Refueling interval (at 80% capacity)	365 days
Refueling fraction	1/3

TABLE III
PWR Spent Fuel Total Thermal Power Output (Burnup = 33 000 MWd/MT)

Time After Discharge (day)	Total Afterheat	
	(W/T)	(W/MWd)
0	1.595 E + 06	4.834 E + 01
10	7.868 E + 04	2.384 E + 00
30	4.913 E + 04	1.489 E + 00
60	3.509 E + 04	1.063 E + 00
90	2.841 E + 04	8.609 E - 01
120	2.417 E + 04	7.324 E - 01
150	2.105 E + 04	6.378 E - 01
270	1.392 E + 04	4.219 E - 01
365	1.108 E + 04	3.356 E - 01
1096	3.799 E + 03	1.151 E - 01
3650	1.290 E + 03	3.909 E - 02

TABLE IV
HTGR Spent Fuel Total Thermal Power Output
(Burnup = 94 271 MWd/MT)

Time After Discharge (day)	Total Afterheat	
	(W/MT)	(W/MWd)
0	3.688 E + 06	3.912 E + 01
10	2.148 E + 05	2.279 E + 00
30	1.342 E + 05	1.424 E + 00
60	8.700 E + 04	9.229 E - 01
90	6.513 E + 04	6.909 E - 01
120	5.232 E + 04	5.550 E - 01
150	4.392 E + 04	4.659 E - 01
270	2.765 E + 04	2.933 E - 01
365	2.208 E + 04	2.342 E - 01
1096	9.285 E + 03	9.849 E - 02
3650	4.057 E + 03	4.304 E - 02

TABLE V
Fractional Contribution to Total PWR
Spent Fuel Afterheat

Time After Discharge (day)	Percent of Total Afterheat		
	Cladding (%)	Actinides (%)	Fission Products (%)
0	0.04	4.68	95.28
10	0.63	3.80	95.57
30	0.83	2.69	96.48
60	0.91	3.33	95.76
90	0.92	3.70	95.38
120	0.89	3.94	95.17
150	0.87	4.11	95.02
270	0.85	4.35	94.80
365	0.90	4.30	94.80
1096	1.81	6.05	92.14
3650	2.09	17.29	80.62

on the relative contribution of cladding, actinides, and fission products to the total heat generation for periods up to 10 years. Considerations of the heat generation data in Table V show that ~1% of the total heat, generated up to 1000 days after discharge, is due to the activated cladding nuclides, ^{58}Co , $^{95}\text{Zr-Nb}$, and ^{60}Co . The cladding nuclides contribute a negligible fraction of the total heat generation at discharge, but their contribution rises to about 2% of the total at the end of the first decade. Actinide nuclides from PWR spent fuel exhibit a similar pattern, contributing some 3 or 4% for the first year of decay and then becoming more significant by the end of the first 10 years of cooling.

The HTGR spent fuel has a significantly different behavior. There is no significant contribution to the heat evolution of spent HTGR fuel from activated nuclides in the fuel coating or structural materials, but the actinide nuclides in this fuel contribute a larger fraction of the total heat between 10 and 150 days after discharge than they do in the PWR. The primary contributor is ^{233}Pa . Its contribution to the heat generation begins at almost 6% at discharge, rising to 24% in 10 days, dropping to 3% in 270 days, and finally reaching 17% again after 10 years. Contributions from various isotopes to the total heat generation of spent fuel from PWRs, as they vary with time up to 10 years, are presented in Table VII. Similar data for HTGR spent fuel are contained in Table VIII. Although the behavior is not unexpected from consideration of their nuclear properties, the exact relative importance of the various isotopes is such a complex function of the secular equilibria and other factors that a detailed calculation is necessary to define quantitatively

TABLE VI
Fractional Contributions to Total
HTGR Spent Fuel Afterheat

Time After Discharge (day)	Percent of Total Afterheat		
	Cladding ^a	Actinides (%)	Fission Products (%)
0	0	5.90	94.10
10	0	23.65	76.35
30	0	22.50	77.50
60	0	16.67	83.33
90	0	11.10	88.90
120	0	7.30	92.70
150	0	5.06	94.94
270	0	3.08	96.92
365	0	3.53	96.47
1096	0	7.92	92.08
3650	0	17.18	82.82

^aFor example, negligible thermal significance when compared to fission product or actinide contribution.

the exact relationships among the various isotopes.

The convenient basis of comparison is simply the relative contribution, expressed as percent, for each isotope or closely coupled isotopic decay chain through the first year of decay. The total heat generated by waste from processing PWR and HTGR fuels is shown in Fig. 2. The major differences in the nuclear chemistry of the PWR and HTGR fuel cycles, the ^{232}Th - ^{233}U in the HTGR and ^{238}U - ^{239}Pu for the PWR, lead to significant differences in chemical composition of the radionuclides that survive over long periods of time in the two reactor systems. The fission-produced

TABLE VII
Thermally Significant Isotopes in PWR Spent Fuel
(Contribution to heat generation, %)

Isotopes	Time After Discharge (day)									
	10	30	60	90	120	150	270	365	1096	3650
¹⁴⁰ Ba/ ¹⁴⁰ La	25.32	13.79	3.81	0.93						
⁹⁵ Zr/ ^{95m} Nb/ ⁹⁵ Nb	16.62	23.24	25.74	24.52	21.85	18.80	8.43	3.92		
¹⁴⁴ Ce/ ¹⁴⁴ Pr	11.82	18.02	23.44	26.89	29.41	31.36	35.42	35.27	17.29	
¹⁰⁶ Ru/ ¹⁰⁶ Rh	7.17	11.08	14.65	17.10	18.97	20.59	24.85	26.05	19.11	
¹⁰³ Ru/ ¹⁰³ Rh	4.90	5.54	4.59	3.35	2.33	1.58				
⁹¹ Y	4.07	5.13	5.04	4.37	3.62	2.92	1.07	0.44		
¹³⁴ Cs	3.29	5.17	7.04	8.45	9.68	10.78	14.58	16.79	24.90	6.90
⁸⁹ Sr	2.87	3.52	3.31	2.74	2.16	1.66	0.51			
¹⁴¹ Ce	2.82	2.95	2.17	1.41	0.87	0.53				
²³⁹ Np	1.68									
²⁴² Cm	1.50	2.22	2.72	2.96	3.06	3.10	2.81	2.36		
¹⁴⁷ Nd/ ¹⁴⁷ Pm	1.37	0.71								
¹³⁷ Cs/ ^{137m} Ba		1.16	1.63	2.00	2.35	2.69	4.04	5.05	14.08	35.27
⁹⁰ Sr/ ⁹⁰ Y		1.13	1.59	1.96	2.30	2.63	3.94	4.92	13.65	33.84
²³⁸ Pu			0.26	0.33	0.39	0.44	0.68	0.85	2.49	6.94
⁶⁰ Co						0.45	0.65	0.79	1.77	2.07
²⁴⁴ Cm							0.59	0.74	1.99	4.48
¹⁵⁴ Eu							0.40	0.50	1.33	2.88
²⁴¹ Am										3.63
²⁴⁰ Pu										1.15
²³⁹ Pu										0.78

isotopes, starting with ⁹⁵Zr (Fig. 3) and ¹⁴⁰Ba (Fig. 4), have approximately the same contribution to the heat generation rate for both reactor systems. However, as shown in Fig. 5, the radionuclides ¹⁰⁶Ru/¹⁰⁶Rh have a much greater contribution in spent PWR fuel than in HTGR fuel. On the other hand, Figs. 6 and 7 show that the radionuclides ¹³⁴Cs and ¹⁴⁴Ce/¹⁴⁴Pr have greater contributions in the HTGR. The larger amounts of ²³⁵U-²³⁸U in HTGR results in the ²³⁸Pu having a much greater contribution to the total heat generation in the HTGR than in the PWR fuel, as shown in Fig. 8. Of course, ²³³Pa is unique to HTGR spent fuel, and PWR fuel has a significant heat generation from the ²⁴²Cm, as shown in Fig. 9. There are other differences in the fuel which can be seen by studying the tables.

Regarding the behavior of the heat generation in the waste left after processing each of the fuels,

we can make a meaningful comparison by using the two reference reactors and assuming that each of the fuels is processed one year after discharge. Although there are a number of fuel reprocessing techniques, the comparisons can be made with the following assumptions which should be met by almost all those processes. All the tritium, krypton, xenon, 99.9% of the bromine and iodine, and 99.5% of the uranium and plutonium are removed. Thus, the typical waste from the PWR would contain all the fission products, all the actinide nuclides except 0.5% of the uranium and plutonium originally present in the spent PWR fuel. With the same assumptions for the HTGR, the waste would contain again all the fission products except those noted and all the actinide nuclides except 0.5% of uranium and thorium originally present in the spent fuel. The heat generation from these two systems is shown in Fig. 10. The typical PWR

TABLE VIII
Thermally Significant Isotopes in HTGR Spent Fuel
(Contribution to heat generation, %)

Isotopes	Time After Discharge (day)									
	10	30	60	90	120	150	270	365	1096	3650
²³³ Pa	22.53	21.76	15.36	9.81	5.71	3.19	0.24			
¹⁴⁰ Ba/ ¹⁴⁰ La	18.97	10.22	3.12	0.82	23.83	21.29	10.01	4.64		
⁹⁵ Zr/ ^{95m} Nb/ ⁹⁵ Nb	14.33	20.02	24.47	25.23						
¹⁴⁴ Ce/ ¹⁴⁴ Pr	9.99	15.24	21.84	27.15	31.29	34.75	41.19	40.85	16.32	
⁹¹ Y	4.70	5.97	6.46	6.06	5.29	4.44	1.71	0.70		
⁸⁵ Sr	4.30	5.27	5.45	4.88	4.07	3.26	1.05	0.37		
¹³⁴ Cs	3.86	6.07	9.10	11.84	14.34	16.60	23.58	27.04	32.74	7.03
¹⁴¹ Ce	2.73	2.85	2.31	1.63	1.07	0.67				
¹⁴³ Pr	2.12	1.24								
¹⁰⁵ Ru/ ^{105m} Rh	1.78	2.01	1.83	1.45	1.07	0.75				
⁹⁰ Sr/ ⁹⁰ Y	0.98	1.56	2.40	3.21	3.98	4.74	7.49	9.24	21.00	40.42
¹⁰⁶ Ru/ ¹⁰⁶ Rh	0.91	1.41	2.06	2.60	3.06	3.44	4.38	4.53	2.71	
¹³⁷ Cs/ ^{137m} Ba	0.75	1.21	1.86	2.49	3.08	3.67	5.75	7.20	16.37	31.80
²³⁸ Pu	0.29	0.46	0.72	0.96	1.19	1.42	2.24	2.80	6.57	14.22
¹⁵⁴ Eu								0.49	1.06	1.80
²⁴⁴ Cm										0.98

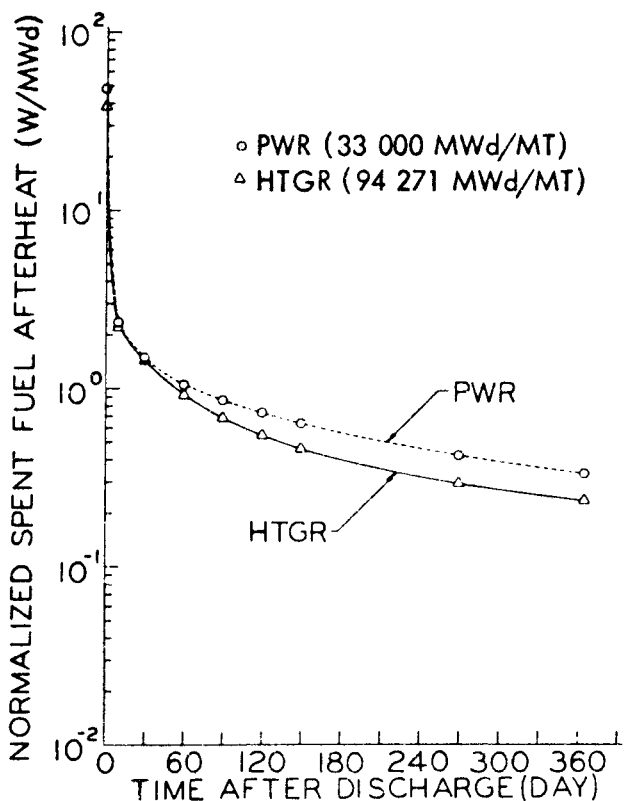


Fig. 2. Normalized heat generation by PWR and HTGR spent fuel.

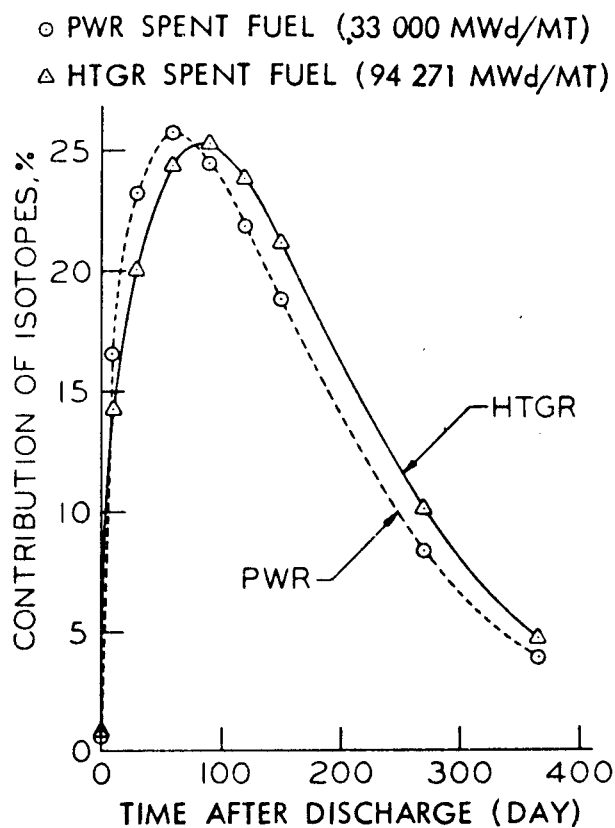


Fig. 3. Relative heat generation of ⁹⁵Zr/^{95m}Nb/⁹⁵Nb.

- PWR SPENT FUEL (33 000 MWd/MT)
- △ HTGR SPENT FUEL (94 271 MWd/MT)

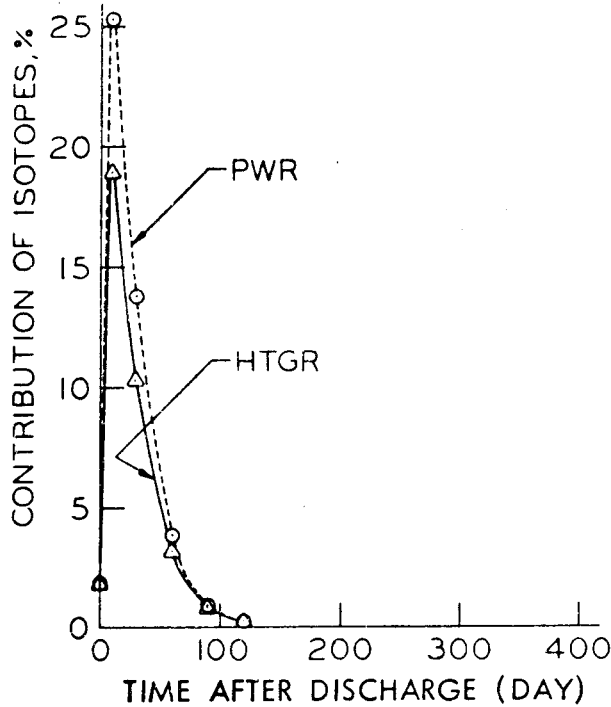


Fig. 4. Relative heat generation of $^{140}\text{Ba}/^{140}\text{La}$.

- PWR SPENT FUEL (33 000 MWd/MT)
- △ HTGR SPENT FUEL (94 271 MWd/MT)

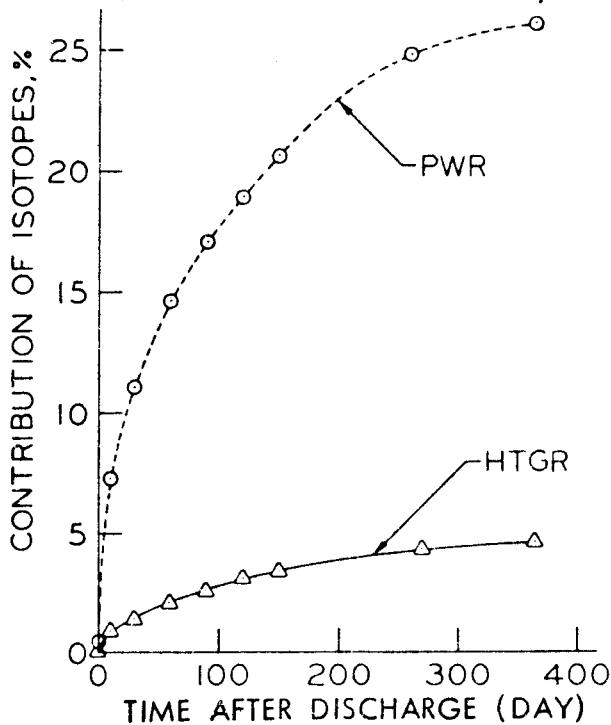


Fig. 5. Relative heat generation of $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$.

- PWR SPENT FUEL (33 000 MWd/MT)
- △ HTGR SPENT FUEL (94 271 MWd/MT)

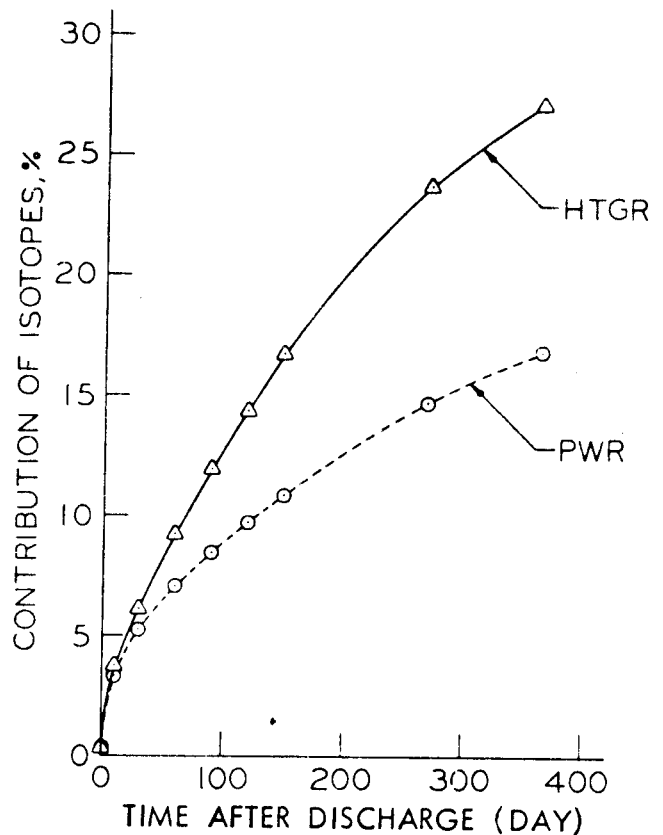


Fig. 6. Relative heat generation of ^{134}Cs .

waste generates the greatest amount of heat initially, but this amount is soon exceeded by that generated by the HTGR because of the increasing importance of the ^{238}Pu . This will persist until the ^{238}Pu is reduced and the heat generation of the longer life isotopes results in the wastes from the PWR generating more heat than that from the HTGR.

In summary, several comparisons have been made of the heat generated by spent fuel and processing waste from reference design PWR and HTGR by calculation using the ORIGEN and RADEC computer codes. The first year after discharge, the PWR heat generation rate exceeds that of the HTGR, and, in addition, the actinide nuclides, such as ^{233}Pa and ^{238}Pu , have a far greater significance in HTGR spent fuel than in PWR spent fuel. Finally, the HTGR waste generates heats which exceed those of the PWR waste from ~5 years to some 500 years of cooling. The numerous tables generated in the course of those calculations are too voluminous to permit publica-

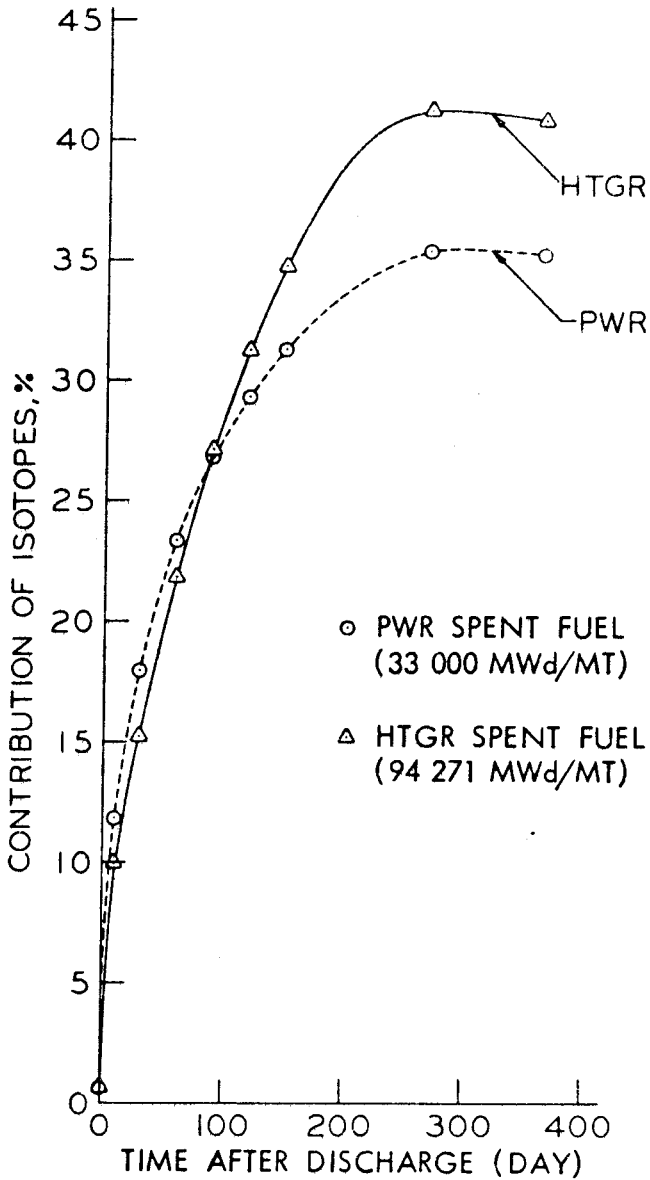


Fig. 7. Relative heat generation of ¹⁴⁴Ce/¹⁴⁴Pr.

tion in an archival journal. The details are available in an Engineering Experiment Station Document being published by the College of Engineering of the University of Arizona.

The availability of the details of the heat generation rates should prove useful in the calculation of other quantities needed for the optimization of cooling times and heat requirements for the various fuel processing strategies. In addition, some information which may enable assessment of the economics of partitioning may also be provided.

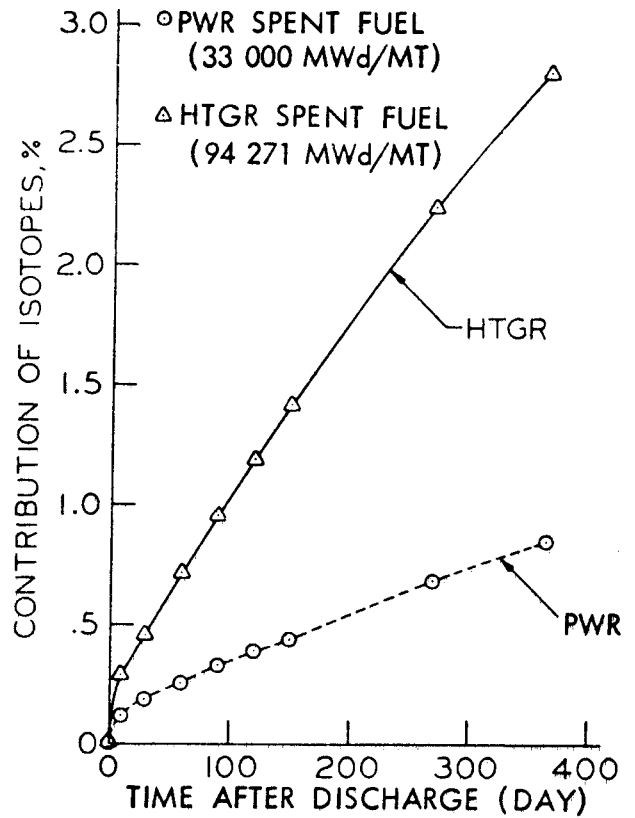


Fig. 8. Relative heat generation of ²³⁸Pu.

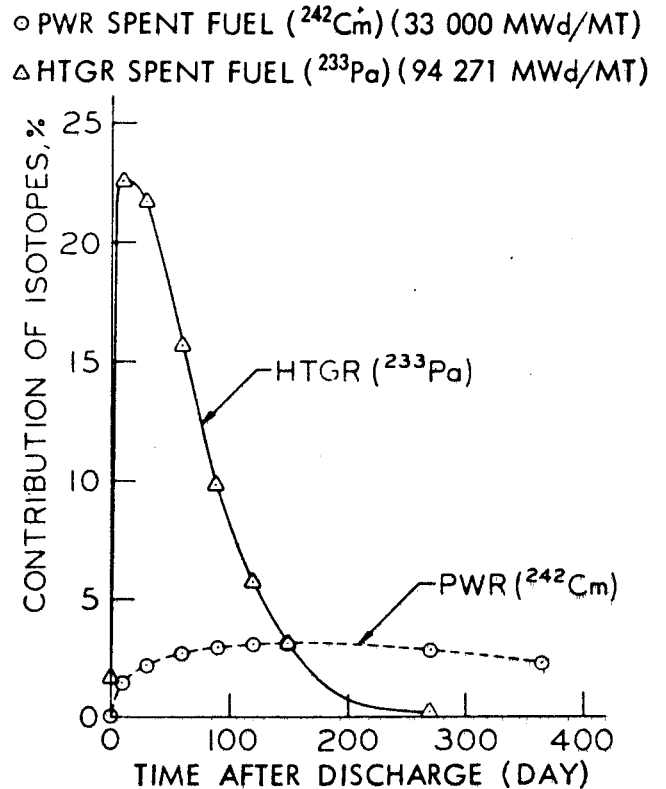


Fig. 9. Relative heat generation of selected actinides.

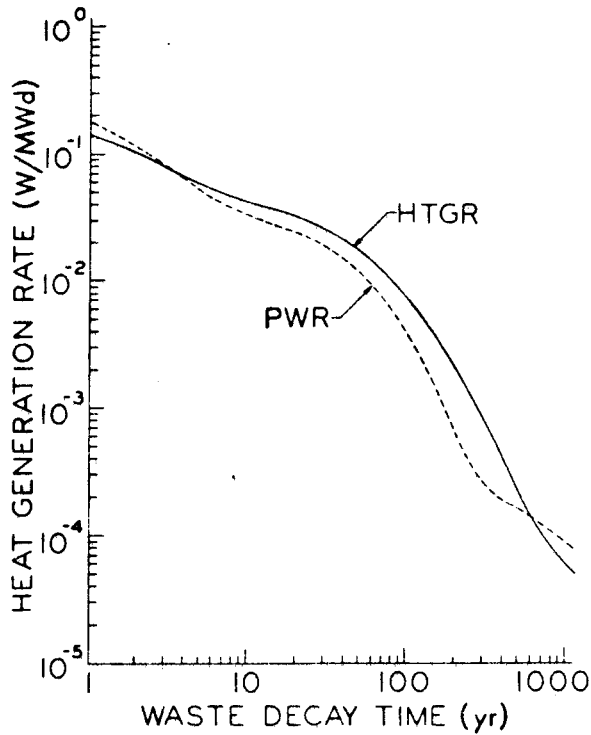


Fig. 10. Normalized heat generation of typical wastes from PWR and HTGR spent fuel processing.

REFERENCES

1. J. J. COHEN, A. E. LEWIS, and R. L. BRAUN, "Use of a Deep Nuclear Chimney for the *In-Situ* Incorporation of Nuclear Fuel-Reprocessing Waste in Molten Silicate Rock," UCRL-51044, Lawrence Radiation Laboratory (May 4, 1971).
2. J. A. ANGELO, Jr., "Heat Transfer from Radioactive Wastes in Deep Rock," Doctoral Dissertation, The University of Arizona (in preparation).
3. "Nuclear Power 1973-2000," WASH-1139 (72), Forecasting Branch, Office of Planning and Analysis, U.S. Atomic Energy Commission (1972).
4. "Siting Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities," ORNL-4451, Oak Ridge National Laboratory (July 1970).
5. J. BLOMEKE, C. W. KEE, and J. P. NICHOLS, "Projections of Radioactive Wastes to be Generated by the U.S. Nuclear Power Industry," ORNL-TM-3965, Oak Ridge National Laboratory (Feb. 1974).
6. M. J. BELL, in "ORIGEN—The ORNL Isotope Generation and Depletion Code," ORNL-4628, Oak Ridge National Laboratory (May 1973).

Resteffektstudier för KBS (Objekt 19.06)
 Del 2. Beräkningar

TPM-RF-77-2246/SM-48

K Ekberg, N Kjellbert, G Olsson

60/16+18

1977-05-26

5422802



KBS	P-E Ahlström (40 ex)	FN	P-I Johansson	FL	G Rudstam
S	E Hellstrand	RF	R Persson		
SP	B Berlin		G Andersson		
SM	L Devell		H Häggblom		
MC	G Blomqvist	RV	R Blomqvist		

Innehållsförteckning

SUMMARY

SAMMANFATTNING

1. Inledning
 2. Jämförelse mellan BEGAFIP och ORIGEN
 3. Resultat
 4. Felanalys
 5. Slutsatser
- Referenser
- List of tables
- List of figures
- Tabell 1-11
- Figur 1-7

SUMMARY

The decay power of irradiated PWR and BWR fuel has been calculated in the decay range of 1-10000 years using the Studsvik computer code BEGAFIP and the ORNL code ORIGEN. Vitrified waste from reprocessed fuel - with 99.5 % U and Pu eliminated - has been followed to 1000 years. The two programmes show reasonable agreement for fission products, but ORIGEN is some 30 % lower for actinides. Recommended values, based also on complementary results from the depletion code CASMO, are given for unprocessed fuel and for vitrified waste, assuming reprocessing either 2 or 10 years after discharge. The recommended values are conservatively chosen and are based on ORIGEN fission product results and BEGAFIP actinide results. An error analysis is given.

SAMMANFATTNING

Resteffekten för bestrålat bränsle från PWR och BWR har beräknats för avklingningstider 1-1000 år med Studsviks datorprogram BEGAFIP och ORNLs ORIGEN. Förglasat avfall från upparbetat bränsle, med 99.5 % U och Pu avskilt, har följts till 1000 år. De två programmen visar godtagbar överensstämmelse för klyvningsprodukter, men ORIGENs resultat för aktinider är omkring 30 % lägre. Rekommenderade värden ges för icke upparbetat bränsle och för förglasat avfall med upparbetningen antingen 2 eller 10 år efter uttag ur reaktorn. Därvid har även resultat från utbränningsprogrammet CASMO beaktats. De rekommenderade värdena har valts konservativt och är baserade på ORIGENs resultat för klyvningsprodukter och BEGAFIPs resultat för aktinider. En feluppskattning har gjorts.

En litteraturgenomgång, vilken utgjorde första delen av denna utredning av resteffekt, har tidigare publicerats som TPM-RF-77-2235 [16].

1. Inledning

En serie beräkningar har gjorts med BEGAFIP och ORIGEN för att fastställa resteffekten för bestrålat reaktorbränsle och från förglasat avfall från upparbetat bränsle. Det avklingningsintervall som varit av primärt intresse för denna utredning omfattar 10-1000 år.

Följande driftparametrar har använts:

	<u>PWR</u>		<u>BWR</u>	
Medelanrikning	3.25	%	2.75	%
Spec. effekt	38.5	MW/tU	22.0	MW/tU
Medelutbränning	33000	MWd/tU	27600	MWd/tU
Drifftid	285.7	dygn/år	313.6	dygn/år
Antal driftår	3	år	4	år

Dessa parametrar svarar närmast mot Ringhals 3 och Forsmark 1.

Behövliga ingångsdata för BEGAFIP och ORIGEN genererades genom utbränningskörningar med CASMO till de angivna utbränningarna. I PWR-fallet kördes en ekvivalent pinncell, men för BWR bedömdes det så pass besvärligt att bestämma data för en medelcell att i stället en vanlig boxberäkning gjordes med 43 % medelvoid.

För upparbetningen och förglasningen antogs följande data:

Avsvalning före upparbetning	2 år, 10 år
U-rest i aktivt avfall	0.5 %
Pu-rest i "-	0.5 %
Glasmängd	150 l glas/tU

Förutom 99.5 % U och Pu har vid upparbetningen avskilts tritium, halogener och ädelgaser. Övriga aktinider och fissionsprodukter förglasas.

Resteffekten från kapslingsmaterial och övrigt konstruktionsmaterial i bränslet har beaktats, men befunnits ge försumbara bidrag till totaleffekten.

Med "FP" menas i denna rapport fissionsprodukter och deras aktiverings- och sönderfallsprodukter. Med "HM" eller aktinider menas alla nuklider med masstal 92 och högre och deras sönderfallsprodukter.

2. Jämförelse mellan BEGAFIP och ORIGEN

De två program som använts för beräkningarna - det svenska BEGAFIP [1] och det amerikanska ORIGEN [2] - har stora likheter. De är båda sk summationsprogram, vilket innebär att den totala effektutvecklingen erhålls genom att alla fissionsprodukters (av betydelse) bidrag summeras. I korthet går beräkningen så till att programmen matas med uppgifter om reaktorns effekt och utbränning per ton uran, driftperioder, samt parametrar som beskriver relationerna mellan snabbt, epitermiskt och termiskt flöde i huvudsak enligt Westcotts modell [3]. Det totala antalet fissioner fördelas på U-235, U-238, Pu-239 och Pu-241.

I tabell 1 har gjorts en jämförelse mellan det relativa antalet fissioner i de fyra nukliderna enligt det noggranna cellprogrammet CASMO samt BEGAFIP och ORIGEN, integrerat över hela utbränningsförloppet. Om CASMOs värden här ses som "riktvärden" ser vi att överensstämmelsen är god, med ORIGENs låga andel fissioner i Pu-241 som enda nämnvärda avvikelse. Vi återkommer till Pu-241 i ORIGEN senare.

Inventariet av fissionsprodukter (FP) fås med användning av värden på klyvningsutbytet. BEGAFIP använder värden enligt Meek och Rider från 1974 [4], medan vår version av ORIGEN använder en äldre sammanställning av Katcoff [5] från 1960.

Förekommande skillnader i yieldvärden blir, utom för två masstal, efter några år av mindre betydelse. Vid 10 år svarar Cs-137 + Ba-137m och Sr-90 + Y-90 för mer än 90 % av FPs effektutveckling (jfr tabell 10). Yieldvärden och

halveringstider ges för dessa och några andra nuklider i tabell 2. Vi ser att avvikelserna är små och icke systematiska. Slutsatsen blir att de skillnader som programmen uppvisar i fråga om yieldvärden icke ger upphov till signifikanta skillnader i effektutvecklingen efter 10 år.

FPs avklingning beräknas för de valda tidsstegen och effektutvecklingen beräknas genom summation av alla separata FP. Halveringstider och Q-värden (energiutveckling per sönderfall) har bägge programmen hämtat från [6]. Så långt är de bägge programmen mycket likvärdiga med avseende på funktion och data.

På två väsentliga punkter finns emellertid skillnader, vilka med all sannolikhet orsakar de skillnader i resultat som kan observeras:

Effektiv β -energi. Q-värdena i [6] avser skillnaden mellan energinivåer, dvs i fallet β -sönderfall maximal β -energi. Den effektiva β -energin får beräknas med kännedom om fördelningen av β -partiklarnas energier. BEGAFIP har använt [7] medan man i ORIGEN har använt en särskild kod, beskriven i [8], för ändamålet. Vi har jämfört Q-värdena för några av de viktigaste nukliderna i tabell 2. Man ser att ORIGEN ligger konsekvent högre för FP, i medeltal ca 7 %. Om vi jämför effektutvecklingen från FP i intervallet 10-100 år (tabell 4 och 6) finner vi att ORIGEN ligger just 6-7 % högre än BEGAFIP. Det är troligt att vi här har ett orsakssammanhang, eftersom någon liknande systematisk trend inte finns i fråga om värdena för fissionsutbytet.

Vi har inte möjlighet att inom denna utredning avgöra vilket program som är bättre på denna punkt, utan vi får nöja oss med att konstatera att skillnaden är förhållandevis liten och rekommendera att man konservativt väljer det högre värdet för effektutvecklingen från FP.

Aktiniduppbyggnad. Båda programmen använder en enkel modell med inlästa kvoter mellan neutronflödestätheter samt tabellerade tvärsnitt och resonansintegraler för att beräkna uppbyggnad och utbränning av aktinider. Vi har inte haft möjlighet att göra en detaljerad jämförelse mellan programmen i detta avseende. Vi har emellertid kunnat jämföra halten av tunga nuklider vid utbränningens slut med CASMOs resultat. En undersökning av CASMOs noggrannhet vid beräkningen av Pu och högre nuklider har gjorts i [14] med god överensstämmelse med experimentella resultat. Vi ser i tabell 3 att både BEGAFIP och ORIGEN har för litet U-235, för mycket U-238 och för litet Pu-239. Detta är konsistent med att båda programmen har för många fissioner i U-235 och för få i Pu-239. Skillnaderna är dock marginella och ger inget underlag för slutsatser om effektutveckling från FP eller aktinider. En signifikant avvikelse föreligger dock ifråga om Pu-241, där BEGAFIP stämmer bra med CASMO, men ORIGEN ligger ca 30 % (PWR) resp 25 % (BWR) för lågt. Pu-241 sönderfaller till Am-241 med en halveringstid på 13.2 år [6].

Am-241 är dominerande bland aktiniderna från ca 50 år, då mer än 90 % av Pu-241 övergått till Am-241. Vi sätter här större tilltro till BEGAFIPs beräkning av Pu-241-Am-241, eftersom den stöttas av CASMO. Den halveringstid som används, 13.2 år, är dock osäker. Både ORIGEN med 14.6 år och en modern nuklidkarta [9] med 14.89 år avviker signifikant. Emellertid är halveringstiden för Am-241, 433 år, så mycket längre än den för Pu-241 att denna osäkerhet blir av mindre betydelse. Vi får endast en förskjutning på några få år av den tidpunkt då (nästan) allt Pu-241 övergått till Am-241. Så t ex förskjuts den tidpunkt efter 5 halveringstider då 96.875 % har övergått från Pu-241 till Am-241 från 66 till 74.5 år, och denna förskjutning på 8.5 år kvarstår sedan oförändrad.

Sammanfattningsvis väljer vi för aktiniderna BEGAFIPs värden framför ORIGENs.

3. Resultat

Resultaten presenteras dels som tabeller, dels som diagram. Vi har valt att ge resteffekten dels som programmen ger den, i W/tU, dels normerad till utbränningen 1 MWd/tU vilket blir i W/MWd, dels (för förglasat avfall) i W/liter glas under antagandet att avfallet från 1 t U ger 150 liter glas.

Såsom motiverats i avsnittet där BEGAFIP och ORIGEN jämförs rekommenderar vi att man väljer resteffekten för FP enligt ORIGEN och för HM enligt BEGAFIP. I samtliga tabeller där detta är relevant har värden summerats på detta sätt och markerats "recommended values".

Tabellerna 4 till 7 ger resteffekten i W/tU för PWR och BWR, icke upparbetat och upparbetat. För icke upparbetat bränsle har värden handräknats fram till 10000 år. Efter 1000 år återstår så få nuklider av betydelse att detta var enklare än att köra programmen på nytt när önskemål framställdes om denna utsträckning.

Tabell 8 visar resteffekten för PWR och BWR, icke upparbetat och upparbetat normerat till 1 MWd/tU utbränning. I denna tabell, som innehåller normerade "recommended values", har för jämförelses skull lagts in värden från ref [10]. Överensstämmelsen är god, utom för de längsta tiderna, 500 och 1000 år. Vi noterar att ref 10 har använt ORIGEN och såsom tidigare visats ger detta program för låga värden i de tidintervall där aktiniderna blir dominerande. Eftersom reprocessingen i ref 10 gjordes efter 1 år blir denna effekt ytterligare accentuerad. Här kan anmärkas att det har varit svårt att finna referenser med direkt jämförbart material. Som exempel kan nämnas den grundliga utredningen i [11]. Där upparbetar man redan efter 150 dagar och låter 1 % U och Pu följa med avfallet. En jämförelse mot kurvan för "fission products" i fig 14 i [11] visar emellertid god överensstämmelse med våra värden i tabell 4, kolumn 2.

Tabell 9 sammanställer våra rekommenderade värden på resteffekten för förglasat avfall. I denna tabell har också för jämförelse lagts in de omdiskuterade franska värdena enligt två källor, dels CEA-R-4550 [12], dels ett telex från Bonniaud 770329 [13]. Som svar på en förfrågan från oss har Bonniaud i telex 770503 [15] rått oss att använda våra värden vid 20 och 30 år. Han nämner inte värdet vid 50 år, men vi vidhåller vår uppfattning att även detta franska värde är felaktigt. Detta är en konsekvens av att effektutvecklingen från FP fortfarande upp till ca 100 år dominerar över HM i upparbetat avfall, och att Sr-90 + Y-90 och Cs-137 + Ba-137m med ca 30 år halveringstid svarar för praktiskt taget 100 % därav redan från ca 20 år.

Tabellerna 10 och 11 är två illustrativa tabeller, som visar vilka nuklider som är de största bidragsgivarna till total-effekten vid olika tidpunkter. Det framgår klart att de nyssnämnda nukliderna med masstal 90 och 137 är dominerande i ett intervall 5-50 år och 5-100 år för icke upparbetat respektive upparbetat bränsle.

För att ytterligare illustrera tidsförloppen har ett antal diagram upprättats. Fig 1 och 2 visar effekten av upparbetning och av tidpunkten därför på resteffekten. De beräknade värdena enligt BEGAFIP har använts härför. Fig 3, 4 och 5 visar de rekommenderade värdena för icke upparbetat bränsle till 10000 år samt för förglasat avfall till 1000 år. Den karakteristiska "ormande" formen på kurvorna i fig 3 beror på att varje kurva utgör summan av ett antal exponentialkurvor, som var och en dominerar i ett tidintervall. Störmoda har lagts ner på att få kurvformen riktig. Detta kan synas trivialt, men stora fel kan uppstå om man läser av värden från en kurva som är slarvigt dragen i ett dubbellogaritmiskt diagram.

Fig 6 och 7 slutligen visar för icke reprocessat bränsle hur den totala resteffekten byggs upp av de mest signifikanta FP och HM. Figurerna visar värden enl BEGAFIP, och totalnivån ligger alltså lägre än i den motsvarande fig 3 så länge FP är dominerande. Den karakteristiska puckeln mellan 10 och 100 år framstår klart, liksom en annan mellan 200 och 2000 år. För avfall från upparbetat bränsle blir den förra ännu mer utpräglad.

4. Felanalys

En egentlig felanalys, utgående från i programmen använda data och modeller, har vi inte kunnat utföra. Vi har emellertid dragit vissa slutsatser av de skillnader som observeras mellan de två använda programmen. Utvecklingen av BEGAFIP påbörjades därför att ORIGEN vid den tidpunkten inte var tillgängligt. De två programmen är alltså oberoende, fastän de använder samma grundläggande summationsprincip. I huvudsak samma datasammanställningar har stått till förfogande för yieldvärden, Q-värden, halveringstider etc. Vi har dock, som förut påpekats, en signifikant skillnad beträffande använda Q-värden.

Som utgångspunkt för en feluppskattning väljer vi skillnaden mellan resultaten från BEGAFIP och ORIGEN. För FP är den i intervallet 1-5 år 11-12 %, 10-100 år 7 %, 12 % vid 200 år och stiger sedan till en faktor 2 vid 1000 år och därefter. Vi observerar att det intervall där felet är lägst sammanfaller med det inom vilket Cs-134 + Sr-90 dominerar bland fissionsprodukterna, och förhållandena således är enkla och väldefinierade.

Med pålägg av viss säkerhetsmarginal kan felen för FP sammanfattas. Feluppskattningen gäller både BEGAFIP och ORIGEN.

<u>Avklingningstid, år</u>	<u>Fel i resteffekt från FP</u>
1-5	+ 15 %
10-100	+ 10 %
200	+ 15 %
500-10000	+ 100 % - 50 %

Skillnaden mellan BEGAFIP och ORIGEN beträffande resteffekten från HM är vid alla tidpunkter 25-30 %. Emellertid stöds här BEGAFIPs resultat av CASMO och vi anser det därför inte behövt med någon extra marginal. Resteffekten

från HM enligt BEGAFIP åsätts felet ± 25 %. För tiden mellan 1000 och 10000 år är Am-241 inte längre dominerande, och felet bör där utökas till ± 50 %.

De rekommenderade värdena på resteffekten är konservativt valda. Med beaktande av detta och med hänsyn till ovanstående resonemang erhåller vi nedanstående feltablå för våra rekommenderade värden.

Avklingningstid år	Fel i resteffekt (rekomm.värden)	
	Icke upp- arbetat	Upparbetat
1-5	± 15 %	± 15 %
10-30	± 10 %	± 10 %
50	± 15 %	± 10 %
100	± 25 %	± 15 %
200-1000	± 25 %	± 25 %
2000-10000	± 50 %	± 50 %

Feltablån skall inte ses som en exakt uppställning utan som ett försök att uttrycka det sammanlagrade felet när dominansen övergår från FP till HM, vilket sker senare för det separerade avfallet där en väsentlig del av HM tagits bort vid bränslets upparbetning.

5. Slutsatser

Vid jämförelse mellan resultaten från BEGAFIP och ORIGEN noterar man främst att BEGAFIP ger omkring 30 % större effekt från aktinider. En kontroll av de viktigaste aktiniderna mot CASMO visar dock att BEGAFIP sannolikt räknar bättre här. Den ganska stora skillnaden i totaleffekt mellan koderna vid tider över 100 år förklaras helt av skillnaden i aktiniduppbyggnad. Beträffande fissionsprodukterna ligger de båda koderna vid alla tider mellan 10 och 100 år inom 6-7 % från varandra.

För beräkningar av den typ som gjorts här lider program sådana som BEGAFIP och ORIGIN av svagheten att den reaktorfysikaliska utbränningsmodellen är starkt förenklad. Det är särskilt noggrannheten i beräkningen av uppbyggnaden av Pu-isotoperna och högre nuklider som blir lidande på datta. Vi har i viss mån kunnat eliminera denna osäkerhet genom att även beakta resultat från CASMO. Det vore emellertid önskvärt att BEGAFIP och CASMO kunde kopplas samman på ett sätt så att fissionsrater och isotophalter från CASMO direkt kunde användas i BEGAFIP. För närvarande introduceras osäkerheter genom översättningen till flödeskvoter och användning av icke så väl definierade medeltvärnsnitt i BEGAFIP. Vi anser att ett på detta sätt modifierat BEGAFIP skulle kunna beräkna resteffekt för långa avklingningstider med betydligt snävare felgränser än de tidigare uppgivna.

Referenser

1. J Elkert m fl
BEGAFIP - Ett program för beräkning av klyvnings-
produkternas aktivitet, beta- och gammaeffekter
AE-RF-72-374 (1972-11-30)
2. M J Bell
ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code
ORNL-4628 (May 1973)
3. C H Westcott
Effective Cross Section Values for Well-Moderated
Thermal Reactor Spectra
AECL-1191 (3rd Edition Corrected), Nov. 1960
4. M E Meek and B F Rider
Compilation of Fission Product Yields
NEDO-12154-1 (1974-01-26)
5. S Katcoff
Nucleonics 18, 201-208 (1960)
6. C M Lederer, J M Hollander and I Perlman
Tables of Isotopes, Sixth Edition
J Wiley & Sons, 1967
7. J C Widman, J Mantel, N H Horwitz and E R Powsner
Average Energy of Beta Spectra
Int Journ of Appl Radiation and Isotopes 19,
1-14 (1968)
8. E D Arnold
Handbook of Shielding Requirements and Radiation
Characteristics of Isotopic Power Sources for
Terrestrial, Marine and Space Applications
ORNL-3576, Appendix A (1964)
9. W Seelmann-Eggebert m fl
Karlsruher Nuklidkarte. 4. Auflage 1974
10. J A Angelo, Jr., and R G Post
Nuclear Fuel Cycle and the Isotopic Compositions
Nucl Technology 24, pp 323-330 (1974)
11. H O Haug
Calculation and Compilations - - - of Spent Power
Reactor Fuels and Their Reprocessing Wastes
KFK-1945 (April 1974)

12. J C Impert et F Pacand
Contribution a l'Etude de la Diffusion en Relation
avec la Lixiviation des Verres
CEA-R-4550 (Aug. 1974)
13. R Bonniaud
Telex till G Blomqvist, AB Atomenergi
(1977-03-29)
14. Å Ahlin och M Edenius
"The Collision Probability Module EPRI-CPM"
developed for the Electric Power Research Institute
as part of the Advanced Recycle Methodology Package
15. R Bonniaud
Telex till G Blomqvist, AB Atomenergi
(1977-05-03)
16. K Ekberg och G Olsson
Resteffektstudier för KBS (Objekt 19.06)
Del 1. Litteraturgenomgång
AE-TPM-RF-77-2235 (1977-04-19)

List of tables

Table 1	Percentage distribution of fissions between fissionable nuclides
" 2	Half lives, Q-values and yields of significant FP and HM
" 3	Contents of heavy nuclides at time of discharge
" 4	PWR, 33000 MWd/tU, not reprocessed
" 5	PWR, 33000 MWd/tU, reprocessed
" 6	BWR, 27600 MWd/tU, not reprocessed
" 7	BWR, 27600 MWd/tU, reprocessed
" 8	PWR, BWR. Normalized to 1 MWd/tU burnup
" 9	Vitrified waste, summary 150 g glass/tU. PWR 33000 MWd/tU and BWR 27600 MWd/tU. BEGAFIP HM + ORIGEN FP. Also shown are values from CEA-R-4550 and telex 770329 from Bonniaud
" 10	PWR. Not reprocessed. Percentage contribution to decay power from the most significant FP and HM according to BEGAFIP. Absolute values are in table 4, columns 1, 3 and 1+3
" 11	PWR. Reprocessed after 2 years. Percentage contribution to decay power from the most significant FP and HM according to BEGAFIP. Absolute values are in table 5, columns 1, 3 and 1+3

List of figures

- Fig 1 Effect of reprocessing on decay power
- " 2 Effect of reprocessing on decay power
- " 3 Recommended decay power for not reprocessed fuel
- " 4 Recommended decay power for waste from reprocessed PWR fuel
- " 5 Recommended decay power for waste from reprocessed BWR fuel
- " 6 Contributions from the most significant FP and HM to the total decay power (PWR) (not reprocessed fuel)
- " 7 Contributions from the most significant FP and HM to the total decay power (BWR) (not reprocessed fuel)

KBS 19.06 - Resteffekt

Tabell 1: Percentage distribution of fissions between fissionable nuclides

Nuclide	PWR			BWR		
	CASMO	BEGAFIP	ORIGEN	CASMO	BEGAFIP	ORIGEN
U-235	54.9	55.0	55.8	58.2	59.5	58.9
Pu-239	32.1	31.2	32.0	30.3	29.0	31.3
Pu-241	4.8	4.7	3.5	4.3	3.9	3.1
U-238	8.2	9.1	8.7	7.1	7.6	6.7

Tabell 2: Half lives, Q-values and yields of significant FP and HM

	BEGAFIP						ORIGEN					* *
	T _{1/2}	Q MeV	γ ₂₅ %	γ ₂₈ %	γ ₄₉ %	γ ₄₁ %	T _{1/2}	Q MeV	γ ₂₅ %	γ ₂₈ %	γ ₄₉ %	
Ce-144 (+Pr-144)	284 d	1.344	5.46	4.74	3.83	4.15	284 d	1.445	5.62	4.34	3.93	
Ru-106 (+Rh-106)	367 d	1.622	0.39	2.79	4.28	6.09	366 d	1.783	0.38	2.21	4.12	
Cs-134	2.05 y	1.729	- *	- *	- *	- *	2.05 y	1.787	- *	- *	- *	
Cs-137 (+Ba-137m)	30.0 y	0.857	6.26	6.28	6.69	6.60	30.0 y	0.939	6.15	6.36	6.63	
Sr-90 (+Y-90)	28.1 y	1.139	5.92	3.21	2.12	1.56	28.1 y	1.214	5.77	3.23	2.21	
Pu-238	86.0 y	5.500					88.9 y	5.592				
Pu-239	24400 y	5.157					24400 y	5.243				
Pu-240	6580 y	5.168					6760 y	5.255				
Pu-241	13.2 y	0.005					14.6 y	0				
Am-241	432.7 y	5.532					433 y	5.640				
Am-243	7370 y	5.329					7560 y	5.439				
Cm-242	162.7 d	6.110					163 d	6.217				
Cm-244	18.1 y	5.810					18.2 y	5.902				
	* Cs-134 is produced during irradiation through						Cs-133	(n,γ) Cs-134				
	** ORIGEN uses						γ ₄₉	values for γ ₄₁ .				

KBS 19.06 - Resteffekt

Tabell 3: Contents of heavy nuclides at time of discharge

g/tU

	PWR			BWR		
	CASMO	BEGAFIA	ORIGEN	CASMO	BEGAFIA	ORIGEN
U-235	9322	8769	8370	7309	6483	6460
U-238	941027	944700	943000	952671	955300	954000
Pu-238	146	202	172	84	108	87
Pu-239	6447	5511	5460	4326	4002	3720
Pu-240	2346	2338	2140	2040	2067	1960
Pu-241	1517	1516	1050	935	930	692
Am-241	37.7	43.8	22.2	32.0	37.0	21.7
Am-243	102.0	91.4	87.2	62.8	49.0	52.4
Cm-242	13.6	15.2	10.3	10.0	10.4	7.3
Cm-244	28.8	29.1	27.6	14.7	12.0	12.1

KBS 19.06 - Resteffekt

Tabell 4: PWR, 33000 MWd/tU, not reprocessed

W/tU

Decay time Years	1	2	3	4	1+3	2+4	2+3	
	FP	FP	HM	HM	FP+HM	FP+HM	ORI, FP	
	BEGAFIP	ORIGEN	BEGAFIP	ORIGEN	BEGAFIP	ORIGEN	+BEG, HM	
1	10051	11200	634	477	10685	11677	11834	
2	5233	5860	335	270	5568	6130	6195	
5	1701	1890	265	218	1966	2108	2155	
10	969	1040	276	222	1245	1262	1316	
15	795	844	284	225	1079	1069	1128	
20	691	733	288	226	979	959	1021	
30	536	570	289	224	825	794	859	
50	328	350	278	213	606	563	628	
70	202	216	262	200	464	416	478	
100	97.8	105	238	182	336	297	343	
200	8.99	10.1	183	140	192	150	193	
500	0.019	0.073	110	84.3	110	84.4	110	
1000	0.0110	0.022	61.9	49.9	62	49.9	62	
2000	0.0109	0.022	30.9	—	30.9	—	30.9	
5000	0.0108	0.022	19.1	—	19.1	—	19.1	
10000	0.0106	0.022	13.8	—	13.8	—	13.8	
							↑	
						Recommended	Values	

Illustrated in fig. 3

KBS 19.06 - Resteffekt

Tabell 5: PWR, 33000 MWd/tU, reprocessed

W/tU

Decay time years	Reprocessed after 2 years		Reprocessed after 10 years		Reprocessed after 2 years			Reprocessed after 10 years				
	1	2	3	4	5	6	1+3	2+4	2+3	1+5	2+6	2+5
	FP	FP	HM	HM	HM	HM	FP+HM	FP+HM	ORI. FP	FP+HM	FP+HM	ORI. FP
	BEGAFIP	ORIGEN	BEGAFIP	ORIGEN	BEGAFIP	ORIGEN	BEGAFIP	ORIGEN	+ BEG. HM	BEGAFIP	ORIGEN	+ BEG. HM
1	10051	11200	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
2	5233	5850	181	144	-	-	5414	5994	6031	-	-	-
5	1701	1880	92.3	80.4	-	-	1793	1960	1972	-	-	-
10	969	1030	79.5	68.6	131	102	1049	1099	1110	1100	1132	1161
15	795	837	69.6	59.3	121	93	865	896	907	916	930	958
20	691	728	61.3	51.5	112	85	752	780	789	803	813	840
30	536	567	48.8	39.8	99.1	72.5	585	607	616	635	640	666
50	322	349	34.1	26.1	82.8	57.8	362	375	383	411	407	432
70	202	216	26.8	19.4	74.1	50.2	229	235	243	276	266	290
100	97.2	105	21.9	15.1	66.9	44.4	120	120	127	165	149	172
200	8.99	10.1	17.0	11.4	55.4	36.4	26.0	21.5	27.1	64.4	46.5	65.5
500	0.019	0.073	10.6	7.21	34.4	22.7	10.6	7.28	10.7	34.4	22.2	34.5
1000	0.011	0.022	5.07	3.65	15.8	10.6	5.08	3.67	5.09	15.8	10.6	15.8
									↑			↑
									Recommended		values	

KBS 19.06 - Resteffekt

Tabell 6: BWR. 27600 MWd/tU, not reprocessed

W/tU

Decay time Years	1	2	3	4	1+3	2+4	2+3	
	FP	FP	HM	HM	FP+HM	FP+HM	ORI, FP	
	BEGAFIP	ORIGEN	BEGAFIP	ORIGEN	BEGAFIP	ORIGEN	+BEG. HM	
1	6559	7250	400	301	6959	7551	7650	
2	3524	3920	194	155	3718	4075	4114	
5	1269	1390	147	121	1416	1511	1537	
10	785	836	157	126	942	962	993	
15	655	693	164	130	819	823	857	
20	572	605	168	133	740	738	773	
30	446	472	172	135	618	607	644	
50	273	290	169	133	442	423	459	
70	168	179	161	127	329	306	340	
100	81.8	87.7	148	118	230	206	236	
200	7.53	8.40	117	93.6	124	102	125	
500	0.016	0.059	73.0	59.5	73.0	59.6	73.1	
1000	0.0096	0.0185	43.2	36.7	43.2	36.7	43.2	
2000	0.0095	0.0183	23.6	-	23.6	-	23.6	
5000	0.0094	0.0181	15.3	-	15.3	-	15.3	
10000	0.0092	0.0177	10.9	-	10.9	-	10.9	
							↑	
						Recommended	values	

Illustrated in fig. 3

Tabell 7: BWR. 27600 Mwd/tU, reprocessed

W/tU

Decay time Years			Reprocessed after 2 years		Reprocessed after 10 years		Reprocessed after 2 years			Reprocessed after 10 years		
	1	2	3	4	5	6	1+3	2+4	2+3	1+5	2+6	2+5
	FP	FP	HM	HM	HM	HM	FP+HM	FP+HM	ORI, FP	FP+HM	FP+HM	ORI, FP
	BEGAFIP	ORIGEN	BEGAFIP	ORIGEN	BEGAFIP	ORIGEN	BEGAFIP	ORIGEN	+BEG, HM	BEGAFIP	ORIGEN	+BEG, HM
1	6559	7250	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
2	3524	3900	103	82.2	-	-	3627	3982	4003	-	-	-
5	1269	1380	44.3	39.5	-	-	1313	1420	1424	-	-	-
10	785	828	38.7	34.1	70.6	56.5	824	862	867	856	885	889
15	655	688	34.6	30.0	66.2	52.2	690	718	723	721	740	754
20	572	601	31.1	26.6	62.2	48.6	603	628	632	634	650	663
30	446	470	25.8	21.4	56.7	43.1	472	491	496	503	513	527
50	273	290	19.5	15.3	49.4	36.3	293	305	310	322	326	339
70	168	179	16.3	12.3	45.3	32.7	184	191	195	213	212	224
100	81.8	87.7	14.0	10.2	41.6	29.6	95.8	97.9	102	123	117	129
200	7.53	8.40	11.2	8.08	34.8	24.6	18.7	16.5	19.6	42.3	33.0	43.2
500	0.016	0.059	6.99	5.08	21.6	15.3	7.01	5.14	7.05	21.6	15.4	21.7
1000	0.0096	0.0185	3.32	2.52	9.89	7.12	3.23	2.54	3.34	9.90	7.14	9.91
									↑↑			↑↑
										Recommended		values

Tabell 8: PWR, BWR. Normalized to 1 Mwd/tU burnup

W/MWd

	Not reprocessed			Reprocessed after 2 years			Reprocessed a. 10 y.				
	PWR	BWR	PWR	PWR	BWR	PWR	PWR	BWR			
	BEG. HM	BEG. HM	Ref. 9	BEG. HM	BEG. HM	Ref. 9	BEG. HM	BEG. HM			
	+ORI. FP	+ORI. FP	table III	+ORI. FP	ORI. FP	fig. 10	+ORI. FP	+ORI. FP			
1	3.59 -1	2.77 -1	3.36 -1	-	-	-	-	-			
2	1.88 -1	1.49 -1	-	1.83 -1	1.45 -1	1.75 -1	-	-			
5	6.53 -2	5.57 -2	-	5.99 -2	5.16 -2	6.5 -2	-	-			
10	3.99 -2	3.60 -2	3.91 -2	3.36 -2	3.14 -2	3.5 -2	3.52 -2	3.22 -2			
15	3.42 -2	3.11 -2	-	2.75 -2	2.62 -2	2.8 -2	2.90 -2	2.73 -2			
20	3.09 -2	2.80 -2	-	2.39 -2	2.29 -2	2.4 -2	2.55 -2	2.40 -2			
30	2.60 -2	2.33 -2	-	1.97 -2	1.80 -2	1.9 -2	2.02 -2	1.91 -2			
50	1.90 -2	1.66 -2	-	1.16 -2	1.12 -2	1.2 -2	1.31 -2	1.23 -2			
70	1.45 -2	1.23 -2	-	7.36 -3	7.07 -3	7.2 -3	8.79 -3	8.12 -3			
100	1.04 -2	8.55 -3	-	3.85 -3	3.70 -3	4.2 -3	5.21 -3	4.67 -3			
200	5.85 -3	4.53 -3	-	9.21 -4	7.10 -4	7.0 -4	1.98 -3	1.57 -3			
500	3.32 -3	2.65 -3	-	3.24 -4	2.55 -4	1.5 -4	1.05 -3	7.90 -4			
1000	1.89 -3	1.60 -3	-	1.54 -4	1.21 -4	8.5 -5	4.79 -4	3.59 -4			
	1) Values read from curve of fig. 10. Note that "waste decay time" starts from the time of reprocessing, which is done one year after "discharge" in ref. 9.										

KBS 19.06 - Resteffekt

Tabell 9: Vitrified waste, summary 150 l glass/tU. PWR 33000 Mwd/tU and BWR 27600 Mwd/tU. BEGAFIP HM + ORIGEN FP. Also shown are values from CEA-R-4550 and telex 770329 from Bonniaud W/l glass

Decay time Years	PWR			BWR		
	Reprocessed after 2 years	Reproc. a. 10 y.	Reproc. a. 2 y.	Reproc. a. 10 y.	Reproc. a. 2 y.	Reproc. a. 10 y.
	BEG. HM +ORIG. FP	4550 Telex		BEG. HM +ORIG. FP	BEG. HM +ORIG. FP	BEG. HM +ORIG. FP
1	-	67.0	-	-	-	-
2	40.2	40.2	-	-	26.7	-
5	13.1	15.2	17.7	-	9.49	-
10	7.40	6.92	7.01	7.74	5.78	5.93
15	6.05	-	-	6.39	4.82	5.03
20	5.26	3.35	2.68	5.60	4.21	4.42
30	4.11	2.23	2.01	4.44	3.31	3.51
50	2.55	1.12	1.34	2.88	2.07	2.26
70	1.62	-	-	1.93	1.30	1.49
100	0.85	-	0.71	1.15	0.68	0.86
200	0.181	-	-	0.437	0.131	0.288
500	0.071	-	-	0.230	0.047	0.145
1000	0.034	-	-	0.105	0.022	0.066
	↑↑			↑↑	↑↑	↑↑
	Recommended values			values		
	Illustrated in figures 4 and 5					

KBS 19.06 - Resteffekt

Tabell 10: PWR. Not reprocessed. Percentage contribution to decay power from the most significant FP and HM according to BEGAFIP. Absolute values are in table 4, columns 1, 3 and 1+3

Decay time Years	Ce-144 +Pr-144	Ru-106 +Rh-106	Cs-134	Sr-90 +Y-90	Cs-137 +Ba-137m	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Am-241	Cm-242	Cm-244	Sum of Listed FP and HM
1	36.7	26.3	13.8	4.77	4.83	1.15	0.10	0.15	0.13	3.62	0.73	92.28
2	28.9	25.3	18.9	8.94	9.05	2.21	0.19	0.29	0.39	1.47	1.35	95.99
5	5.63	9.06	19.4	23.5	23.9	6.11	0.53	0.82	2.23	0.051	3.41	94.54
10	0.10	0.45	5.66	32.8	33.6	9.27	0.84	1.20	5.91	0.018	4.45	94.40
15	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
20	-	-	0.24	32.6	34.0	10.9	1.07	1.65	11.6	0.022	3.86	95.94
30	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
50	-	-	-	25.1	27.4	13.8	1.73	2.66	25.3	0.031	1.92	92.00
70	-	-	-	20.0	22.4	15.4	2.26	3.47	33.7	0.037	1.20	90.44
100	-	-	-	13.2	15.6	16.7	3.12	4.78	45.4	0.045	0.53	94.02
200	-	-	-	1.96	2.71	13.1	5.45	8.27	68.1	0.047	0.021	97.66
500	-	-	-	-	-	2.06	9.43	14.0	73.5	-	0.018	94.01
1000	-	-	-	-	-	0.065	16.5	23.5	58.5	-	2.003	98.57
2000	-	-	-	-	-	-	32.2	42.6	25.2 *	-	-	100.0
5000	-	-	-	-	-	-	47.7	50.1	2.2 *	-	-	100.0
10000	-	-	-	-	-	-	57.3	41.0	1.7 *	-	-	100.0

* Am-241 + Am-243. Earlier Am-243 is negligible

Tabell 11: PWR. Reprocessed after 2 years. Percentage contribution to decay power from the most significant FP and HM according to BEGAFIP. Absolute values are in table 5, columns 1, 3 and 1+3

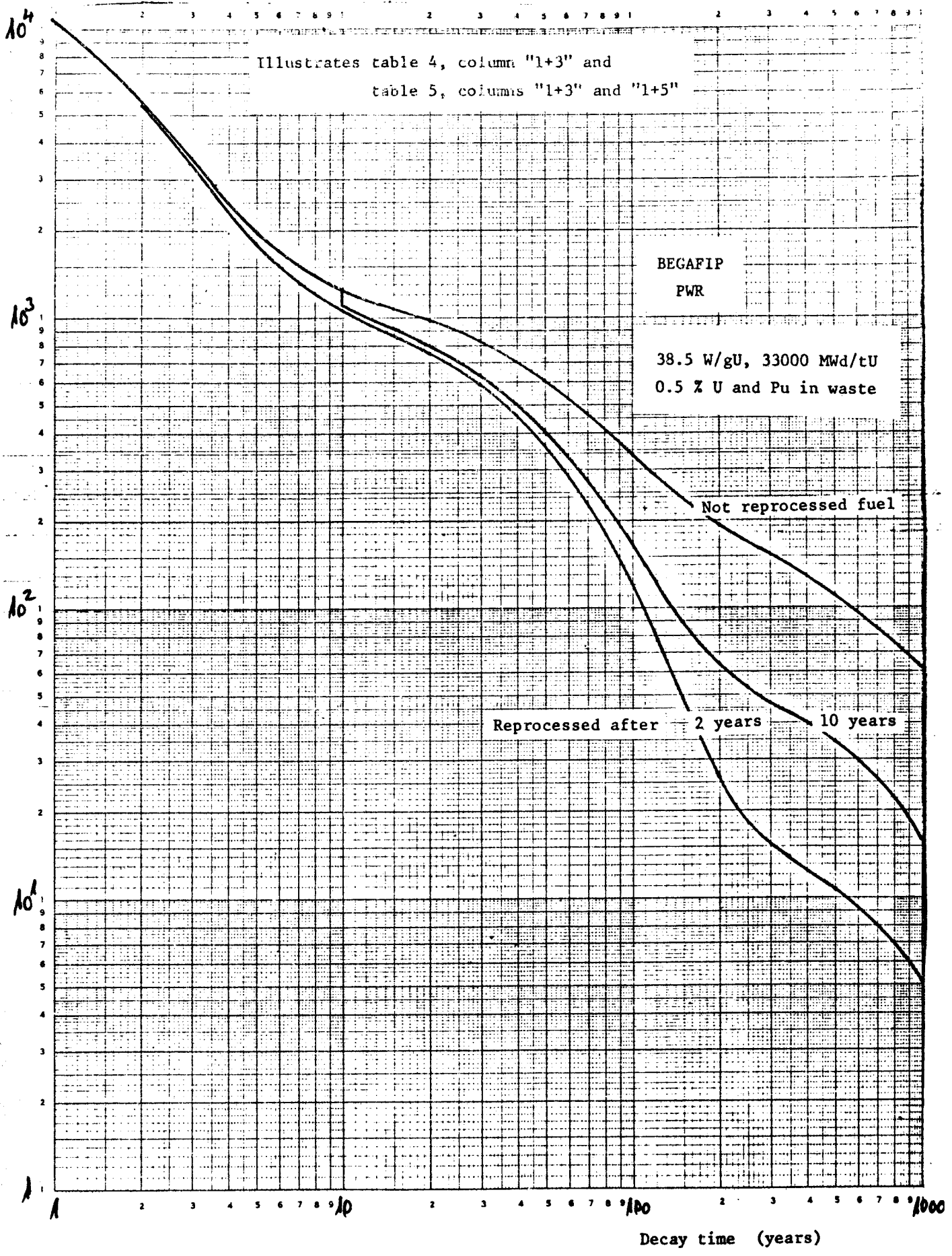
Decay time Years	Ce-144 +Pr-144	Ru-106 +Rh-106	Cs-134	Sr-90 +Y-90	Cs-137 +Ba137m	Pu-238	Pu-239 Pu-240	Am-241	Am-243	Cm-242	Cm-244	Σ 5 FP + 7 HM
1												
2	29.7	26.1	19.5	9.19	9.31	0.011	0.003	0.40	0.011	1.51	1.39	97.13
5	6.18	9.93	21.3	25.8	26.2	0.054	0.009	1.22	0.032	0.056	3.74	94.52
10	0.12	0.54	6.72	38.9	39.9	0.089	0.014	2.06	0.055	0.022	5.28	93.00
15	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
20	-	-	0.32	42.4	44.2	0.12	0.019	2.83	0.077	0.029	5.03	95.03
30	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
50	-	-	-	42.1	45.9	0.19	0.037	5.60	0.16	0.052	3.31	97.25
70	-	-	-	40.6	45.8	0.25	0.059	8.57	0.25	0.074	2.43	97.02
100	-	-	-	37.0	43.6	0.38	0.11	15.6	0.48	0.12	1.42	94.7
200	-	-	-	14.5	20.0	0.78	0.51	61.3	2.18	0.35	0.15	99.77
500	-	-	-	-	-	0.17	1.22	92.9	5.20	0.19	-	99.02
1000	-	-	-	-	-	-	2.44	87.0	10.3	-	-	99.74

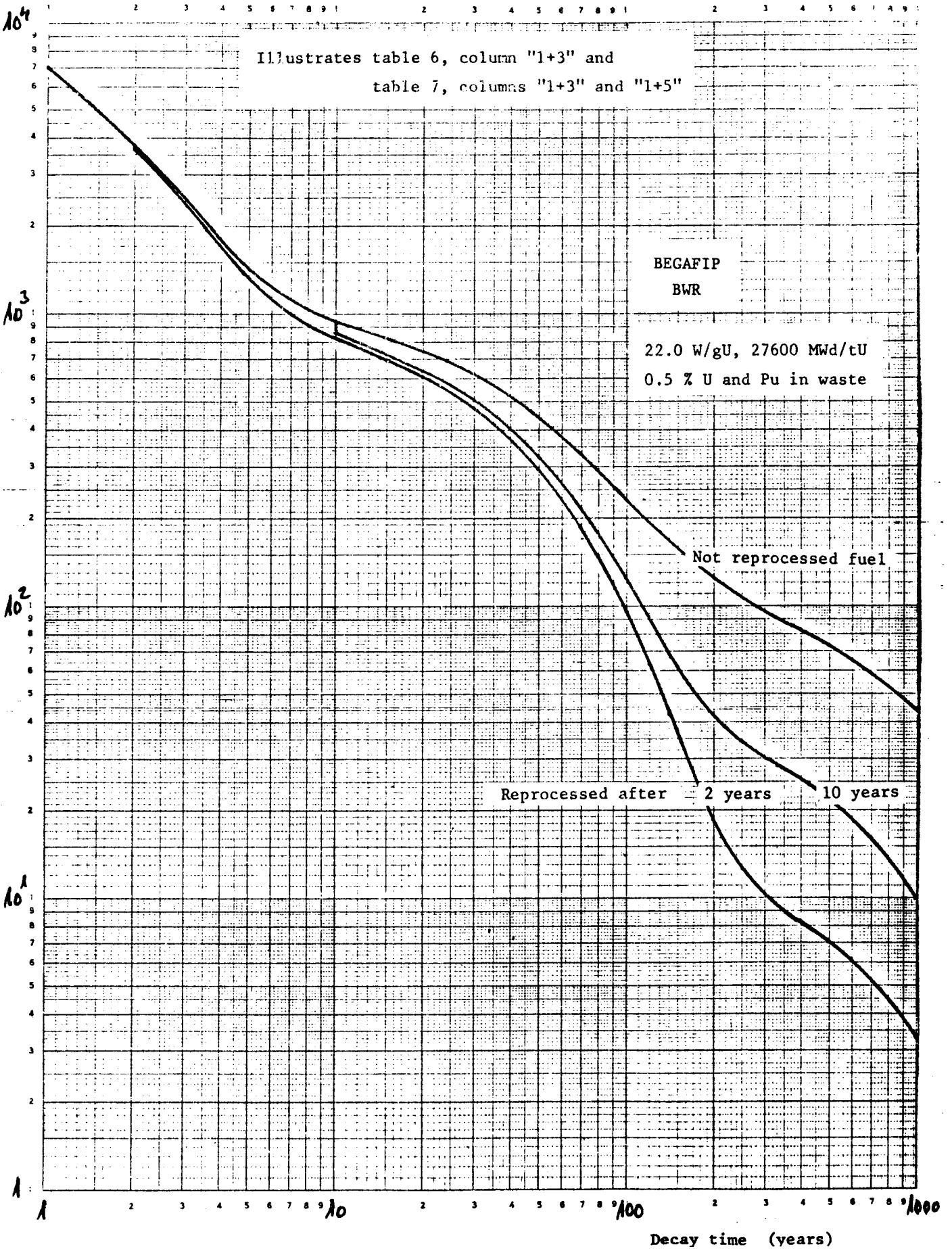
Decay power (W/tU)

AB ATOMENERGI
TPM-RF-77-2246/SM-48

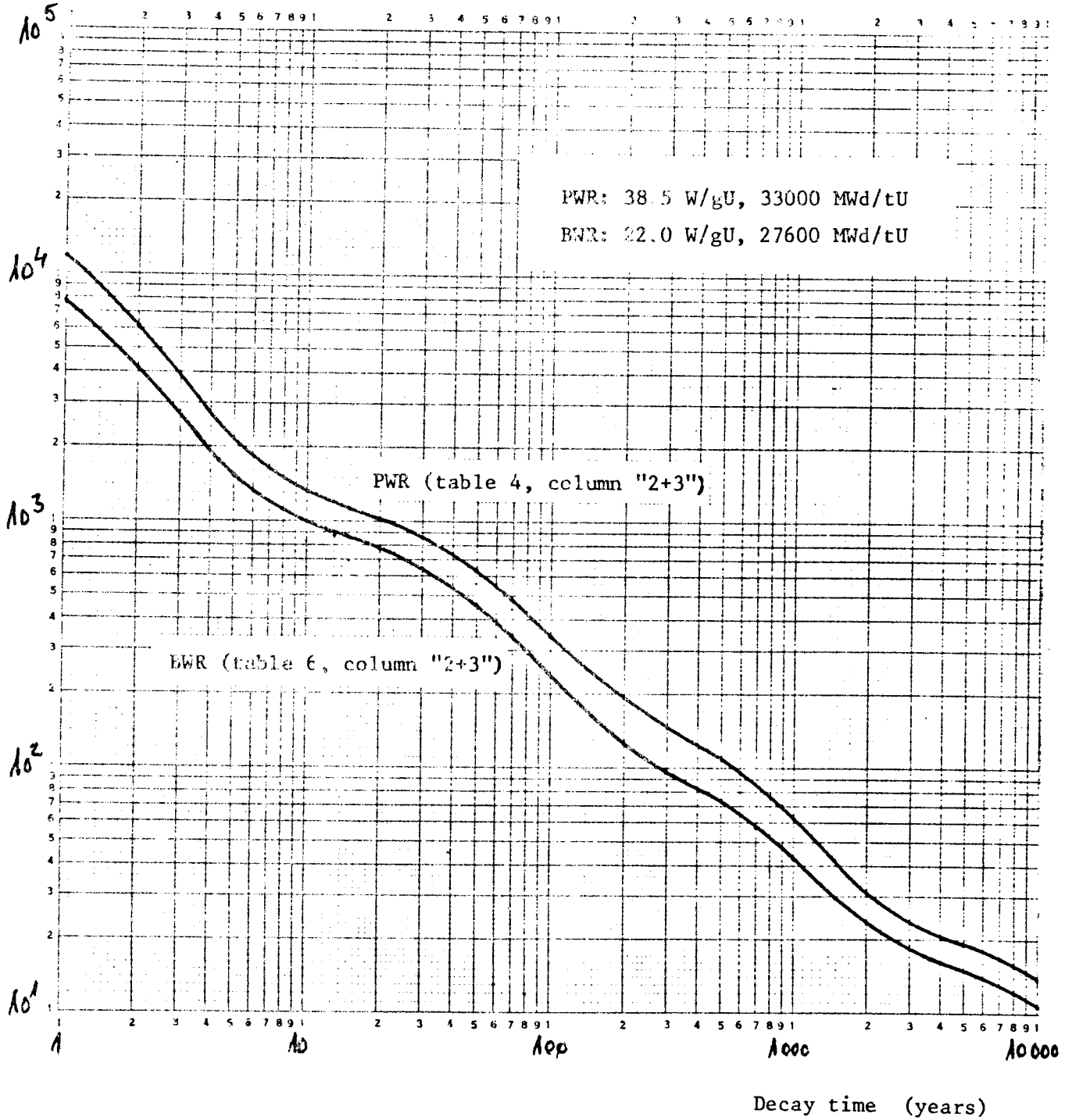
Effect of reprocessing on
decay power

Fig 1
KBS 19.06
Resteffekt





Decay
power
(W/tU)

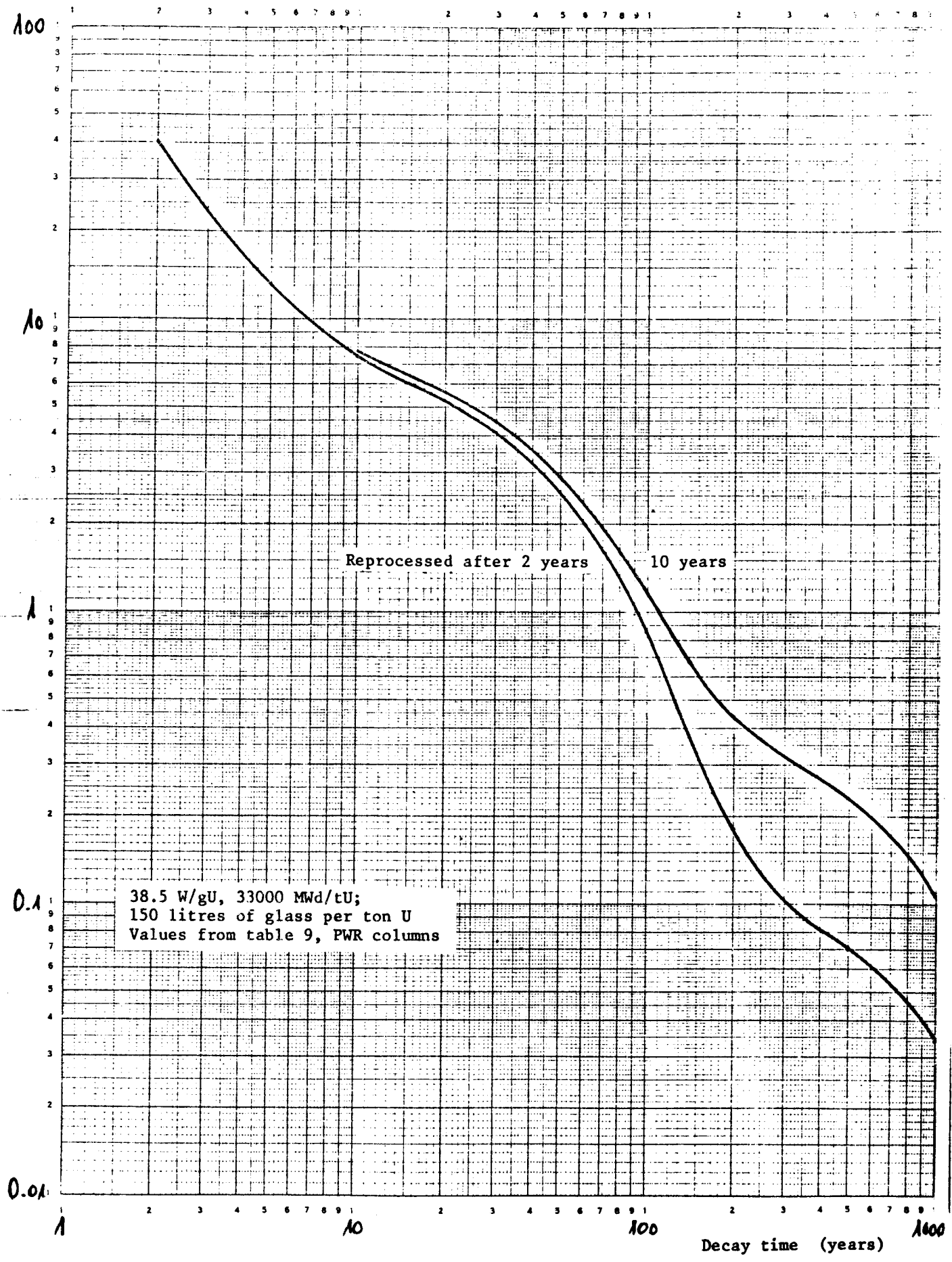


Decay power (W/l glass)

AB ATOMENERGI
TPM-RF-77-2246/SM-48

Recommended decay power for waste from reprocessed PWR fuel

Fig 4
KBS 19.06
Resteffekt

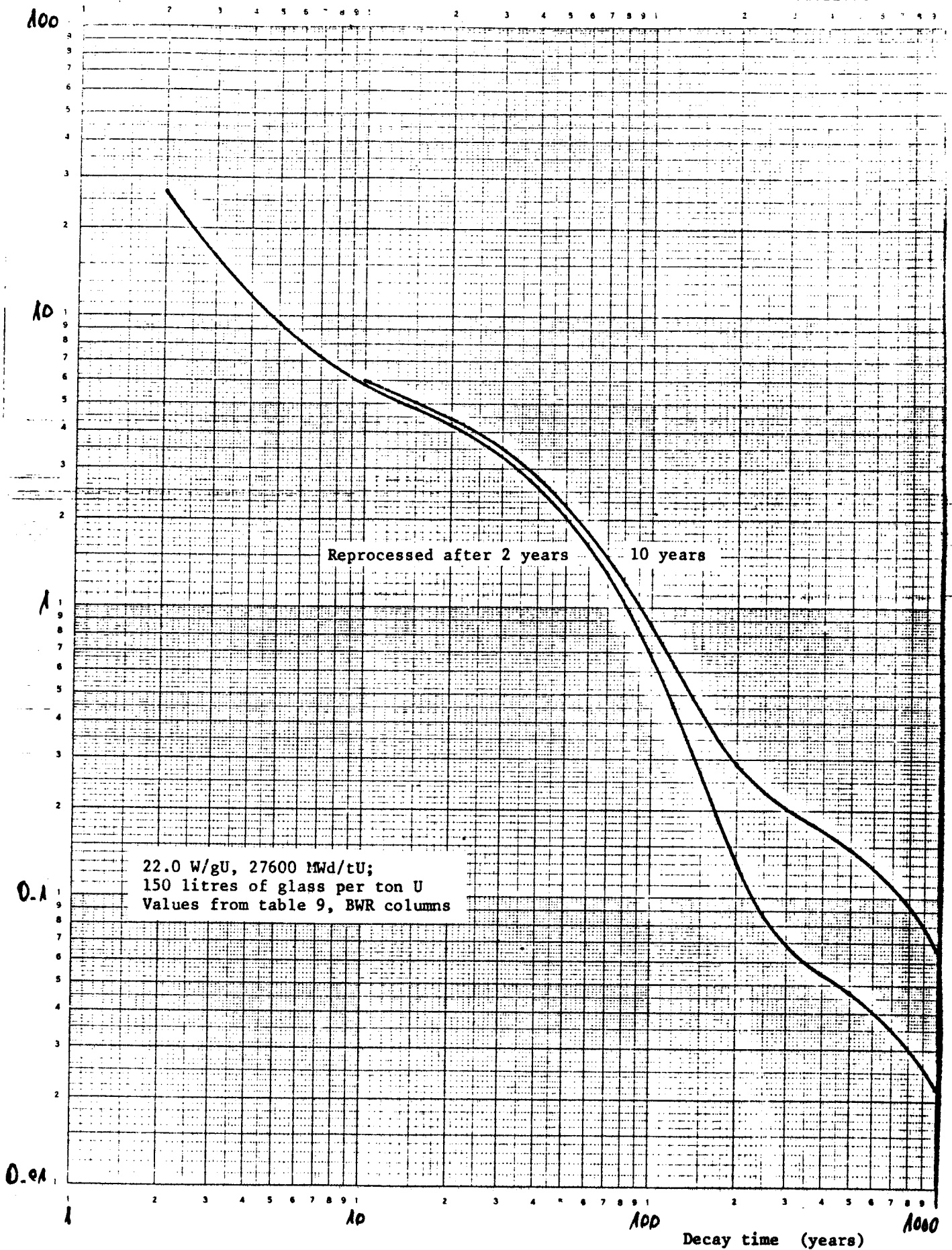


Decay power
(W/l glass)

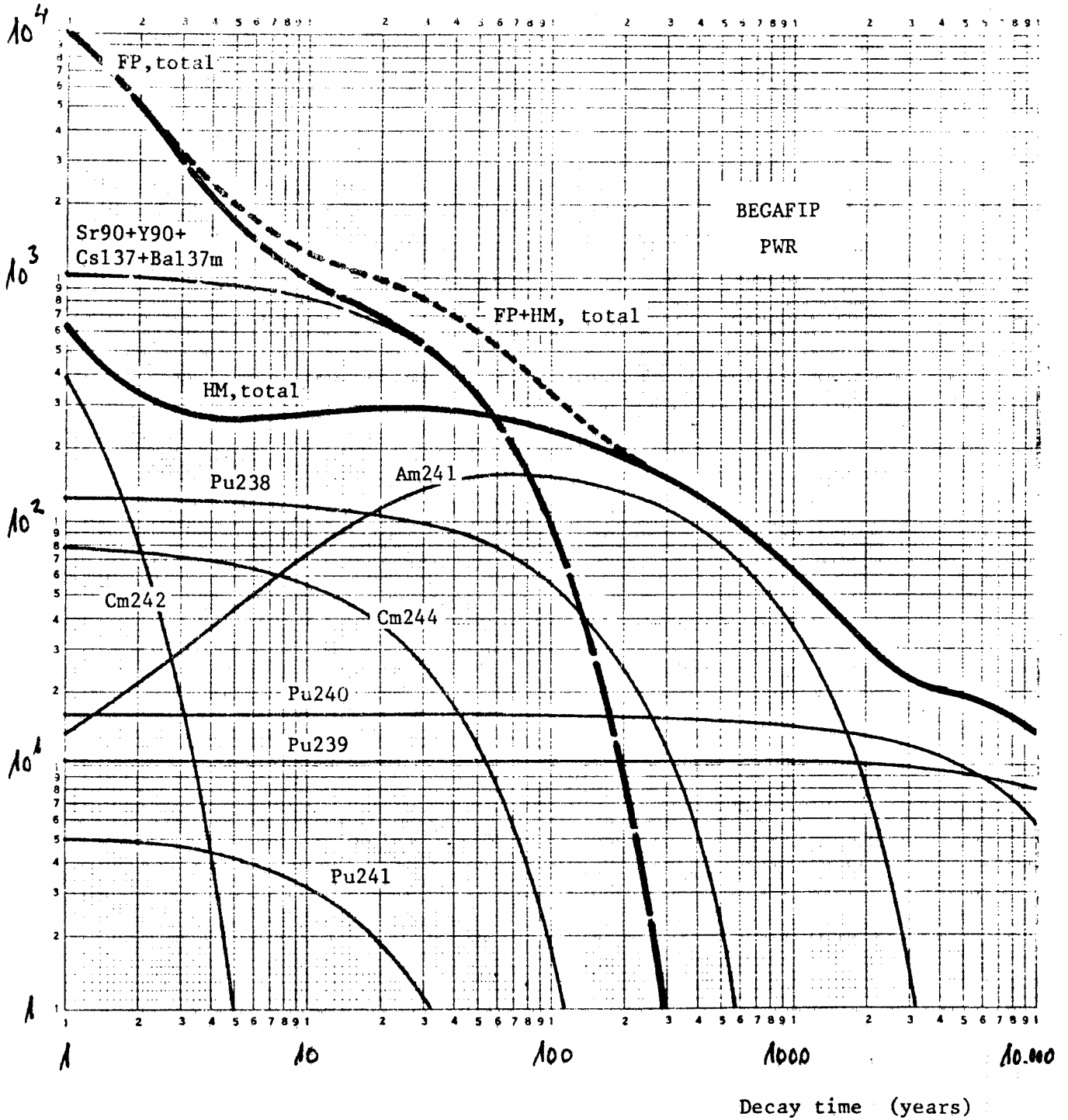
AB ATOMENERGI
TPM-RF-77-2246/SM-48

Recommended decay power for
waste from reprocessed BWR fuel

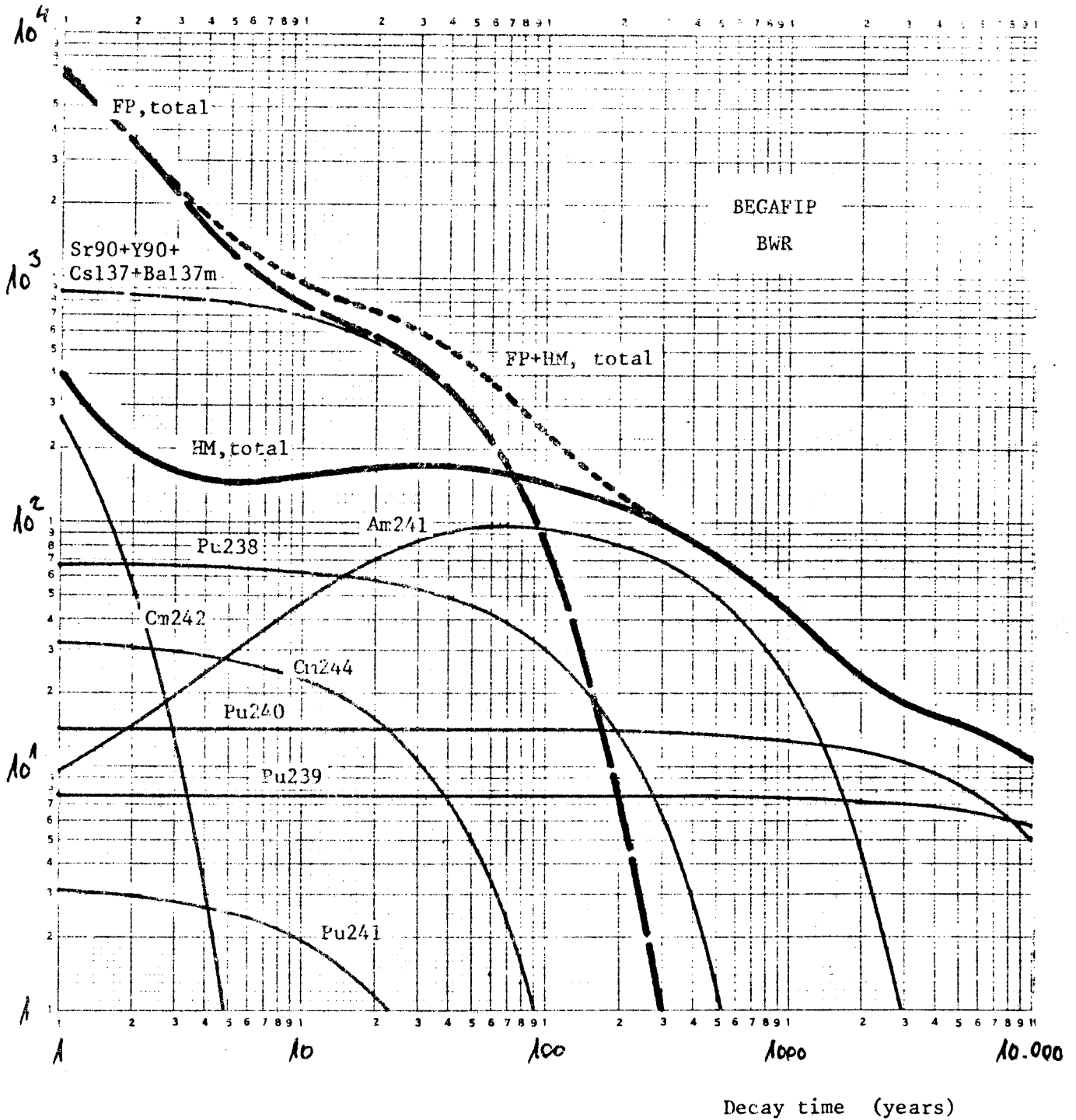
Fig 5
KBS 19.06
Resteffekt



Decay power (W/tU)



Decay power (W/tU)



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