

JAERI-M

7417

ギャップ熱伝達率を求めるプログラム  
GAPCONシリーズ, FREG-3における  
F.P.ガス生成量評価法の検討

1977年12月

大木 直久\*・原山 泰雄・武田 常夫・泉 文男

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

ギャップ熱伝達率を求めるプログラム GAPCON シリーズ,  
FREG-3におけるF.P.ガス生成量評価法の検討

日本原子力研究所・東海研究所・安全工学部  
大木直久<sup>\*</sup>・原山泰雄・武田常夫・泉 文男

(1977年11月7日受理)

燃料棒の安全性評価の1つとして燃料棒内の蓄積熱量の評価が行なわれる。この評価を行なうためには、燃料棒内の温度分布が計算されねばならない。燃料ペレット内の温度分布を決定する重要な要素の1つは、ギャップにおける熱伝達率である。ギャップ熱伝達率を決定する要因の1つとして燃料棒内の混合ガスの熱伝導率がある。通常、燃料棒内のガスの組成は初期封入のHeとXe, Krと考えられている。このうち、Xe, KrはF.P.ガスである。したがって、これらは、燃焼度に従って変化する。

プログラム GAPCON シリーズは、混合ガスの熱伝導率を求めるため、これらガスの生成量を、時間、出力、中性子束の関数として求めている。

この報告書は、これらプログラムに使用されているF.P.ガス量の評価の方法、その得失について検討したものである。その結果、F.P.ガスの生成に影響を与える中性子束については、燃料棒の出力によって決定するよりもインプット等を与えた方がよいとの結論に達した。

---

\* 東京電力(株)

Evaluation of fission-product gases in program GAPCON series and  
FREG-3 to estimate the gap heat transfer coefficient

Naohisa OHKI<sup>\*</sup>, Yasuo HARAYAMA,  
Tsuneo TAKEDA and Fumio IZUMI

Division of Reactor Safety, Tokai Research Establishment, JAERI

(Received November 7, 1977)

In safety evaluation of a fuel rod, estimation of the stored energy in the fuel rod is indispensable. For this estimation, the temperature distribution in the fuel rod is calculated. Most important in determination of the temperature distribution is the gap heat transfer coefficient (gap conductance) between pellet surface and cladding inner surface. Under fuel rod operating condition, the mixed gas in the gap is composed of He, Xe and Kr. He is initial sealed gas. Xe and Kr are fission-product gases, of which the quantities depend on the fuel burn-up.

In program GAPCON series (GAPCON and GAPCON-THERMAL-1 and -2) and FREG-3, these quantities are given as a function of the irradiation time, power rating and neutron flux in estimation of the thermal conductivity of the mixed gas.

The methods of calculating the quantities of Xe and Kr in the programs have been examined. Input of the neutron flux which influences F.P. gas production rates is better than the determination from the fuel-rod power rating.

Keywords: GAPCON Program Series, FREG-3 Program, Gap Conductance, Gas Mixtures, Fission-Product Gases, Xenon, Krypton, Thermal Conductivity, Burn-up Dependence.

---

\*) Tokyo Electric Power Company.

## 目 次

1. はじめに	1
2. プログラム GAPCON および GAPCON-THERMAL-1 における核分裂生成ガス量の評価法および問題点	2
2.1 GAPCON の核分裂生成ガス量評価法	2
2.2 GAPCON における核分裂生成ガス量評価法の問題点	5
3. プログラム FREG-3 における核分裂生成ガス量の評価法および問題点	13
3.1 FREG-3 の核分裂生成ガス量の評価法	13
3.2 FREG-3 における核分裂生成ガス量評価法の問題点	13
4. プログラム GAPCON-THERMAL-2 の核分裂生成ガス量の評価法と問題点	15
4.1 GAPCON-THERMAL-2 の核分裂生成ガス量評価法	15
4.2 GAPCON-THERMAL-2 における核分裂生成ガス評価法の問題点	19
5. 核分裂生成ガス量評価の比較と検討	24
5.1 各評価法の比較と検討	24
5.2 中性子束の評価について	24
6. むすび..... FREG-3 核分裂生成ガス評価法の修正方針	28
謝 辞	29
参考文献	30

## Contents

1.	Introduction .....	1
2.	Estimating method of fission gas product in program GAPCON and GAPCON-THERMAL-1 and problems .....	2
2.1.	Estimating method in program GAPCON .....	2
2.2.	Problems on estimating method in program GAPCON .....	5
3.	Estimating method of fission gas product in program FREG-3 and problems.....	1 3
3.1.	Estimating method in program FREG-3 .....	1 3
3.2.	Problems on estimating method in program FREG-3 .....	1 3
4.	Estimating method of fission gas product in program GAPCON-THERMAL-2 and problems .....	1 5
4.1.	Estimating method in program GAPCON-THERMAL-2 .....	1 5
4.2.	Problems on estimating method in program GAPCON-THERMAL-2 .....	1 9
5.	Comparison and examination of estimating methods of fission gas product .....	2 4
5.1.	Comparison and examination for estimating methods of fission gas product .....	2 4
5.2.	Evaluating of neutron flux .....	2 4
6.	Conclusion	
--	To modify estimating method of fission gas product in program FREG-3 -- .....	2 8
	Acknowledgements .....	2 9
	References .....	3 0

## 1. はじめに

原子炉の燃料棒の燃料ペレット最高温度および燃料棒に蓄えられる蓄積熱量は、燃料棒の安全性を評価する判断基準を与える。

通常運転時のペレット最高温度、蓄積熱量を評価するために計算機プログラムの開発が行なわれている。米国のGAPCON<sup>1)</sup>, GAPCON-THERMAL-1<sup>2)</sup>, GAPCON-THERMAL-2<sup>3), 4)</sup>のGAPCONシリーズ, JAERIのFREG-1<sup>5)</sup>, 2, 3<sup>6), 7)</sup>は、上記の目的のために作成された。

ペレットの最高温度および蓄積熱量を評価する場合、まず燃料棒内の温度分布が求められねばならないが、温度分布を決定するkey factorはペレット表面と被覆管内面間の熱伝導 (heat transfer in the gap, しばしばgap conductance と称される) である。プログラム内でのギャップコンダクタンスの評価には、一般にRoss and Stoute の実験式あるいはこれの修正式が使用される。これらの式は、ギャップ熱伝導率をペレットと被覆管の接触による因子、ギャップに含まれるガスの熱伝導による因子、および輻射による因子の和として求める。ギャップコンダクタンスを上記の様な諸因子の和として考えるとき、被覆管とペレット間の接触圧力は被覆管の安全性を確保するため出来る限り発生しないように燃料棒が設計、運転されるので、ギャップコンダクタンスに寄与する主要因子はガスの熱伝導となる。(通常運転時、輻射による熱伝導の効果は小さい)

燃料棒は、製作時、熱伝導性のよいHeが封入されるが、照射に伴いペレット内で発生した核分裂生成ガスの放出により、燃料棒内のガスはヘリウムと核分裂生成ガスとの混合ガスとなる。特に、核分裂ガス(F.P.ガス)のうち、Kr, Xeは初期封入のHeに比較し著しく熱伝導性が悪い。例えば、1気圧25℃におけるHe, Xe, Krの熱伝導率はそれぞれ約0.002, 0.0001, 0.00006 W/cm℃である。

そのため、ギャップコンダクタンスの評価上、混合ガスの組成を計算するのに核分裂ガスの生成量を知る必要が生じる。

1つの方法は、F.P.ガス生成量を仮定し、そのうちの何割がXeで何割がKrと考えることである。例えば、F.P.ガス生成量として $1.35 \times 10^{-3}$  (gr-moles/MWD)とし、86%をXe, 14%をKrとするものである<sup>8)</sup>。

一方、プログラムGAPCONシリーズは、核分裂性ガスの生成量の評価に特長のある方法を採用している。

すなわち、照射に伴う燃料物質の組成の変化を考え、各燃料物質の分裂による核分裂性ガスの収率からガスの生成量を求めている。燃料物質、核分裂性ガス共、その壊変系列および中性子吸収による変化を考慮している。

プログラムFREG-3は、上記のプログラムのうちGAPCON-THERMAL-1を基礎に開発されたため、核分裂生成ガス量について上記と同様な評価法を採用している。<sup>6), 7)</sup>

FREG-3をversion upし、FREG-4を作成するため、GAPCONシリーズおよびFREG-3の検討を行なった。この報告書は、その検討のうち、これらプログラムにおける核分裂生成ガスの生成量の評価法についての検討結果である。

## 2. プログラム GAPCON および GAPCON-THERMAL-1 における核分裂生成ガス量の評価法および問題点

### 2.1 GAPCON の核分裂生成ガス量評価法

GAPCON および GAPCON-THERMAL-1 の核分裂生成ガス量の評価法は、それらプログラムの解説書に記載されている。<sup>1), 2)</sup> ただし、評価の手法については、解説書中で特に詳しい説明はない。その手法を知るためには、解説書に収録されたプログラムリストを解説しなければならないが、その概要は、GAPCON を version up した FREG-1 の説明書<sup>5)</sup> に解説されている。また、GAPCON-THERMAL-2 のプログラム解説書<sup>4)</sup> にも評価法の説明が加えられている。

GAPCON における生成ガス量の評価プログラムには、プログラム上、2, 3 の不具合な点があるが、その様な点は GAPCON-THERMAL-1 において修正されている。

そこで、ここでは、GAPCON-THERMAL-1 の評価法およびその問題点について述べる。GAPCON-THERMAL-1 中核分裂生成ガス量を取扱っている Subroutine は FISGAS である。

まず、GAPCON-THERMAL-1 の評価法について、FREG-1 で説明された解説<sup>5)</sup> をもとに述べる。

1) FISGAS の計算が開始される以前に、インプットで与えられた製造時の燃料組成に関し燃料物質 (U-235, U-238, Pu の燃料棒単位長さ (GAPCON, GAPCON-THERMAL-1 の場合 1 inch) 当りのペレット体積についての原子数 (N1Z, N7Z, N8Z, N9Z, N10Z, それぞれ U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, U-235 の原子数である) が求められる。

2) FISGAS に送られる主要パラメータは、燃料棒の照射時間と出力とである。時間は、燃料棒の cold-clean の状態からの時間でもよく、ある時間間隔でもよい、これは、MTIME=0, 1 でコントロールされる。また、MTIME=0 のとき、使用データおよび初期値の設定が行なわれる。

3) 燃料棒の照射が高速中性子 (IFLUX=0) によるか熱中性子 (IFLUX=1) によるかに従い核分裂断面積, fission yield の値が選定される。これらの値は、すべてデータステートメントでプログラムに組込まれている。この値は、原著に表<sup>1)</sup>として与えられているが、これを Table 1 に転載する。

fission yield には、独立収率 (independent fission yield) と累積収率 (cumulative fission yield) とがある。これら 2 種の fission yield は親核種の存在を考慮するかしないかによって使いわけなくてはならない。この件について検討した結果を Table 2 に示す。検討に使用した値は、主として、M.E.Meek のデータ<sup>9)</sup> から Recommended value を採用した。



fission yield の値には、測定者による個人差があることを考慮するとき、GAPCON および GAPCON-THERMAL-1 に採用された F.P. ガスの decay および壊変系列は、ほぼ妥当なものと思われる。

4) 燃料棒の出力 (P = 線出力密度) を使用して、中性子束密度に換算する。換算には次の関係式を使用する。

$$P = C \cdot \phi \cdot (\Sigma'_{f, U-238} + \Sigma'_{f, Pu-239} + \Sigma'_{f, Pu-241} + \Sigma'_{f, U-235}) \dots (1)$$

ここで、P = 線出力密度 (KW/in)

$$C = 3.2 \times 10^{-14} \text{ (KW} \cdot \text{sec / fissions)}$$

$$\phi = \text{中性子束 (n / cm}^2 \cdot \text{sec)}$$

$$\Sigma'_{f} = V \cdot A \cdot \sigma_{f}$$

$$V = \text{燃料ペレットの長さ (1 in) 当りの体積 (cm}^3 \text{/in)}$$

$$A = \text{単位体積当りの原子数密度 (atoms/cm}^3 \text{)}$$

$$\sigma_{f} = \text{核分裂断面積 (cm}^2 \text{)}$$

である。すなわち、上記の関係式を逆算して  $\phi$  を求める。

5) ガス状核分裂生成物 19 核種について、fission yield, 燃焼速度 (出力と対応) からの生成率 (atoms/sec) を求める。このガスを生成する燃料物質には、U-235, U-238, Pu-239, Pu-241 の 4 元素を考慮する。ただし、熱中性子に対する U-238, 高速中性子に対する Pu-241 の fission yield の値は、すべて 0 とし考慮しない。

6) FISGAS に送られてきた照射時間における核燃料物質 U-235, U-238, Pu-239 と Pu-241 の存在量を計算する。計算には、中性子吸収による核反応, 壊変による核変換を考慮する。計算に使用している核種間の関係および使用されている壊変定数, 断面積の値を Table 3 に示す。

7) ガス状核分裂生成物 19 核種について、燃料物質と全く同様な方法で存在量が求められる。これらの関係および使用数値を Table 4 に示す。

いま、例として Xe-135 の生成量計算式について述べてみる。Xe-135 は、decay chain を一部簡略化し、Fig. 1 に示す過程で生成すると考えている。この図に対応する存在量評価の基礎式は次の通りである。

$$\frac{dX}{dt} = r(X) \Sigma'_{f} \phi + 0.7 \lambda(I) I + \lambda(X_m) X - (\lambda(X) X - \sigma_a(X) \phi)$$

で表わされる。 $\sigma_a^{(X)}$ ,  $\lambda^{(X)}$ ,  $r^{(X)}$ はXe-135の吸収断面積, 壊変定数, 核分裂収率であり,  
 $\lambda^{(Xm)}$ ,  $X^{(Xm)}$ はXe-135mの壊変定数, 存在量,  $\lambda^{(I)}$ ,  $I$ はI-135の壊変定数, 存在量で  
 ある。 $\phi$ ,  $t$ は中性子束, 時間である。

$\Sigma'_f$ は(1)式の右辺の( )内の $\Sigma'_f$ に等しい。

上式で,  $\phi$ ,  $I$ ,  $X^{(Xm)}$ が時間の函数であることを考慮するとき, その厳密解を求めるの  
 は容易でない。GAPCONは上式の近似解として次式を与えている。

$$X_{t+\Delta t} = X_t \exp \left\{ - \left( \phi_t \sigma_a^{(X)} + \lambda^{(X)} \right) \Delta t \right\} + \frac{r^{(X)} \Sigma'_f \phi_t + 0.7 \lambda^{(I)} I_{t+\Delta t} + \lambda^{(Xm)} \cdot X_{t+\Delta t}^{(Xm)}}{\phi_t \sigma_a^{(X)} + \lambda^{(X)}} \times \left[ 1 - \exp \left\{ - \left( \phi_t \sigma_a^{(X)} + \lambda^{(X)} \right) \Delta t \right\} \right] \dots\dots\dots (2)$$

この近似解の右辺第1項は, 時核  $t$  で存在していたXe-135についての  $t + \Delta t$  時間後の存在  
 量を求めている。第2項は $\Delta t$  時間内に新たに生成されたXe-135の存在量を表している。  
 すなわち, 右辺第1項は微分方程式

$$\frac{dX}{dt} = - \lambda^{(X)} X - \phi_t \sigma_a^{(X)} \dots\dots\dots (3)$$

を初期条件  $t=0$ ,  $X=X_t$  で解いたものである。ただし時間 $\Delta t$ の間 $\phi_t$ を一定であると仮定  
 する。

第2項は, 微分方程式

$$\frac{dX}{dt} = r^{(X)} \Sigma'_f \phi_t + 0.7 \lambda^{(I)} I + \lambda^{(Xm)} X^{(Xm)} - \left( \lambda^{(X)} X + \phi_t \sigma_a^{(X)} \right)$$

を,  $\Delta t$  時間内で  $I$ ,  $X^{(Xm)}$ ,  $\phi_t$  は一定と考え,  $t=0$  で  $X_t=0$  との条件で $\Delta t$  時間後のXe  
 -135 存在量を評価したものである。ただし,  $I$ ,  $X^{(Xm)}$ の値には  $t + \Delta t$  時間に存在すると考  
 えられる評価値  $I_{t+\Delta t}$ ,  $X_{t+\Delta t}^{(Xm)}$  を使用している。

上記に説明した様にGAPCONの方法は, 微分方程式を厳密に解いたものではない。一種の  
 近似評価である。核種間のchainを考えて, 厳密解を求めるのは易しいものではない。また,  
 仮に厳密に解いたとしても, 後に述べる理由から必ずしも良好な計算結果がえられるとも考  
 られない。したがって, 上記の如き方法で, 時間間隔 $\Delta t$ を小さくとれば, かなりの精度の評  
 価がえられるであろう。

8) プログラムで必要なものは, Kr とXe のそれぞれの総量である。そのため, 計算の最後  
 にKrについてはKr-83, Kr-84, Kr-85m, Kr-85とKr-86の存在量の合計, Xe  
 についてはXe-131, Xe-132, Xe-133, Xe-134, Xe-135m, Xe-135とXe-136  
 の存在量の合計が求められる。

## 2.2 GAPCONにおける核分裂生成ガス量評価法の問題点

GAPCONのF.P.ガス生成量の評価において、GAPCONは中性子束を(1)式で求めるが、このとき使用する核燃料物質(U-238, Pu-239, U-235)の原子数を、入力時に与えられた燃料組成に基く値にとる。すなわち、中性子束計算に用いる核燃料物原子数は、常に一定で変更されない。この結果、中性子束は、ある燃料棒出力が与えられたとき、常に同一の値となる。照射初期でもあるいは、末期でも出力が等しければ中性子束は等しくなる。これは燃焼度の進行に伴う核分裂性物質の減少により、同一出力を維持しようとするれば、中性子束が増加しなければならないということを考慮すると多少問題がある。

GAPCONの方法によって、Table 5に示す如き燃料を表中の照射条件で計算した結果をFig. 2に示す。

1つは、全照射日数300日を3分割したときの結果、1つは、10分割したときの結果である。3分割と10分割で計算結果にちがいが生じる。これは、前小節で述べたtime stepの効果のためである。time stepの大きい3分割の方は、10分割に比較しより大きい誤差を生じているためであろう。しかし、あまり大きな差は生じない。

要約すると、GAPCONの評価法の問題点は、

- 1) 中性子束が、燃焼の初期でも末期でも、燃料棒の出力が同一ならば、等しくなること。
- 2) time stepの取り方によって、F.P.ガス生成量にちがいが生じること、換言すると、同じ期間同じ出力炉が運転されたとしても、入力するtime stepの取り方によってF.P.ガス生成量にちがいが生じる。

Table 1 核分裂断面積および核分裂収率

	Fast neutron				Thermal neutron			
	Cross section (barns)							
$^{235}\text{U}$	1.4				553			
$^{238}\text{U}$	0.1				0			
$^{239}\text{Pu}$	1.6				740			
$^{240}\text{Pu}$	---				0			
$^{241}\text{Pu}$	1.6				950			
	Yields (%) from Fission of :							
	$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$
$^{83}\text{Kr}$	0.77	0.40	0.38	---	0.52	---	0.29	0.208
$^{84}\text{Kr}$	0.92	0.85	0.52	---	0.97	---	0.47	0.341
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	1.22	0.73	0.69	---	1.30	---	0.535	0.30
$^{85}\text{Kr}$	0.0	0.0	0.0	---	0.0	---	0.0	0.0
$^{86}\text{Kr}$	1.70	1.38	0.90	---	1.93	---	0.75	0.40
$^{131\text{m}}\text{Te}$	0.52	0.0	0.0	---	0.44	---	0.0	0.0
$^{131}\text{Te}$	3.11	3.2	3.3	---	2.52	---	3.7	3.01
$^{131}\text{I}$	0.0	0.0	0.10	---	0.0	---	0.09	0.0
$^{131}\text{Xe}$	0.0	0.0	0.0	---	0.0	---	0.0	0.0
$^{132}\text{Te}$	5.5	4.4	3.5	---	4.33	---	5.2	4.44
$^{132}\text{I}$	0.2	0.3	0.26	---	0.0	---	0.15	0.03
$^{132}\text{Xe}$	0.0	0.0	0.0	---	0.0	---	0.0	0.0
$^{133}\text{I}$	5.50	5.5	5.7	---	6.69	---	5.3	6.54
$^{133}\text{Xe}$	0.0	0.0	0.0	---	0.0	---	1.2	0.0
$^{134}\text{Xe}$	5.9	6.6	6.4	---	7.92	---	7.47	7.81
$^{135}\text{I}$	5.6	5.9	6.3	---	6.17	---	5.7	7.23
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	0.0	0.0	0.0	---	0.0	---	0.0	0.0
$^{135}\text{Xe}$	0.5	0.1	0.5	---	0.13	---	1.51	0.07
$^{136}\text{Xe}$	6.0	5.9	6.9	---	6.46	---	6.66	7.04

Table 2.1 Table of fission yield (thermal neutron)

(%)

		$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$
1	$^{83}\text{Kr}$	0530699 (C)		0294834 (C)	0203766 (C)
2	$^{84}\text{Kr}$	0986148 (C)		0478078 (C)	0352326 (C)
3	$^{85\text{m}}\text{Kr}$	1310675 (C)		0550429 (C)	0394046 (C)
4	$^{85}\text{Kr}$	0003050 (I)		0010408 (I)	0000567 (I)
5	$^{86}\text{Kr}$	1951147 (C)		0757623 (C)	0609775 (C)
6	$^{131\text{m}}\text{Te}$	035440 (C)		0621223 (C)	0357862 (C)
7	$^{131}\text{Te}$	2476694 (M)		3114249 (M)	2757750 (M)
8	$^{131}\text{I}$	0004102 (I)		0009527 (I)	0002159 (I)
9	$^{131}\text{Xe}$	$228 \times 10^{-6}$ (M)		$1.11 \times 10^{-5}$ (M)	$1.52 \times 10^{-6}$ (M)
10	$^{132}\text{Te}$	4187683 (C)		5151387 (C)	4594946 (C)
11	$^{132}\text{I}$	0020660 (I)		0122545 (I)	0030063 (I)
12	$^{132}\text{Xe}$	0008971 (I)		0000700 (I)	$7.29 \times 10^{-5}$ (I)
13	$^{133}\text{I}$	6765345 (C)		6929547 (C)	6670453 (I)
14	$^{133}\text{Xe}$	0005147 (M)		0043329 (M)	002467 (M)
15	$^{134}\text{Xe}$	7680668 (C)		7447543 (C)	8031290 (C)
16	$^{135}\text{I}$	6406480 (C)		6312209 (C)	6859528 (C)
17	$^{135\text{m}}\text{Xe}$	0.114678 (I)		0.628946 (I)	0.112140 (I)
18	$^{135}\text{Xe}$	0.112213 (I)		0.525322 (I)	0.112127 (I)
19	$^{136}\text{Xe}$	6.272871 (C)		6.626696 (I)	7.200897 (I)
20					

(I) independent fission yield

(C) cumulative fission yield

(M) independent fission yield

corrected for simplified decay chain

Table 2.2 Table of fission yield (fast neutron)

(%)

		$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$
1	$^{83}\text{Kr}$	0.576724 (C)	0.406347 (C)	0.369484 (C)	
2	$^{84}\text{Kr}$	1.025401 (C)	0.750953 (C)	0.558947 (C)	
3	$^{85\text{m}}\text{Kr}$	1.295002 (C)	1.061625 (C)	0.612674 (C)	
4	$^{85}\text{Kr}$	0.004646 (I)	0.000115 (I)	0.018364 (I)	
5	$^{86}\text{Kr}$	1.910028 (C)	1.193766 (C)	0.868155 (C)	
6	$^{131\text{m}}\text{Te}$	0.438616 (C)	0.237190 (C)	0.776931 (C)	
7	$^{131}\text{Te}$	2.797894 (M)	3.057664 (M)	3.277323 (M)	
8	$^{131}\text{I}$	0.004595 (I)	$1.22 \times 10^{-5}$ (I)	0.023126 (I)	
9	$^{131}\text{Xe}$	$4.60 \times 10^{-6}$ (M)	$6.71 \times 10^{-6}$ (M)	$4.60 \times 10^{-6}$ (M)	
10	$^{132}\text{Te}$	4.609153 (C)	5.094990 (C)	5.228892 (C)	
11	$^{132}\text{I}$	0.055523 (I)	0.000724 (I)	0.221713 (I)	
12	$^{132}\text{Xe}$	0.000205 (I)	$2.50 \times 10^{-7}$ (I)	0.001967 (I)	
13	$^{133}\text{I}$	6.459738 (C)	6.168159 (C)	6.522075 (C)	
14	$^{133}\text{Xe}$	0.005742 (M)	$2.22 \times 10^{-6}$ (M)	0.055311 (M)	
15	$^{134}\text{Xe}$	7.622284 (C)	7.092111 (C)	7.375256 (C)	
16	$^{135}\text{I}$	5.952159 (C)	6.640848 (C)	5.703686 (C)	
17	$^{135\text{m}}\text{Xe}$	0.210991 (I)	0.004142 (I)	0.008758 (I)	
18	$^{135}\text{Xe}$	0.112872 (I)	0.830600 (I)	0.610935 (I)	
19	$^{136}\text{Xe}$	6.215515 (C)	6.183370 (C)	6.918845 (C)	
20					

(I) independent fission yield

(C) cumulative fission yield

(M) independent fission yield

corrected for simplified decay chain

Table 3 核分裂性物質間の関係とデータ

Identification No. in Program	Scheme of Nuclide	cross section (burns)		half -life
		absorb (fast)	fission (fast)	
1	$^{238}\text{U} \rightarrow \text{absorb. n}$	27 (14)	0 (01)	
2	$^{238}\text{U} + \text{n} \rightarrow ^{239}\text{U} \rightarrow \text{absorb. n \& decay}$	36	14	235 m
3	$^{239}\text{U} \text{ decay} \rightarrow ^{239}\text{Np} \rightarrow \text{absorb. n \& decay}$	60		235 d
4	$^{239}\text{U} + \text{n} \rightarrow ^{240}\text{U} \rightarrow \text{decay}$			141 hr
5	$^{240}\text{U} \text{ decay} \rightarrow ^{240\text{m}}\text{Np} \rightarrow \text{decay}$ $^{239}\text{Np} + \text{n} \rightarrow \uparrow$			73 m
6	$^{240\text{m}}\text{Np} \rightarrow \text{decay} \rightarrow ^{240}\text{Np} \rightarrow \text{decay}$			1 hr
10	$^{235}\text{U} \rightarrow \text{absorb. n}$	6930 (66)	5530 (14)	
11	$^{235}\text{U} + \text{n} \rightarrow ^{236}\text{U} \rightarrow \text{absorb. n}$	60		
12	$^{235}\text{U} + \text{n} \rightarrow ^{237}\text{U} \rightarrow \text{decay}$			675 d
13	$^{237}\text{U} \text{ decay} \rightarrow ^{237}\text{Np} \rightarrow \text{absorb. n}$	170 (13)	(15)	
14	$^{237}\text{Np} + \text{n} \rightarrow ^{238}\text{Np} \rightarrow \text{absorb. n \& decay}$	1600		21 d
15	$^{238}\text{Np} \text{ decay} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow \text{absorb. n \& decay}$	597 (26)	17 (26)	
7	$^{238}\text{Pu} + \text{n} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \text{absorb. n}$ $^{239}\text{Np} \text{ decay} \rightarrow \uparrow$	1110.0 (1.6)	740.0 (1.6)	
8	$^{239}\text{Pu} + \text{n} \rightarrow ^{240}\text{Pu} \rightarrow \text{absorb. n}$ $^{240}\text{Np} \text{ decay} \rightarrow \uparrow$	290 (1.6)	(1.6)	
9	$^{240}\text{Pu} + \text{n} \rightarrow ^{241}\text{Pu} \rightarrow \text{absorb. n}$	1350 (1.6)	950 (1.6)	

Table 4 核分裂生成ガスの生成と壊変

Ident No	Scheme of Nuclide	Decay Constant (1/sec)	cross section (burns)
101	yield $\longrightarrow$ $^{83}\text{Kr}$ $\longrightarrow$ absorb n		180
102	$^{83}\text{Kr} + n$ yield $\longrightarrow$ $^{84}\text{Kr}$		
103	yield $\longrightarrow$ $^{85\text{m}}\text{Kr}$ $\longrightarrow$ decay	$4.375 \times 10^{-5}$	
104	$^{85\text{m}}\text{Kr}$ (0.21) yield $\longrightarrow$ $^{85}\text{Kr}$ $\longrightarrow$ absorb n & decay	$2.042 \times 10^{-9}$	15
105	$^{85}\text{Kr} + n$ yield $\longrightarrow$ $^{86}\text{Kr}$		
106	yield $\longrightarrow$ $^{131\text{m}}\text{Te}$ $\longrightarrow$ decay	$6.684 \times 10^{-6}$	
107	$^{131\text{m}}\text{Te}$ (0.18) yield $\longrightarrow$ $^{131}\text{Te}$ $\longrightarrow$ decay	$4.62 \times 10^{-4}$	
108	$^{131\text{m}}\text{Te}$ (0.82) $^{131}\text{Te}$ (1.0) $\longrightarrow$ $^{131}\text{I}$ $\longrightarrow$ decay	$9.964 \times 10^{-7}$	
109	$^{131}\text{I}$ $\longrightarrow$ $^{131}\text{Xe}$ $\longrightarrow$ absorb n		85
110	yield $\longrightarrow$ $^{132}\text{Te}$ $\longrightarrow$ decay	$2.468 \times 10^{-6}$	
111	$^{132}\text{Te}$ $\longrightarrow$ $^{132}\text{I}$ $\longrightarrow$ decay	$8.37 \times 10^{-5}$	
112	$^{131}\text{Xe} + n$ $^{132}\text{I}$ $\longrightarrow$ $^{132}\text{Xe}$ $\longrightarrow$ absorb n		5
113	yield $\longrightarrow$ $^{133}\text{I}$ $\longrightarrow$ decay	$9.167 \times 10^{-6}$	
114	$^{133}\text{I}$ $\longrightarrow$ $^{133}\text{Xe}$ $\longrightarrow$ decay & absorb n	$1.522 \times 10^{-6}$	190
115	$^{134}\text{Xe} + n$ yield $\longrightarrow$ $^{134}\text{Xe}$		
116	yield $\longrightarrow$ $^{135}\text{I}$ $\longrightarrow$ decay	$2.873 \times 10^{-5}$	
117	$^{135}\text{I}$ (0.3) $\longrightarrow$ $^{135\text{m}}\text{Xe}$ $\longrightarrow$ decay	$7.219 \times 10^{-4}$	
118	$^{135}\text{I}$ (0.7) yield $\longrightarrow$ $^{135}\text{Xe}$ $\longrightarrow$ decay & absorb n $^{135\text{m}}\text{Xe}$	$2.092 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^6$
119	$^{135}\text{Xe} + n$ yield $\longrightarrow$ $^{136}\text{Xe}$		



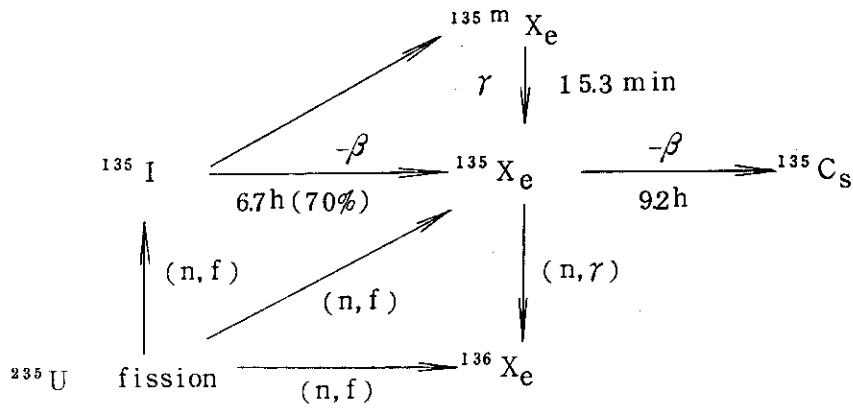


Fig. 1 Scheme of  $^{135}\text{Xe}$  incorporated in program GAPCON.

Table.5 Fuel data used in the calculation

Pellet dia.	0.9271 $\phi$ (cm)
Pellet density	93.5 (%T.D.)
Enrichment	2.54 (w/o)
L.H.G.R.	20 (KW/ft)
Irradiation time	300 (days)

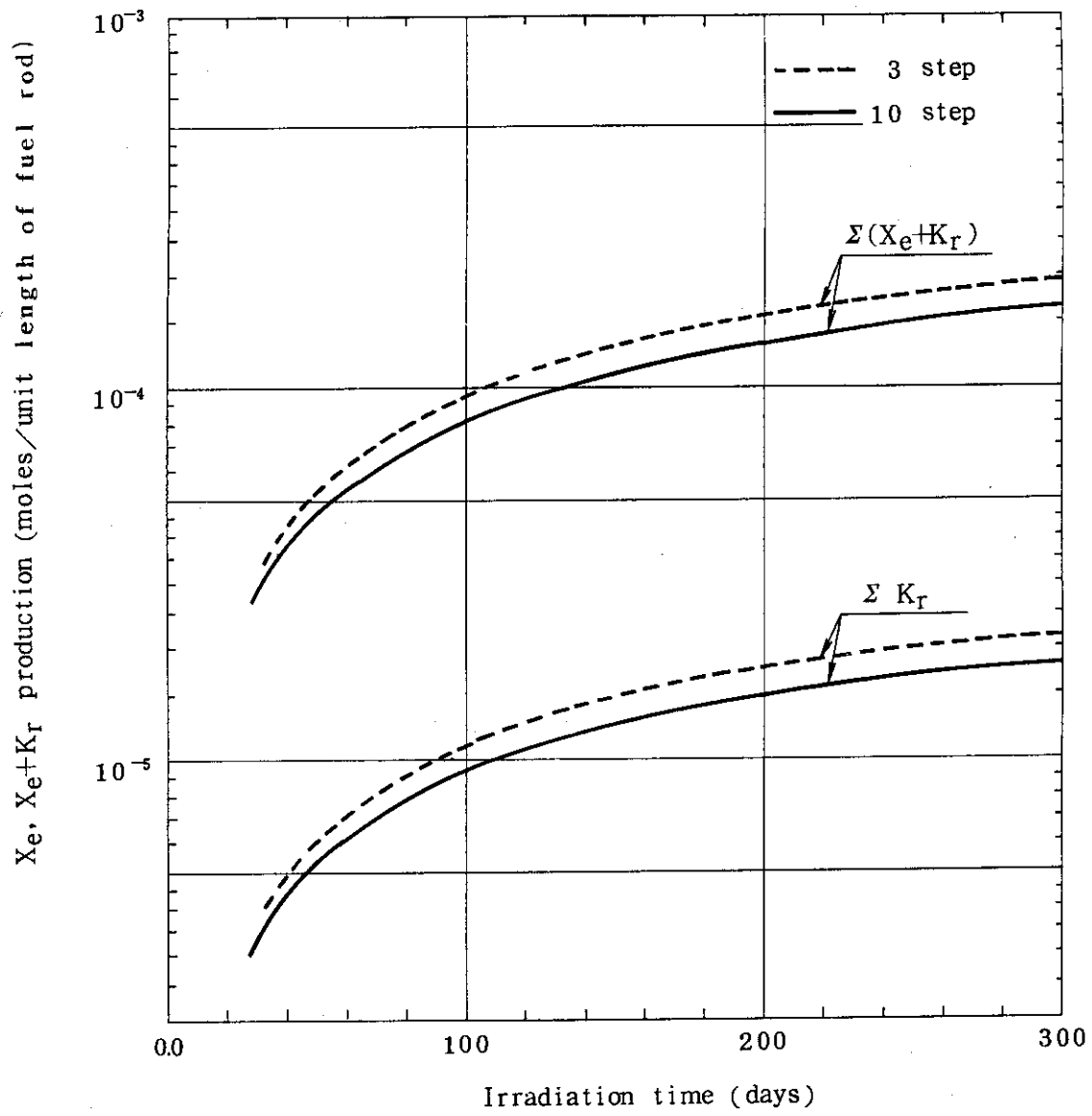


Fig. 2 A result calculated by the method of GAPCON

### 3. プログラム FREG-3 における核分裂生成ガス量の評価法および問題点

#### 3.1 FREG-3 の核分裂生成ガス量評価法

FREG-3<sup>6), 7)</sup> の F.P. ガス生成量の評価法は基本的に GAPCON-THERMAL-1<sup>2)</sup> と同じである。変更されている点は、

- 1) 中性子束を計算する場合、その time step までに変化した核燃料物質の原子数を使用する。GAPCON および GAPCON-THERMAL-1 で、常時入力値で決定された原子数を使用していたものを、time step に応じて変化するように修正する。
- 2) GAPCON-THERMAL-1 の核燃料物質間の核変換および崩壊の関係は Table 3 に示す通りである。FREG-3 では、<sup>239</sup>Np に関する取扱いを Fig. 3 に示すように修正した。

ことである。ただし、上記の 2) は、計算結果にほとんど効果を及ぼさないので再度 GAPCON の方法に戻されている。

#### 3.2 FREG-3 における核分裂生成ガス量評価法の問題点

先の 2.2 節と同一条件のもとで、FREG-3 の方法によって計算した結果を Fig. 4 に示す。

この結果から、ただちに分ることは、中性子束に関し

- 1) 燃焼の進行と共に中性子束が上昇する。
- 2) time step の取り方によって中性子束の増加量が変わり、その差が著しい。  
計算結果の例では、 $\frac{300\text{日}}{100\text{日}} = 3\text{ step}$  にとったとき、初期値に比較し約 2.7 倍、10 step にとったとき約 5.6 倍になっている。
- 3) time step を小さく取った時の方が、中性子束の増加が大きくなる。

ことである。一方、プログラムの目的であるギャップコンダクタンスに必要な F.P. ガスの Xe, Kr の総量は、time step の影響をほとんど受けない。特に Xe の総量の差はほとんどなく、time step のいかんにかかわらずほぼ一致する。

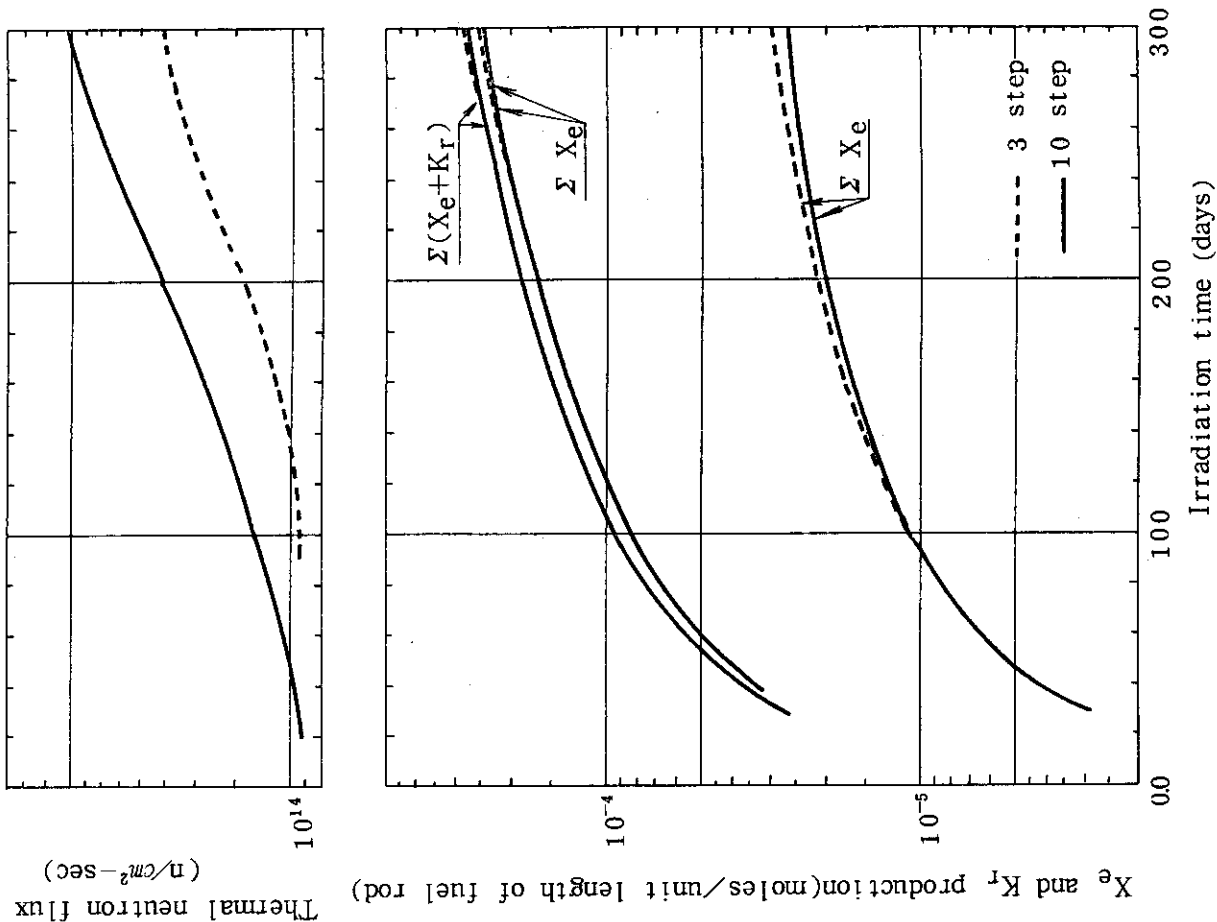


Fig. 4 A result calculated by the method of FREG-3

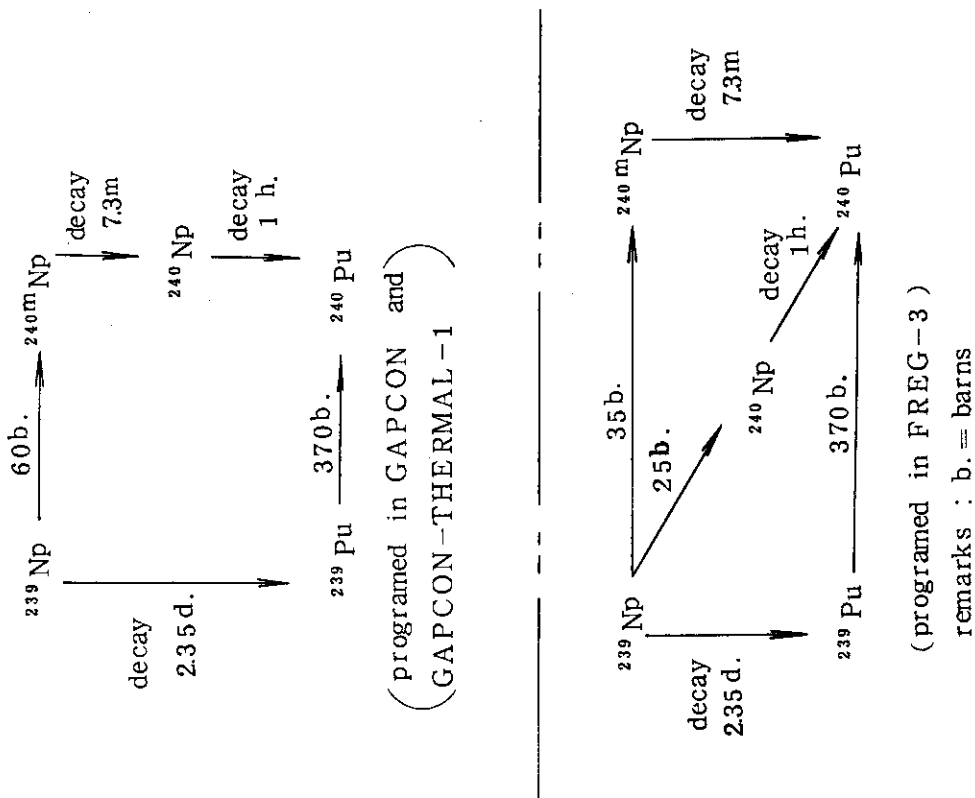


Fig. 3 Decay scheme of fuel material revised in program FREG-3

## 4. プログラムGAPCON-THERMAL-2の核分裂生成ガス量の評価法と問題点

### 4.1 GAPCON-THERMAL-2の核分裂生成ガス量評価法

GAPCON-THERMAL-2のF.P.ガス生成量の計算法は、<sup>3), 4)</sup> GAPCON-THERMAL-1の方法<sup>2)</sup>から大巾に変更されている。

F.P.ガスの生成量は、燃料棒の照射履歴（特にその出力とその照射時間）が与えられれば、他のパラメータと独立に計算できる。そのため、GAPCON-THERMAL-2では計算開始の初期に、照射履歴の各時点におけるF.P.ガス量が算出されストアされるようになっている。この計算をコントロールするために、GAPCON-THERMAL-2では、FISSESという新しいSubroutineが設けられた。<sup>3)</sup>

改造されたGAPCON-THERMAL-2のsubroutine FISGASの流れ図をFig. 5に示す。control key word KFC=1の場合、計算の流れはGAPCON, GAPCON-THERMAL-1の流れと同じである。ただし、核燃料物質の各元素およびF.P.ガスの各元素の量の計算手法は変更されている。

key word MTIMEが0のとき、計算に必要な値が設定されることは、GAPCONの場合と同様である。

MTIMEの値は、FISGASを呼び出すFISSESでコントロールされ、Fig. 6に示すような値をとる。Fig. 6で、IPOWとは計算対象の燃料棒の軸方向分割、NTIMEとは、入力の照射履歴の順序である。図から分かるように、燃料棒軸方向各部分において、NTIME=2（照射履歴に従った計算の最初、NTIME=1のときの状態およびその時の各パラメータは入力と与えられており、既知である）のとき、MTIME=0となる。

次に、これから計算しようとする時間と、先に計算した時間とから時間増分を出す。後のべるtime stepを分割するかしないかをコントロールするkey word KFCに従いITの値を設定する。

GAPCONと同様な方法を用いて中性子束が計算され、出力当りの中性子束（CST(IPOW)）がストアされる。

核燃料物質の崩壊と変換による変化量が計算される。

GAPCON-THERMAL-2における核燃料物質の原子数の計算は、その報告書<sup>4)</sup>のAppendix-Bに説明されているので、ここでは詳述しない。ただその概要を述べると、GAPCONにおいて合計15種の燃料元素について考慮していたものを、次の理由から6種の燃料元素（<sup>238</sup>U, <sup>239</sup>Np, <sup>235</sup>U, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu）を考えることにした。

- 1) FISGASの計算目的は、KrとXeの濃度を知ることである。
- 2) プログラム中に組込まれているfission yieldsの値はU-235, U-238, Pu-239とPu-241の4同位元素についてのみである。
- 3) 原則的に核分裂性核種だけから核分裂エネルギーの放出があると考え、これが中性子束決定に重要である。

報告書の記述とプログラムとは、くいちがいがある。

ここでは、プログラムに沿って解説する。

GAPCON-THERMAL-2は、燃料物質間の系列をFig. 7に示すように単純化して考える。これら物質間の変化は、次の微分方程式に従うとする。

$$\frac{dN_1}{dt} = -X_1 N_1 \quad X_1 = \sigma_1 \phi \quad \text{U-238} \quad (5)$$

$$\sigma_1 = 2.7 \text{ b (1.4)}$$

$$\frac{dN_2}{dt} = A_1 X_1 N_1 - X_2 N_2 \quad X_2 = \lambda_2 + \sigma_2 \phi \quad \text{U-239} \quad (6)$$

$$T_2 = 23.5 \text{ m}$$

$$\sigma_2 = 36 \text{ b (0)}$$

$$A_1 = \sigma_{c\ell} / \sigma_1$$

$$\sigma_{c\ell} = 2.7 \text{ b (0.1)}$$

$$\frac{dN_3}{dt} = B_2 X_2 N_2 - X_3 N_3 \quad X_3 = \lambda_3 + \sigma_3 \phi \quad \text{Np-239} \quad (7)$$

$$T_3 = 2.35 \text{ d}$$

$$\sigma_3 = 60 \text{ b (0)}$$

$$B_2 = \lambda_2 / X_2$$

$$\frac{dN_7}{dt} = B_3 X_3 N_3 - X_7 N_7 \quad X_7 = \sigma_7 \phi \quad \text{Pu-239} \quad (8)$$

$$\sigma_7 = 1110 \text{ b (1.6)}$$

$$B_3 = \lambda_3 / X_3$$

$$\frac{dN_8}{dt} = A_7 X_7 N_7 - X_8 N_8 \quad X_8 = \sigma_8 \phi \quad \text{Pu-240} \quad (9)$$

$$\sigma_8 = 290 \text{ b (1.6)}$$

$$A_7 = \sigma_{c\ell} / \sigma_7$$

$$\sigma_{c\ell} = 370 \text{ b (0)}$$

$$\frac{dN_9}{dt} = A_8 X_8 N_8 - X_9 N_9 \quad X_9 = \sigma_9 \phi \quad \text{Pu-241} \quad (10)$$

$$\sigma_9 = 1350 \text{ b (1.6)}$$

$$A_8 = \sigma_{c\ell} / \sigma_8$$

$$\sigma_{c\ell} = 290 \text{ b (0)}$$

$$\frac{dN_{10}}{dt} = -X_{10} N_{10} \quad X_{10} = \sigma_{10} \phi \quad \text{U-235} \quad (11)$$

$$\sigma_{10} = 693 \text{ b (6.6)}$$

ここで、 $\sigma$  : 断面積,  $\lambda$  : 壊変定数,  $T$  : 半減期,  $\phi$  : 中性子束である。断面積の値は熱中性子束についての値で、高速中性子束については( )内の値が使われる。単位は barn である。

上記微分方程式は、GAPCONに使用された式をかなり単純化している。ただし、この単純

化した微分方程式の解は，厳密解が導かれる。その解は，次のように与えられる。

$$N_1 = N_1^0 e^{-X_1 \Delta t} \quad , U-238 \quad (12)$$

$$C_2^0 = N_2^0 + \frac{A_1 X_1 N_1^0}{X_1 - X_2} \quad (13)$$

$$C_2 = C_2^0 e^{-X_2 \Delta t} \quad (14)$$

$$N_2 = C_2 - \frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} N_1 \quad , U-239 \quad (15)$$

(注) ここで，GAPCON-THERMAL-2は， $C_2^0 = 0$ と仮定している。

$$\begin{aligned} C_3^0 &= N_3^0 + \frac{B_2 X_2}{X_2 - X_3} C_2^0 - \frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} \cdot \frac{B_2 X_2}{X_1 - X_3} N_1^0 \\ &= N_3^0 - \frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} \cdot \frac{B_2 X_2}{X_1 - X_3} N_1^0, (\because C_2^0 = 0) \end{aligned} \quad (16)$$

$$C_3 = C_3^0 e^{-X_3 \Delta t} \quad (17)$$

$$\begin{aligned} N_3 &= C_3 - \frac{B_2 X_2}{X_2 - X_3} C_2 + \frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} \cdot \frac{B_2 X_2}{X_1 - X_3} N_1 \\ &= C_3 + \frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} \cdot \frac{B_2 X_2}{X_1 - X_3} N_1 (\because C_2^0 = 0), \quad N_p-239 \end{aligned} \quad (18)$$

$$C_7^0 = \frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} \cdot \frac{B_2 X_2}{X_1 - X_3} \cdot \frac{B_3 X_3}{X_1 - X_7} N_1^0 + \frac{B_3 X_3}{X_3 - X_7} C_3^0 + N_7^0 \quad (19)$$

$$C_7 = C_7^0 e^{-X_7 \Delta t} \quad (20)$$

$$N_7 = C_7 - \frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} \cdot \frac{B_2 X_2}{X_1 - X_3} \cdot \frac{B_3 X_3}{X_1 - X_7} N_1 - \frac{B_3 X_3}{X_3 - X_7} C_3 \quad , Pu-239$$

$$\begin{aligned} C_5^0 &= -\frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} \cdot \frac{B_2 X_2}{X_1 - X_3} \cdot \frac{B_3 X_3}{X_1 - X_7} \cdot \frac{A_7 X_7}{X_1 - X_8} N_1^0 - \frac{B_3 X_3}{X_3 - X_7} \cdot \frac{A_7 X_7}{X_3 - X_8} C_3^0 \\ &\quad + \frac{A_7 X_7}{X_7 - X_8} C_7^0 + N_8^0 \end{aligned} \quad (22)$$

$$C_5 = C_5^0 e^{-X_8 \Delta t} \quad (23)$$

$$N_8 = C_8 + \frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} \cdot \frac{B_2 X_2}{X_1 - X_3} \cdot \frac{B_3 X_3}{X_1 - X_7} \cdot \frac{A_7 X_7}{X_1 - X_8} N_1 + \frac{B_3 X_3}{X_3 - X_7} \cdot \frac{A_7 X_7}{X_3 - X_8} C_3 - \frac{A_7 X_7}{X_7 - X_8} C_7 \quad \text{Pu-240} \quad (24)$$

$$C_9^0 = \frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} \cdot \frac{B_2 X_2}{X_1 - X_7} \cdot \frac{B_3 X_3}{X_1 - X_7} \cdot \frac{A_7 X_7}{X_1 - X_8} \cdot \frac{A_8 X_8}{X_1 - X_9} N_1^0 + \frac{B_3 X_3}{X_1 - X_7} \cdot \frac{A_7 X_7}{X_1 - X_8} \cdot \frac{A_8 X_8}{X_1 - X_9} C_3^0 - \frac{A_7 X_7}{X_7 - X_8} \cdot \frac{A_8 X_8}{X_7 - X_9} C_7^0 + \frac{A_8 X_8}{X_8 - X_9} C_8^0 + N_9^0 \quad (25)$$

$$C_9 = C_9^0 e^{-X_9 \Delta t} \quad (26)$$

$$N_9 = C_9 - \frac{A_1 X_1}{X_1 - X_2} \cdot \frac{B_2 X_2}{X_1 - X_7} \cdot \frac{B_3 X_3}{X_1 - X_7} \cdot \frac{A_7 X_7}{X_1 - X_8} \cdot \frac{A_8 X_8}{X_1 - X_9} N_1 - \frac{B_3 X_3}{X_1 - X_7} \cdot \frac{A_7 X_7}{X_1 - X_8} \cdot \frac{A_8 X_8}{X_1 - X_9} C_3 + \frac{A_7 X_7}{X_7 - X_8} \cdot \frac{A_8 X_8}{X_7 - X_9} C_7 - \frac{A_8 X_8}{X_8 - X_9} C_8 \quad , \text{Pu-241} \quad (27)$$

$$N_{10} = N_{10}^0 e^{-X_{10} \Delta t} \quad (28)$$

ここで、 $N_i$  は各同位元素の原子数、 $N_i^0$  は、時間  $t$  における存在数、 $\Delta t$  は時間増分である。 $C_i^0$  は、微分方程式を解いたとき表れる積分定数で、時間  $t$  における値である。

なお、 $C_8^0$  を与える式の第1項は負と考えられるが、プログラムでは正にとられている。

燃料物質の組成に関する計算が終了すると、次にF.P.ガスの fission yield による生成率が求められる。

F.P.ガスを生成する核燃料物質としては、U-235、U-238、Pu-239とPu-241を考えているが、現実には、GAPCON-THERMAL-2は熱中性子のみを対象としており、Table 1に見る如くU-238からの fission yield はすべて0.0なので、U-238からの寄与はない。

fission yield によるF.P.ガスの計算において、GAPCON-THERMAL-2は、入力で与えられた燃料組成に基づくU-235、U-238、Pu-239、Pu-241の原子数が使用されている。これは、miss-programing と考えられる。そうでなければ、先の核燃料物質の崩壊、変換の計算は全く不要である。



Xe と Kr の生成量が求められる。その計算法は、GAPCON と異なる方法に変更されている。その詳細は報告書<sup>4)</sup>の Appendix-B に述べられているので省略する。ただ、その方法の概要は、プログラムで必要なものが、個々の同位元素の量ではなく、Xe 及び Kr の総量であることを考え、その総量を求めるようになっている。

時間が  $t$  から  $t+\Delta t$  に増加したときの、時間増分  $\Delta t$  において生成する Xe 及び Kr の総量が計算される。F.P.ガスの各同位元素について、GAPCON と同じ崩壊および核変換の微分方程式とそれらに関する定数を使用して厳密解による Xe 及び Kr の時間増分  $\Delta t$  における増加総量が求められる。

流れ図の後の方にある  $KFC=1$  の判定で yes のとき 60 に返るループは、後にのべる key word  $KFC$  が 0, 1 の場合とも機能せず、何を目的に設けられているループか不明である。

GAPCON-THERMAL-2 の FISGASS には、 $KFC$  という key word が用意されている。この  $KFC$  を切り換えることによって、time step  $\Delta t$  をそのまま使用するか、あるいは time step  $\Delta t$  をさらに分割するかが決定される。

#### 1) $KFC=1$ の場合

$KFC$  を 1 とした場合は、FISGASS に与えられた time step  $\Delta t$  の分割等を行なわれず、 $\Delta t$  がそのまま使用される。このときは、全体のプログラムの流れは、GAPCON と等しい。

最初の値の設定 ( $MTIME=0$ ) のとき、key word  $KFS$  が 0 に設定される。 $KFS=0$  のときだけ中性子束が計算され、出力当りの中性子束 ( $CST(IPOW)=\phi/P$ ) が計算されストアされる。この subroutine は、必ず  $KFS=1$  の状態で return する。したがって、中性子束が燃料組成に基く原子数によって計算されるのは、 $MTIME=0$  の最初の計算時だけである。その結果、GAPCON-THERMAL-2 の FISGAS は GAPCON, GAPCON-THERMAL-1 と同様に出力の変動がない場合中性子束は常に一定となる。

#### 2) $KFC=0$ の場合

$KFC=0$  の場合、FISGAS に与えられた time step  $\Delta t$  が分割されて計算が行なわれる。分割は、 $\Delta t$  を 2, 4, 8, ... の  $2^n$  等分割する。どこまで分割するかは、核分裂性燃料の原子数の変化による中性子束の変化の相対誤差が与えられた制限値 ( $EP3P$ ) 以内になるまでである。このように time step を分割する理由は、Kr, Xe の生成量の評価において大きく影響するのが中性子束であるので、この変化量を小さく押え Kr, Xe の生成量評価の誤差を小さくすることと考えられる。

### 4.2 GAPCON-THERMAL-2 における核分裂生成ガス評価法の問題点

1) GAPCON-THERMAL-2 の FISGAS を用いた計算例の 1 つを Fig. 8 に示す。図の計算は、Table 5 の数値を用い、照射日数 300 日を 10 step に分割したときの結果である。図には、燃料物質の同位元素、U-238, Pu-239, Pu-240 と U-235 の総量 (重量パー

セント)と中性子束を示す。

図で分る通り、time stepの分割を行わないKFC=1のとき、4.2で述べた通り中性子束は一定で変化しない。しかし、燃料物質の総量は、わずかながら増加する。また、time stepの分割を行なうKFC=0のとき、燃料物質の総量は激増し、これに伴い中性子束は低下する。

GAPCON-THERMAL-2のFISGASは、燃料物質が増加するという矛盾を含む。これは、明らかにプログラムに誤りがあることを示している。

2) 先の1)で述べたように、GAPCON-THERMAL-2のFISGASのみでは、一定出力のみで燃料物質が増加し、中性子束が低下する。これでは、比較検討の対象にならないので、一部修正したプログラムによる計算結果によって検討することにする。プログラムの修正は次の2点である。

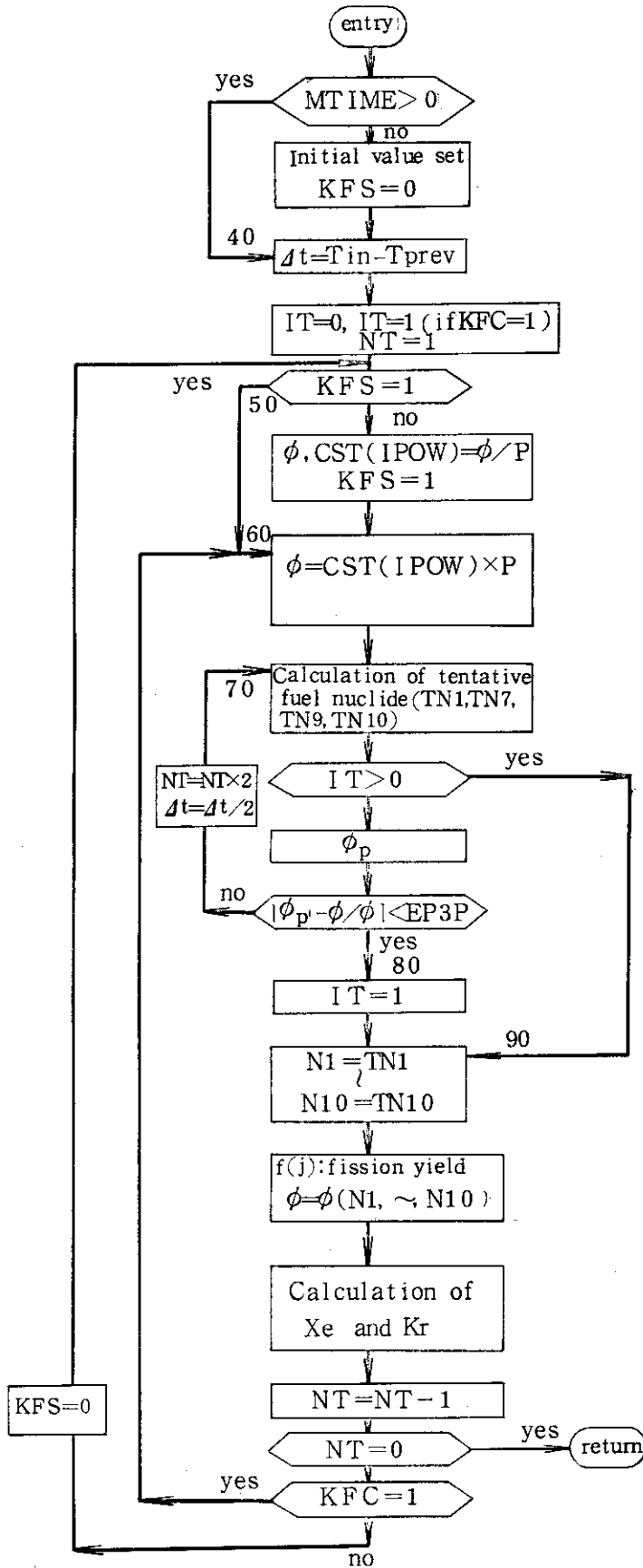
(1) 燃料物質の変換計算式中のPu-240の計算に使用する $C_8^0$ 、(22)式の第1項の符号を4.1に述べた理由により修正する。

(2) Fission yieldによるF.P.ガス生成量に使用する燃料物質の原子数は、各time stepにおいて計算された値を使用する。

上記の修正を行なったプログラムによる計算結果の1例をFig. 9, 10に示す。使用の数値は比較のため、他の計算例と同様Table 5に示すものが使用されている。Fig. 9は、time stepを分割しないで計算するKFC=1条件下の結果である。4.1で述べたように、この場合中性子束は一定である。修正前のFISGASと異り燃料物質の総重量(U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241およびU-235)は低下する。図には、照射時間を3分割した時と10分割したときの結果を示している。計算結果のXeおよびXe+Krの生成総量は、time stepの取り方に依存している。小さく取った方が総量は大きくなる。

一方、Fig. 10は、与えられたtime stepをさらに分割するKFC=0の条件下の結果である。計算は、分割による中性子相対誤差を0.01以内とするが、計算の能率を上げるため $2^7=128$ 以内に押えている。計算には、照射時間を3分割したものと10分割したものを行なったが、両者の結果にほとんど差が出ない。すなわち、subroutine FISGAS内でtime stepを分割する機能を持つ場合、time stepの取り方には依存しない。

FREG-3と同様、各計算時の燃料物質の原子数に基いて中性子束が計算されるため、中性子束は変化し、最初の値の6倍程度に増加する。また、この中性子束の増加に起因してXe, Krの生成量もFig. 9に比較し大きくなる。



Remarks :

$\Delta t$  : time step

$\phi$  : Neutron flux

P : L.H.G.R

TN1, TN7, TN8, TN9, TN10

: Tentative amount of

fuel nuclide (U-238,

Pu-239, Pu-240, Pu-241,

U-235)

N1, N7, N8, N9, N10

: Fuel nuclide

Fig. 5 Flow chart of FISGAS used in GAPCON-THERMAL-2

Neutron flux (n/cm<sup>2</sup>-sec)

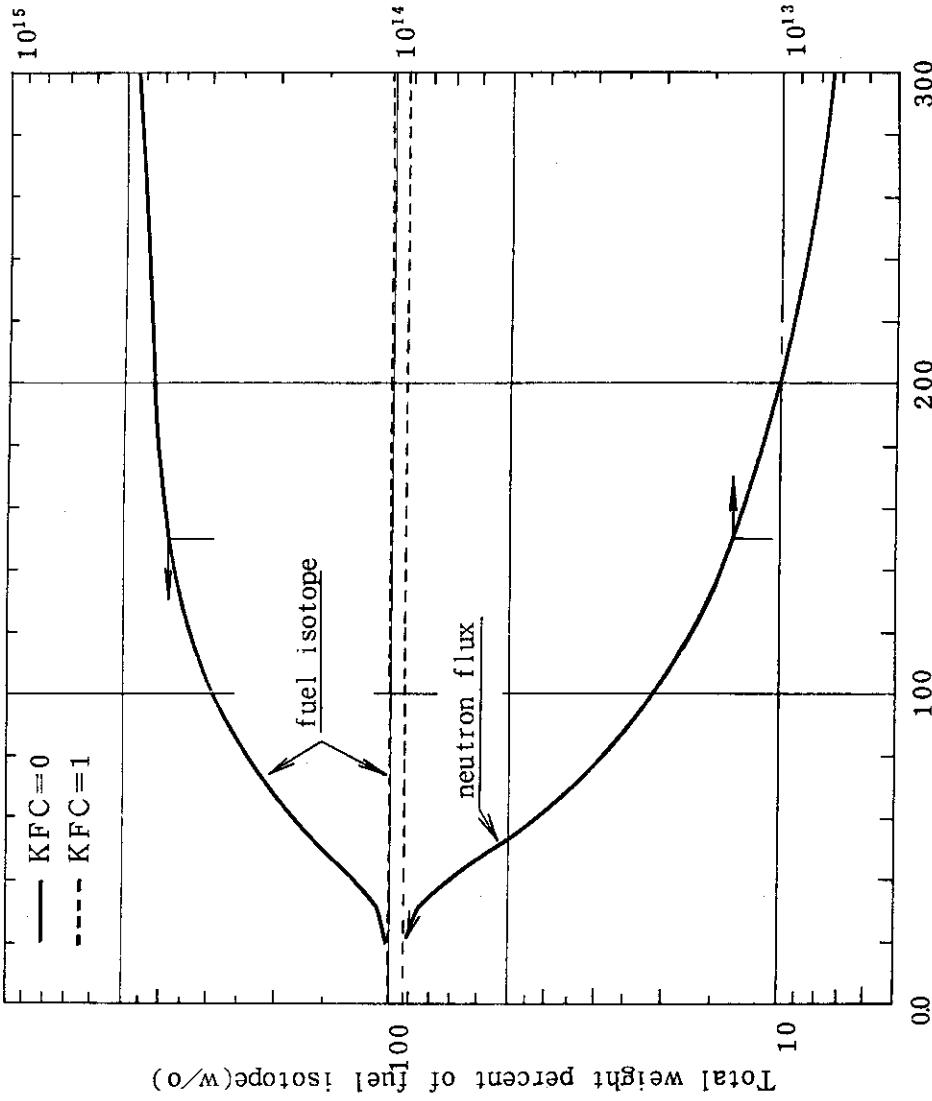


Fig. 8 Fuel isotope and neutron flux  
calculated by FISCAS of GAPCON-THERMAL-2

I P O W	5	0	1	2	3	4	5	6
	4	0	1	2	3	4	5	6
	3	0	1	2	3	4	5	6
	2	0	1	2	3	4	5	6
	1	0	1	2	3	4	5	6
		2	3	4	5	6	7	8

N  
T  
I  
M  
E

Fig. 6 Value of key word MTIME

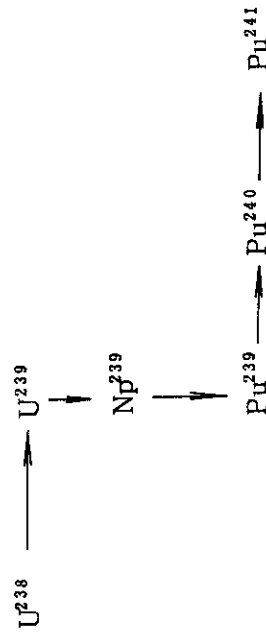
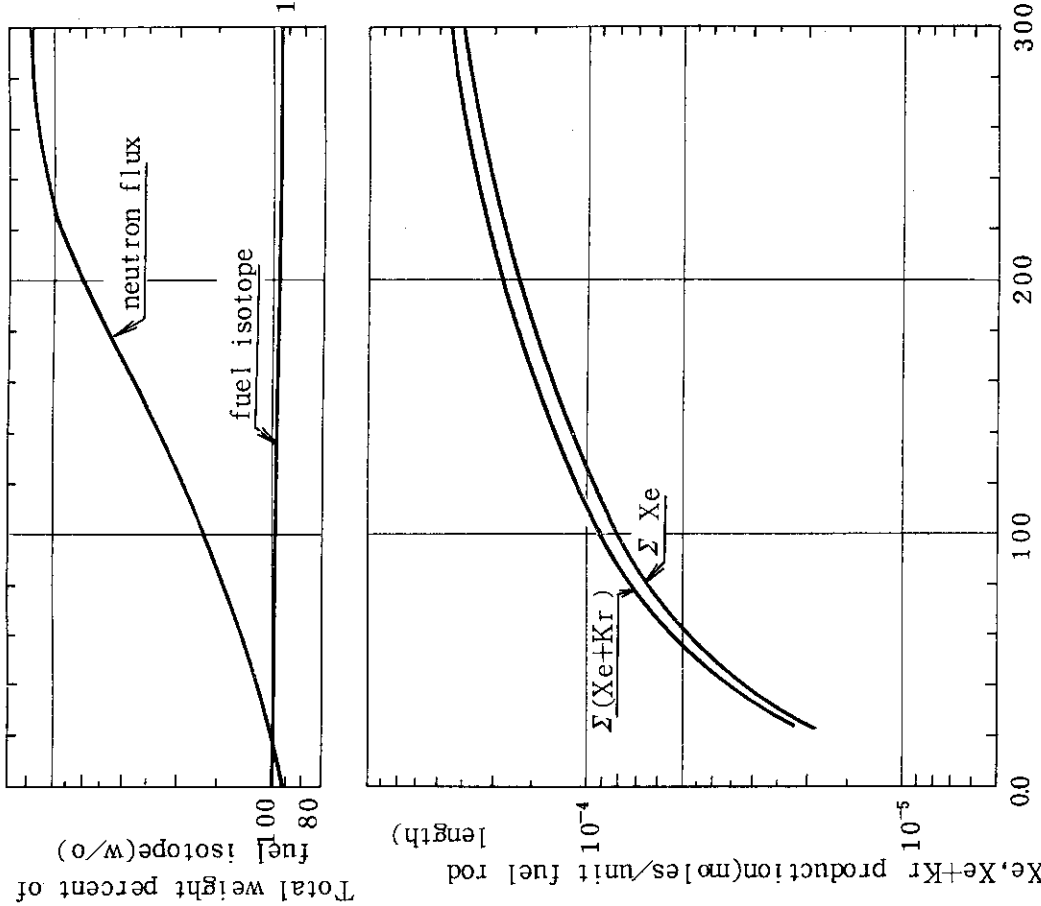


Fig. 7 Scheme between fuel materials  
used in GAPCON-THERMAL-2

Thermal neutron flux ( $n/cm^2\text{-sec}$ )



Thermal neutron flux ( $n/cm^2\text{-sec}$ )

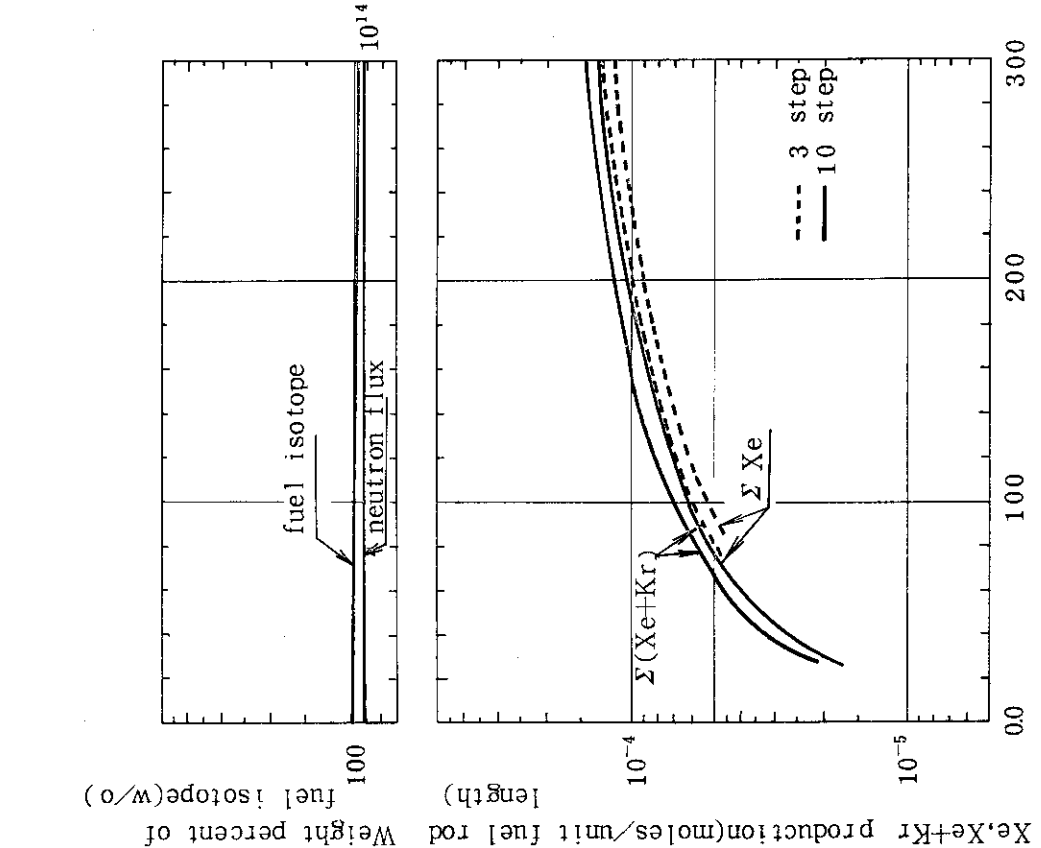


Fig. 9 A result calculated by the revised method of  
GAPCON-THERMAL-2 (under KFC=1 condition)

Fig. 10 A result calculated by revised method of  
GAPCON-THERMAL-2 (under KFC=0 condition)

## 5. 核分裂生成ガス量評価の比較と検討

### 5.1 各評価法の比較と検討

第2章から4章で GAPCON, FREG-3, GAPCON-THERMAL-2 の各方法に基づき、F.P.ガス生成量の計算方法と計算例を示した。これらの検討結果に基づき、比較検討を行なうと次のことが分る。

1) GAPCON, FREG-3, GAPCON-THERMAL-2 (KFC=1の場合)は、time stepの取り方に依存して計算結果Kr, Xeの総量に変化する。

このときの特色として、time stepを大きく取ったとき、GAPCONおよびFREG-3はXe等の総量を大き目に評価するが、GAPCON-THERMAL-2は小さく評価する。この理由は、それぞれのF.P.ガス生成量の評価法のちがいによるのではないかと考えられる。すなわち、GAPCONおよびGAPCONの方法に基礎をおくFREG-3は一種の近似解を用い、GAPCON-THERMAL-2は厳密解を評価の基礎にしていることによるのであろう。

ただ、FREG-3において、中性子束はtime stepの取り方によって変化するものの、Xe, Krの総量への影響は小さい。

2) GAPCON, FREG-3, GAPCON-THERMAL-2 (KFC=0およびKFC=1)の4方法について同一条件で計算した結果をFig. 11に示す。すなわち、Table 5の数値を用い、time-stepを $\frac{300\text{日}}{10}$ に取ったときの結果である。

FREG-3とGAPCON-THERMAL-2のKFC=0によるXe, Krの総量は、ほとんど一致し、4者の中で最も大きくなる。次いで、GAPCONによるもの、GAPCON-THERMAL-2のKFC=1によるものである。

GAPCON-THERMAL-2のKFC=1と0との差が表れる理由は中性子束の変化によるものであろう。FREG-3とGAPCON-THERMAL-2のKFC=0がほぼ一致するのは、F.P.ガス生成量に関し同一中性子束でもGAPCON-THERMAL-2の方法よりGAPCONの方法の方が多少大き目に評価することになることとFREG-3の中性子束の増加によることのためではないかと考えられる。

3) この報告書で述べたいずれの方法によっても、Xeの総量のXeとKrとの総量に対する比は、約0.9である。

### 5.2 中性子束の評価について

この報告書で取扱ったF.P.ガス生成量の評価において最大のkey parameterは中性子束の評価にあると考えられる。いずれにしても、FREG-3およびGAPCON-THERMAL-2のKFC=0の場合の如く、中性子束は初期中性子束に比較し、300日で5~6倍に増加する。

このような事項は、GAPCON-THERMAL-2の報告書<sup>4)</sup>にも指適されている。そして、

GAPCON-THERMAL-2の報告書は、この理由として、熱中性子よりエネルギーの高い中性子の共鳴吸収による核分裂が中性子束の評価に考慮されていないためであろうとしている。

そして、GAPCON-THERMAL-2の中性子評価の方法の改造法として、次のような方法を提案し、将来そのようにversion-upする予定であるとしている。それは共鳴吸収を考慮して、断面積を修正するものでその方法としてWestcottの提案した方法<sup>10)</sup>を使用するとしている。

Westcottの断面積の修正法は、次のように表わされる。

$$\sigma_{\text{eff}} = \sigma_0 (g + rs)$$

ここで、 $\sigma_{\text{eff}}$  : 実効反応断面積

$\sigma_0$  : 熱中性子での反応断面積

$g$  : 共鳴中性子の反応断面積のエネルギー変化によって定まるパラメータ  
( $1/v$  則に対して1となる)

$r$  : 中性子のスペクトルで定まるパラメータ

$$s : \sqrt{\frac{4T}{\pi T_0}} \cdot \frac{I}{\sigma_0}$$

$I$  : 共鳴積分

$T_0$  : 293.6°K

$T$  : 中性子温度

である。

上記のWestcottの方法で断面積を修正し、中性子束を変化させるFREG-3およびGAPCON-THERMAL-2のFSGASに適用した結果をFig. 12に示す。

図に示す計算は

$$T = 287\text{C}$$

$$r = 1.0$$

としたものである。なお、この計算に使用した核データをTable 6に示す。Table 6に採用した値は、主として参考文献10), 12), 13)による。図に見る如く、中性子束は著しく低下する。ここで、適当な $r$ の値をえらんで計算を行なうことも可能である。すなわち、中性子束が低下しないようにするには、 $r < 1$ とする必要がある。しかし、 $r$ は、通常の軽水動力炉において2~3の値であること<sup>11)</sup>を考慮したとき、この方法は、論理的でない。

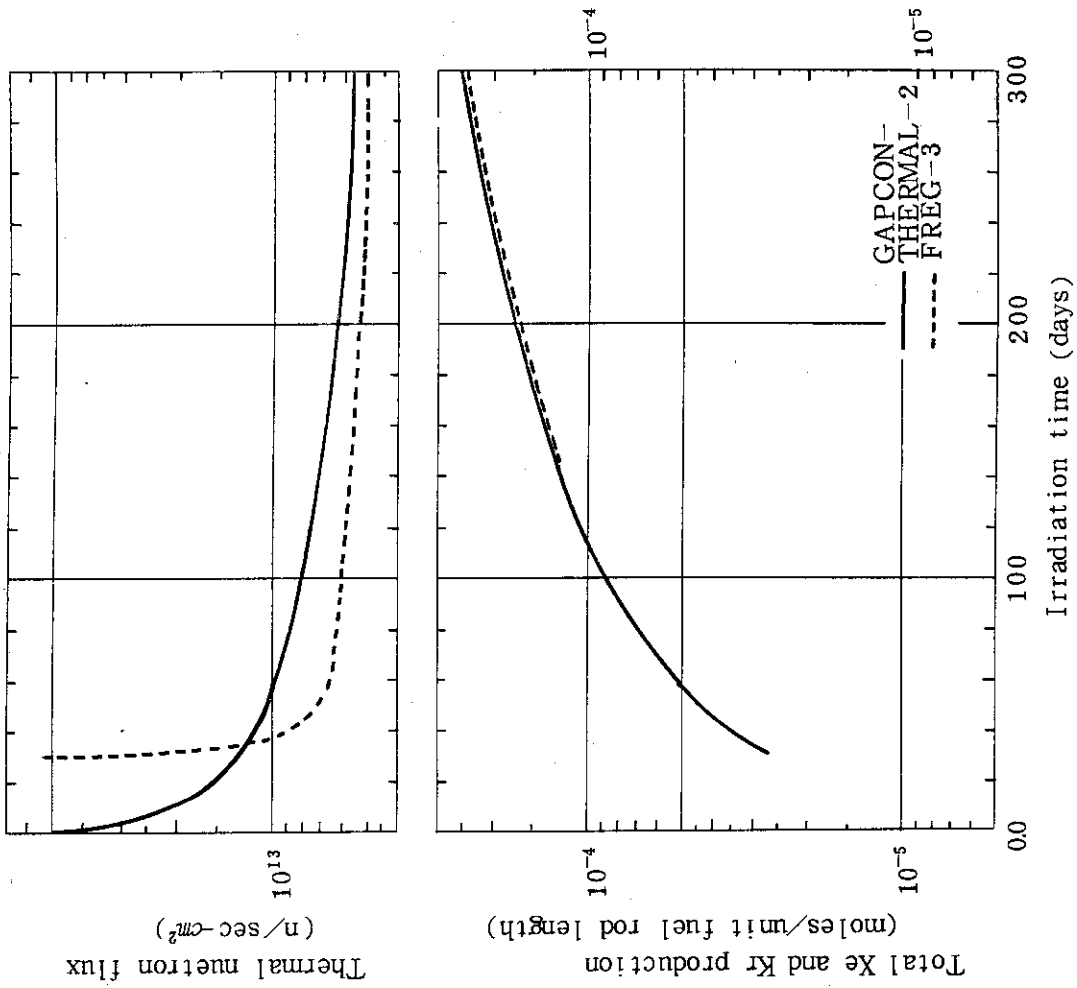


Fig. 12 Calculations of GAPCON-THERMAL-2 and FREG-3 using cross section modified by Westcotts formalism

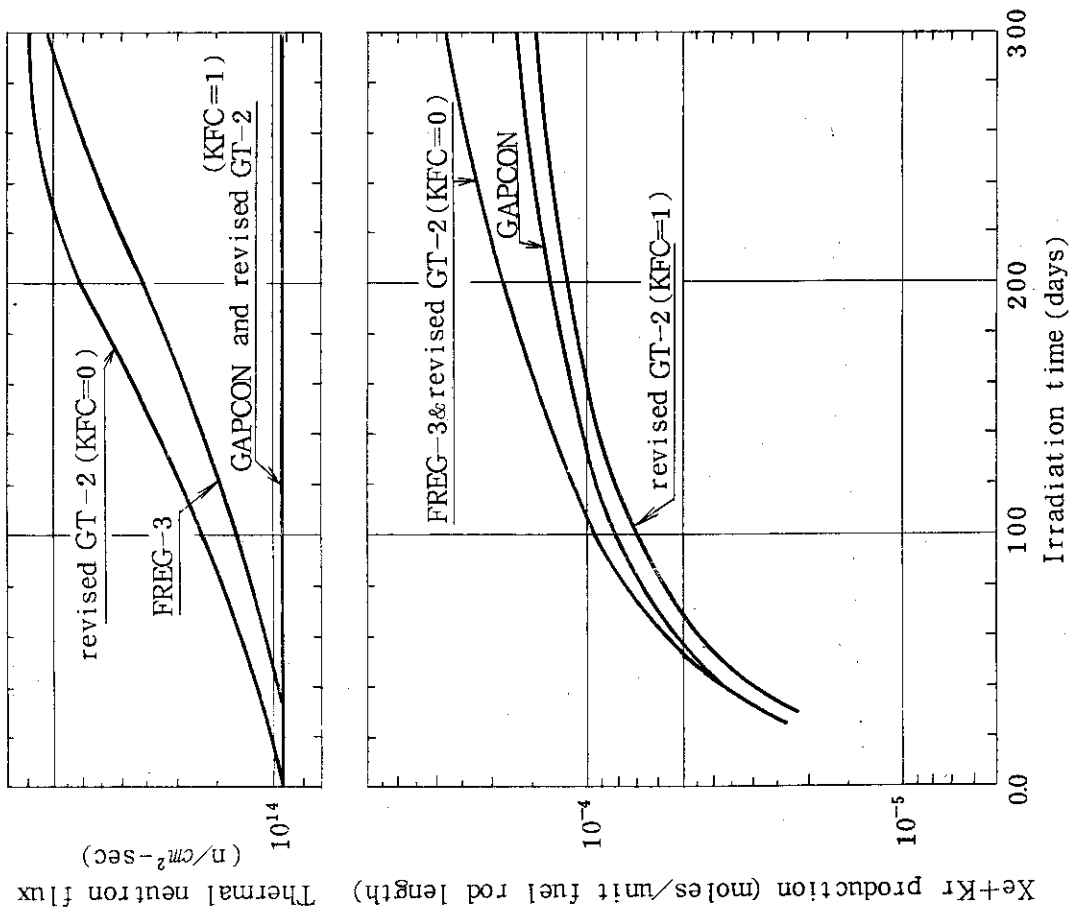


Fig. 11 A comparison of results calculated by GAPCON, revised GAPCON-THERMAL-2 and FREG-3



Table 6

Cross section values to be modified by Westcott formalism

(unit:barn)

核種	熱中性子反應斷面積 $\sigma_0$		共鳴積分 I <sup>4)</sup>		g 值 <sup>3)</sup>	
	吸 收	分 裂	吸 收	分 裂	吸 收	分 裂
<sup>238</sup> U	2.7	0	280	0	1.0063	1
<sup>239</sup> U	36	14	0	0	1	1
<sup>239</sup> Np	60	0	0	0	1	1
<sup>240</sup> U	0	0	0	0	1	1
<sup>240m</sup> Np	0	0	0	0	1	1
<sup>240</sup> Np	0	0	0	0	1	1
<sup>239</sup> Pu	1110	740	3500	2000	1.5345	1.4071
<sup>240</sup> Pu	290	0	9000	0	1.1089	1
<sup>241</sup> Pu	1350	950	2800	1800	1.2693	1.2693
<sup>235</sup> U	693	553	370	270	0.9373	0.9312
<sup>236</sup> U	6.0	0	257	0	1	1
<sup>237</sup> U	0	0	0	0	1	1
<sup>237</sup> Np	170	0	700	0	1.0406	1
<sup>238</sup> Np	1600	0	0	0	1	1
<sup>238</sup> Pu	597	17	178	28	1	1

## 6. むすび-----FREG-3核分裂生成ガス評価法の修正方針

この報告書の検討結果より、FREG-3のF.P.ガス評価法の改造として、次のようにすることが合理的と考えられる。

1. F.P.ガスの生成量に大きな効果を持つ、中性子束評価は、GAPCONあるいはGAPCON-THERMAL-2 (KFC=1)の如く初期の燃料組成に基づく核燃料物質の原子数によって算出された中性子束を使用するか、あるいは、入力で与えた方がよいであろう。この理由は、

(1) 第3.2節で述べたように、そのtime stepにおける核燃料物質の原子数によって線出力密度に対応する中性子束を評価すると300日で5~6倍に増加し、非現実的となる。

(2) 出力は原子炉炉心全体で維持されているものでFREG-3等で計算対象としている燃料の部分のみで維持するものではない。

すなわち、次のような方針で計算することが理想的である。初期の燃料組成に基づく核燃料物質の原子数および初期の出力によって算出された中性子束を使用する。そして、計算対象としている燃料体のあるtime stepでの出力は、入力された出力をそのときの燃料元素の組成(原子数)で補正した値を使用する。ただし、この場合入力する出力は炉心全体で維持されている出力を燃料体1本当りに換算したときの値である。このように考えると、中性子束および炉心全体の出力は他の燃料体を含めた場で維持され、個々の燃料体の出力は燃料体の燃焼度に応じた値となり、この方が現実的である。また、F.P.ガスの評価方法についても現実的である。

しかし、前出のGAPCON-THERMAL-2などのプログラムで出力をその燃料体の燃焼度に応じて補正を加えた後入力すれば、プログラム内部で補正を加えた場合と同じである。

GAPCON-THERMAL-2などのプログラムでは、前節で述べたような補正が内部で加えられないから、長期間の照射を考えた場合そのtime stepのとり方によってF.P.ガス評価値が異ってくると考えられる。

いずれにしても、入力する出力を炉心全体での代表値と考えるか、あるいは対象とする燃料体に個々の値と考えるかの差である。

極端な場合、核分裂性物質がないものでも、炉心に装荷されれば、ある中性子束にさらされる。このように考えるとき、中性子束は、F.P.ガス生成量の計算においても独立したparameterとして取扱った方がよいように考えられる。

2. GAPCON-THERMAL-2の報告書に述べられたような断面積をWestcottの方法を用いて修正するようなやり方は、あまり効果的でない。その理由は次の通りである。

(1) Westcottの方法を使用しようとする、熱中性子束以外の中性子束対熱中性子束の比が必要となるが、GAPCON等のF.P.ガス生成量の評価に使用するにはこの報告書の検討は結果からこの比を1以下としなければならない。

これは現実的でないように思われる。

(2) このような修正は、結局のところ、高速中性子による核分裂を考慮するということである。そうなれば高速中性子によるF.P.ガスのfission yieldも考慮する必要が生じるであろう。

う。FREG-3の目的は、核分裂生成ガス量を正確に求めることにあるのではなく、あくまで、燃料棒内の温度分布を求めることである。プログラム内でF.P.ガス量を求めるのは、それがギャップコンダクタンスに及ぼす影響を知りたいためである。そのために、高速中性子による fission yieldまで考え、プログラムを複雑化する必要があるかどうか疑問である。

3. 核燃料物質およびF.P.ガス量の生成、核変換による変化量の評価は、GAPCON-THERMAL-1の方法の方がよいのではないかと思う。GAPCON-THERMAL-2の評価法は、厳密解が利用されているため、その限りで正確であるが、崩壊系列等を変更して計算したいような場合、再計算して厳密解を求める必要がある。また、F.P.ガス量については、KrとXeの総量が求められるだけで、個々の同位元素の量は求められない。

GAPCON-THERMAL-1のF.P.ガス評価法の方が、簡明直さいであって、変更等があった場合、改造が容易なので、利用しやすいと考える。

4. FREG-3のFISGASをGAPCON-THERMAL-2に採用されているようなtime-stepを分割する方法に改造することは、F.P.ガス評価法として、GAPCON-THERMAL-1に基づく評価法を利用するので、その誤差を小さくするため、意味があるものと考えられる。ただし、中性子束を1で述べたように独立変数と考えると、出力が変化しないとき、中性子束の変化がないので、GAPCON-THERMAL-2の如く中性子束の変化に対してtime-stepを分割することはできない。したがって、出力の変化がある場合には中性子束の変化に対してtime-stepを分割し、出力の変化がない場合には、適当な分割をテストランによって決定するように変更する必要がある。

## 謝 辞

本報告書は、著者の一人、大木が原子炉研修所の研修の一環として燃料安全第一研究室において行なったプログラムの検討結果に、他の著者が加筆したものである。

この検討にさいし、Westcottの断面積修正法については杉 暉夫氏(研修所教官)に、また熱中性子束と熱中性子よりエネルギーの高い中性子束の比の値については、江連秀夫氏(動力試験炉部)から多くの助言をえた。また、燃料安全第一研究室の森島淳好氏(現安全工学部次長)をはじめとする諸氏に多くの教示をえた。プログラムの改造、テストに関しては石橋明弘氏(センチュリ・リサーチ・センター(株))に助言をえた。以上に記して謝意を表す。

う。FREG-3の目的は、核分裂生成ガス量を正確に求めることにあるのではなく、あくまで、燃料棒内の温度分布を求めることである。プログラム内でF.P.ガス量を求めるのは、それがギャップコンダクタンスに及ぼす影響を知りたいためである。そのために、高速中性子による fission yieldまで考え、プログラムを複雑化する必要があるかどうか疑問である。

3. 核燃料物質およびF.P.ガス量の生成、核変換による変化量の評価は、GAPCON-THERMAL-1の方法の方がよいのではないかと思う。GAPCON-THERMAL-2の評価法は、厳密解が利用されているため、その限りで正確であるが、崩壊系列等を変更して計算したいような場合、再計算して厳密解を求める必要がある。また、F.P.ガス量については、KrとXeの総量が求められるだけで、個々の同位元素の量は求められない。

GAPCON-THERMAL-1のF.P.ガス評価法の方が、簡明直さいであって、変更等があった場合、改造が容易なので、利用しやすいと考える。

4. FREG-3のFISGASをGAPCON-THERMAL-2に採用されているようなtime-stepを分割する方法に改造することは、F.P.ガス評価法として、GAPCON-THERMAL-1に基づく評価法を利用するので、その誤差を小さくするため、意味があるものと考えられる。ただし、中性子束を1で述べたように独立変数と考えると、出力が変化しないとき、中性子束の変化がないので、GAPCON-THERMAL-2の如く中性子束の変化に対してtime-stepを分割することはできない。したがって、出力の変化がある場合には中性子束の変化に対してtime-stepを分割し、出力の変化がない場合には、適当な分割をテストランによって決定するように変更する必要があるだろう。

## 謝 辞

本報告書は、著者の一人、大木が原子炉研修所の研修の一環として燃料安全第一研究室において行なったプログラムの検討結果に、他の著者が加筆したものである。

この検討にさいし、Westcottの断面積修正法については杉 暉夫氏(研修所教官)に、また熱中性子束と熱中性子よりエネルギーの高い中性子束の比の値については、江連秀夫氏(動力試験炉部)から多くの助言をえた。また、燃料安全第一研究室の森島淳好氏(現安全工学部次長)をはじめとする諸氏に多くの教示をえた。プログラムの改造、テストに関しては石橋明弘氏(センチュリ・リサーチ・センター(株))に助言をえた。以上に記して謝意を表す。

## 参 考 文 献

- 1) G.R. Horn, F.E. Panisko, "User's Guide for GAPCON: A Computer Program to Predict Fuel-to-Cladding Heat Transfer Coefficients in Oxide Fuel Pins", HEDL-TME72-128, September 1972.
- 2) C.R. Hann, C.E. Beyer and L.J. Parchen, "GAPCON-THERMAL-1: A Computer Program for Calculating the Gap Conductance in Oxide Fuel Pins", BNWL-1778, September 1973.
- 3) C.E. Beyer, C.R. Hann, D.D. Lanning, F.E. Panisko and L.J. Parchen, "User's Guide for GAPCON-THERMAL-2: A Computer Program for Calculating the Thermal Behavior of an Oxide Fuel Rod", BNWL-1897, November 1975.
- 4) GAPCON-THERMAL-2: A Computer Program for Calculating the Thermal Behavior of an Oxide Fuel Rod", BNWL-1898, November 1975.
- 5) 原山, 泉, 藤田, 山田, 森島, 栗山, 石橋, "FREG-1: 燃料棒ギャップ熱伝達解析プログラム", JAERI-M 5958, January 1975.
- 6) 原山, 泉, 藤田, 石橋, 大坪, "照射履歴に従った燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達解析プログラム FREG-3 の入力手引", JAERI-M 6742, October 1976.
- 7) 原山, 泉, "FREG-3: 照射履歴に従った燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達解析プログラム——計算方法と計算モデルについて——", JAERI-M 7278, September 1977.
- 8) H. Stehle, H. Assmann and F. Wunderlich, "Uranium Dioxide Properties for LMR Fuel Rods", Nucl. Eng. Des. 33 (1975) 230-260.
- 9) M.E. Meek and B.F. Rider, "Compilation of Fission Yields", NEDO-12154-1, (1974)
- 10) C.H. Westcott, "Effective Cross Section Values for Well-Moderated Thermal Reactor Spectra", CRRP-960, Ed. 3 Rev., November 1960.
- 11) H. Ezure, private communication.
- 12) H. Ihle, et al, J. Inorg. Nucl. Chem., 34, 2427 (1972).
- 13) "超プルトニウム元素の化学", 原子力誌, Vol. 16. No. 7 (1974), P.P. 349~386.