

JAERI-M
6728

ガス冷却高速増殖炉の核的
炉心性能の検討評価

1976年10月

吉田 弘幸

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

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、複製などのお問合せは、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.

ガス冷却高速増殖炉の核的炉心性能の検討評価

日本原子力研究所動力炉開発・安全性研究管理部

吉田 弘幸

(1976年9月10日受理)

ガス冷却高速炉の核的炉心性能を、増殖性能を中心として、ピン型燃料と被覆粒子燃料を用いた2つの1000MW_eガス冷却高速炉概念について評価した。また、ガス冷却高速炉の核的性能を、かつて日本原子力研究所において設計された高増殖比をもつナトリウム冷却高速炉の性能と比較した。

この評価は、2次元拡散近似にもとづく燃焼解析コードAPOLLOとJAERI-Fast 25群断面積セットを用いて行なった。

ピン型燃料を用いたガス冷却高速炉は、増殖比が高く、燃料の炉内滞在時間を長くとれることで、短倍増時間を達成する可能性がある。一方、被覆粒子燃料を用いたガス冷却高速炉は、炉心転換比がかなり低くなることが原因となり、ピン型ガス冷却高速炉やナトリウム冷却高速炉と比較して、その増殖性能は低くなる。

Evaluation of Nuclear Core Performance of the Gas-cooled
Fast Breeder Reactors

Hiroyuki Yoshida

Division of Power Reactor Projects, Tokai, JAERI

(Received September 10, 1976)

Nuclear core performance of the gas-cooled fast breeder reactors with power 1000MWe, helium-cooled pin type fuel and coated particle fuel respectively, has been investigated mainly in breeding performance, also comparatively with the sodium-cooled fast reactor of relatively high breeding ratio designed in JAERI.

Two-dimensional burnup code APOLLO based on diffusion approximation and JAERI-Fast 25 group neutron cross-section set were used for calculation.

The pin type fuelled gas-cooled fast reactor has possibility of a short doubling time due to the high breeding ratio and long fuel dwelling, while there are some problems including large fissile inventory and comparatively low power density. The coated particle fuelled gas-cooled fast reactor is inferior in breeding performance to the pin type fuelled gas-cooled or the sodium-cooled fast reactor, because of the low core conversion ratio.

目 次

1.はじめに	1
2.原子炉体系と燃料要素	2
3.計算モデルと計算方法	8
3.1 計算モデル	8
3.2 計算方法	8
4.処女状態における臨界特性	11
4.1 原子数密度とプルトニウム富化度	11
4.2 臨界質量	11
4.3 増殖比	12
4.4 中性子スペクトルと空間分布	12
4.5 出力分布	14
5.反応度係数	29
5.1 冷却材喪失反応度係数	29
5.2 ドップラー反応度係数	30
6.燃焼特性	33
6.1 原子数密度の変化	33
6.2 燃 燥 度	33
6.3 実効増倍率の変化	34
6.4 増殖性(倍増時間)	35
6.5 出力分布	38
7.まとめ	50
参考文献	52

1. はじめに

高速炉の開発は主にナトリウム冷却高速炉に関するものであるが、ナトリウム以外の物質（ヘリウム、炭酸ガス、水蒸気等）を冷却材とする高速炉の概念についても、長年の間興味を持たれてきた。その一つとして、最も開発に値する高速炉はヘリウムを冷却材とするガス冷却高速増殖炉（GCFBR）である。⁽¹⁾

GCFBRは、ヨーロッパ各国の原子力メーカー、電力会社の参加によって設立されたガス冷却高速炉研究協会（GBRA）において設計作業が進められ、種々の研究所ではOECD NEAのもとで協同し、研究を進めている。また、アメリカのGA社は、高温ガス冷却炉（HTR）の収得技術を背景とし、ERDA支持のもとに、GCFBRの開発に積極的である。⁽²⁾

GCFBRの燃料要素には、ナトリウム冷却高速炉（LMFBR）の燃料開発にもとづくピン型と高温ガス炉の燃料開発にもとづく被覆粒子型の燃料がある。現段階では $(Pu-U)O_2$ を燃料として考えているが、将来、 $(Pu, U)C$ 等の改良された燃料が用いられる可能性がある。

ピン型燃料要素を持つGCFBRは、ヘリウムガスを冷却材としているため、中性子スペクトルが硬く、そのために非常に高い増殖利得が得られると言われている。一方、被覆粒子燃料を持つGCFBRは、燃料含有率がどうしても低くなり加えて被覆粒子中の炭素が減速材の働きをして、増殖利得を上げることができないが、原子炉出口冷却材温度を高くとることができ、熱効率を上げることおよび多目的利用（水素製造等）が可能であることなどの特徴を持っていると言われている。

本論文では、上記2種類の燃料要素を持つGCFBRの核的特性を評価し、加えて1つのLMFBR設計例の核的特性との比較をした。GCFBRのモデルとしては、ピン型燃料要素を持つGCFBRに対してGBR-1⁽³⁾、被覆粒子燃料をもつGCFBRに対してGBR-2⁽³⁾を選んだ。GBR-1、GBR-2は共にガス冷却高速炉研究協会（GBRA）によって設計されたものである。また、LMFBRのモデルとしてはJAERIに於いてかつて設計されたものを選んだ。⁽⁴⁾

解析は、処女炉心から燃焼日数約1年までを対象として行ない、使用した炉定数はJAERI-FAST 25群セット⁽⁵⁾である。また使用計算プログラムは2次元拡散燃焼計算プログラムAPOLLO⁽⁶⁾である。

第2章では、GBR-1、GBR-2およびLMFBRの原子炉体系と炉心およびブランケット燃料要素形状の詳細について記述した。

第3章では、燃料要素および原子炉体系のモデル化によって得られた均質化領域の物質体積比、各核種の原子数密度を示し、原子炉モデルのメッシュ構造を示した。加えて、本論文で採用した計算方法についても記述した。

第4章では、処女状態における核的特性である臨界質量、増殖比、中性子スペクトルおよび出力分布等を各原子炉系に対して比較検討した結果について記述した。

第5章では、処女状態における反応度係数として、ドップラー反応度係数および冷却材喪失に伴う反応度変化を各原子炉系に対して比較検討した結果について記述した。

第6章では、平衡状態の推定のために行なった燃焼解析から、第4章で述べた核的特性の燃

焼による変化についての比較検討結果を記述した。

2. 原子炉体系と燃料要素

本論文の比較検討に用いた高速炉体系は、いずれも約1000MW電気出力を発生する(Pu , U) O_2 を燃料とする高速炉である。採用した原子炉モデルの略称を以下に示した。

- (1) GCFR-P ; ピン型燃料を持つGCFBR(GBR-1)
- (2) GCFR-C ; 被覆粒子燃料を持つGCFBR(GBR-2)
- (3) LMFBR ; JAERIで設計されたLMFBR

Fig.1 および Fig.2 には GCFR-P の炉心平面図と燃料要素をそれぞれ示し、Fig.3 および Fig.4 には GCFR-C の炉心平面図と燃料要素をそれぞれ示した。Fig.5 には GCFR-P と GCFR-C 共通である径方向プランケット要素を示した。Fig.6 には被覆粒子燃料体の構造を示した。Fig.7 と Fig.8 には LMFBR の炉心平面図と燃料要素について示した。この場合の燃料要素は炉心、軸および径方向プランケット共にその形状は同一である。

これらのデータを使用して、核計算上必要である各均質化領域の物質原子数密度および原子炉モデルを作成することになるが、特に GCFR-C の基本データに不足が目立ち、詳細解析の時には計算上適当な仮定を置かざるをえない。

Table 1 には、GBRAにおいて計算された GCFR-P と GCFR-C の物質の体積比と LMFBR における物質体積比を示し、Table 2 には、本論文で仮定した物質の物理定数を示した。

各原子炉の燃料体は (Pu , U) $O_{1.94}$ で $O/M = 1.94$ としている。また、燃料であるプルトニウムの同位元素組成比として、軽水炉からの取り出し燃料から得られるものを仮定した。この時のプルトニウム同位元素組成比は、

$$Pu^{239} : Pu^{240} : Pu^{241} : Pu^{242} = 56.0 : 23.7 : 15.0 : 5.3$$

である。

参考までに、その他の考えられるプルトニウム同位元素組成比として次のものがある。

◦ Plutonium after one recycle through PWR

$$Pu^{239} : Pu^{240} : Pu^{241} : Pu^{242} = 35 : 32 : 15 : 18$$

◦ Fast reactor blanket

$$Pu^{239} : Pu^{240} : Pu^{241} : Pu^{242} = 96 : 4 : 0 : 0$$

◦ Plutonium used for GCFBR study in UK

$$Pu^{239} : Pu^{240} : Pu^{241} : Pu^{242} = 78 : 18 : 3 : 1$$

焼による変化についての比較検討結果を記述した。

2. 原子炉体系と燃料要素

本論文の比較検討に用いた高速炉体系は、いずれも約1000MW電気出力を発生する(Pu , U) O_2 を燃料とする高速炉である。採用した原子炉モデルの略称を以下に示した。

- (1) GCFR-P ; ピン型燃料を持つGCFBR(GBR-1)
- (2) GCFR-C ; 被覆粒子燃料を持つGCFBR(GBR-2)
- (3) LMFBR ; JAERIで設計されたLMFBR

Fig.1 および Fig.2 には GCFR-P の炉心平面図と燃料要素をそれぞれ示し、Fig.3 および Fig.4 には GCFR-C の炉心平面図と燃料要素をそれぞれ示した。Fig.5 には GCFR-P と GCFR-C 共通である径方向プランケット要素を示した。Fig.6 には被覆粒子燃料体の構造を示した。Fig.7 と Fig.8 には LMFBR の炉心平面図と燃料要素について示した。この場合の燃料要素は炉心、軸および径方向プランケット共にその形状は同一である。

これらのデータを使用して、核計算上必要である各均質化領域の物質原子数密度および原子炉モデルを作成することになるが、特に GCFR-C の基本データに不足が目立ち、詳細解析の時には計算上適当な仮定を置かざるをえない。

Table 1 には、GBRAにおいて計算された GCFR-P と GCFR-C の物質の体積比と LMFBR における物質体積比を示し、Table 2 には、本論文で仮定した物質の物理定数を示した。

各原子炉の燃料体は (Pu , U) $\text{O}_{1.94}$ で $\text{O}/\text{M}=1.94$ としている。また、燃料であるプルトニウムの同位元素組成比として、軽水炉からの取り出し燃料から得られるものを仮定した。この時のプルトニウム同位元素組成比は、

$$\text{Pu}^{239} : \text{Pu}^{240} : \text{Pu}^{241} : \text{Pu}^{242} = 56.0 : 23.7 : 15.0 : 5.3$$

である。

参考までに、その他の考えられるプルトニウム同位元素組成比として次のものがある。

◦ Plutonium after one recycle through PWR

$$\text{Pu}^{239} : \text{Pu}^{240} : \text{Pu}^{241} : \text{Pu}^{242} = 35 : 32 : 15 : 18$$

◦ Fast reactor blanket

$$\text{Pu}^{239} : \text{Pu}^{240} : \text{Pu}^{241} : \text{Pu}^{242} = 96 : 4 : 0 : 0$$

◦ Plutonium used for GCFBR study in UK

$$\text{Pu}^{239} : \text{Pu}^{240} : \text{Pu}^{241} : \text{Pu}^{242} = 78 : 18 : 3 : 1$$

Table 1 Material and it's volume fraction in each region
for GBR-1, GBR-2 and LMFBR

Regions	Materials	GBR-1	GBR-2	LMFBR
Core 1 and Core 2	Fuel Oxide	0.278 (PuO ₂ -UO ₂)	0.170 (PuO ₂ -UO ₂)	0.423 (PuO ₂ -UO ₂)
	Coolant	0.569 (He)	0.628 (He)	0.414 (Na)
	Steel	0.132 (AISI 316L)	0.070 (20/25/Nb)	0.155 (316L)
	Al ₂ O ₃	0.021	0	0
	C	0	0.067	0
	SiC	0	0.065	0
Axial Blanket	Fuel Oxide	0.278 (UO ₂)	0.356 (UO ₂)	0.423 (UO ₂)
	Coolant	0.590 (He)	0.554 (He)	0.414 (Na)
	Steel	0.132 (316L)	0.090 (316L)	0.155 (316L)
Radial Blanket	Fuel Oxide	0.577 (UO ₂)	0.577 (UO ₂)	0.444 (UO ₂)
	Coolant	0.262 (He)	0.262 (He)	0.391 (He)
	Steel	0.161 (316L)	0.161 (316L)	0.158 (316L)
Reflector	Steel	1.0 (316L)	1.0 (316L)	1.0 (316L)

Table 2 Material densities used in the study

Material	Assumed Density (g/cm ³)
PuO ₂ -UO ₂	9.2 (GBR-1), 9.4 (GBR-2) 10.0 (SCFR)
UO ₂	10.2 (GBR-1 and 2), 10.0 (SCFR)
116 atm He	0.007
Na	0.93
AISI 316L ¹⁾	7.95
20/25/Nb ²⁾	7.95
Al ₂ O ₃	3.99
C	1.80
SiC	3.20

1) Fe : Cr : Ni = 71 : 17 : 12

2) Fe : Cr : Ni = 55 : 20 : 25

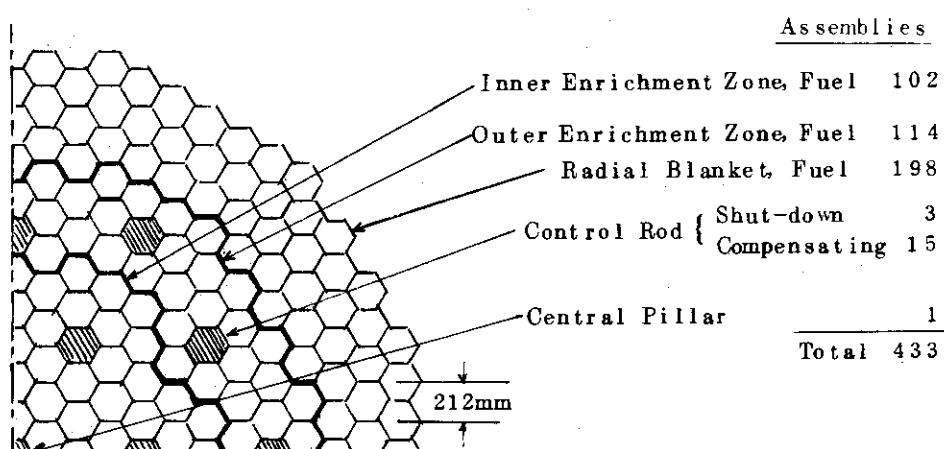


Fig. 1 Core plan for GBR-1

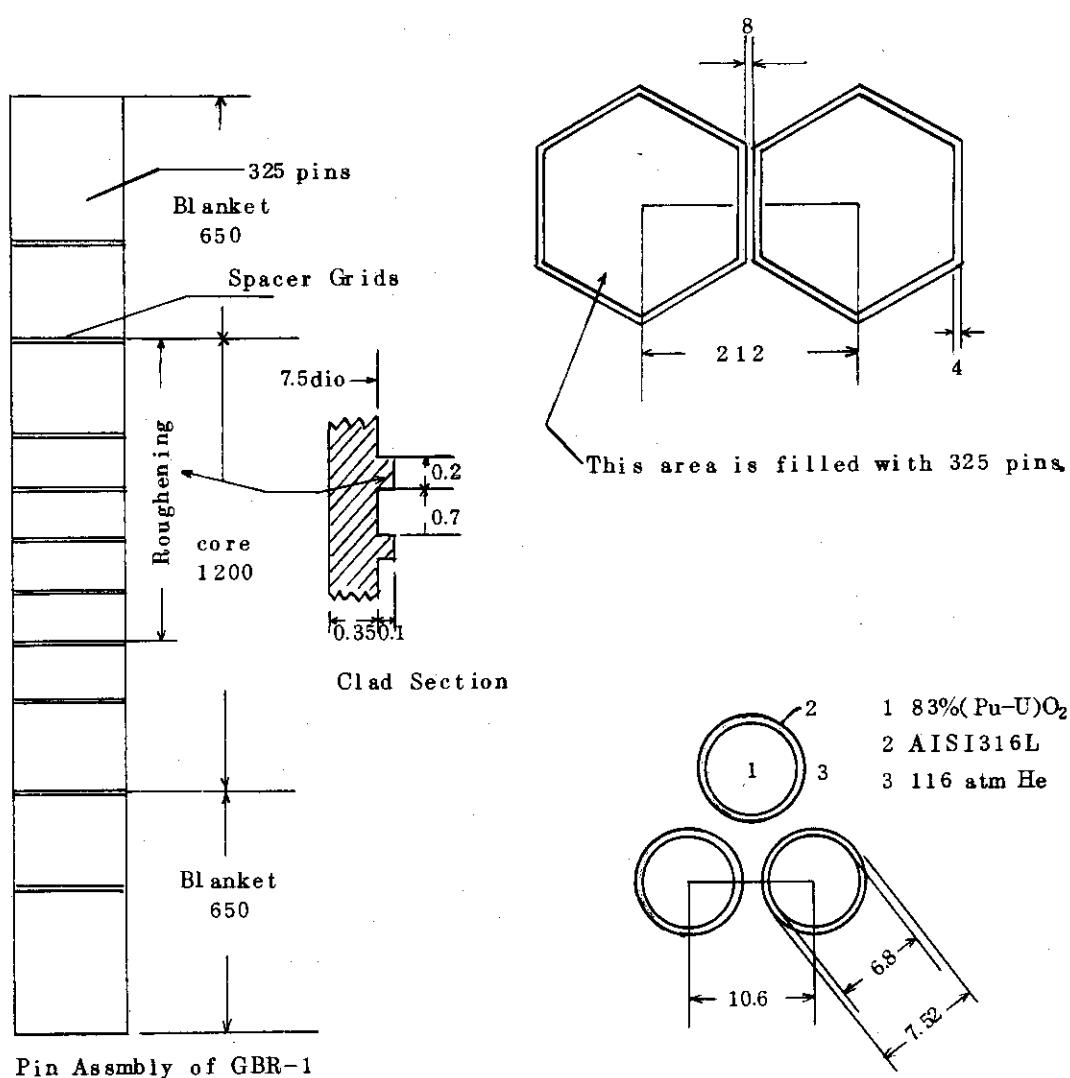


Fig. 2 Fuel Pin and assembly of core and axial blanket of GBR-1

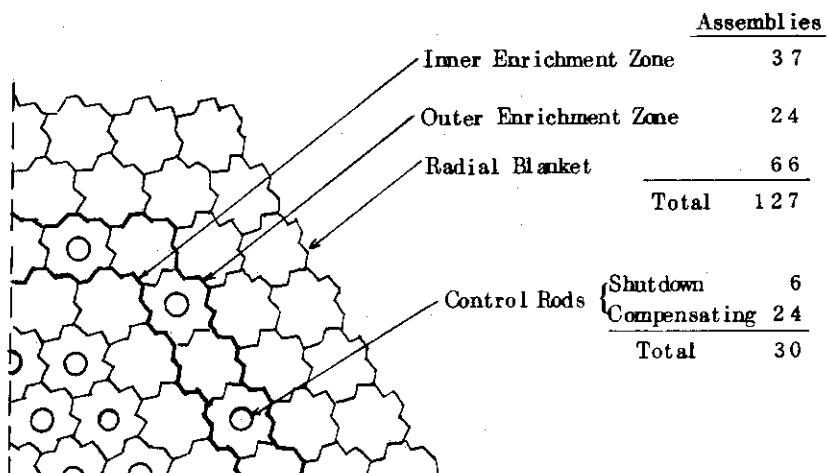


Fig. 3 Core plan for GBR-2

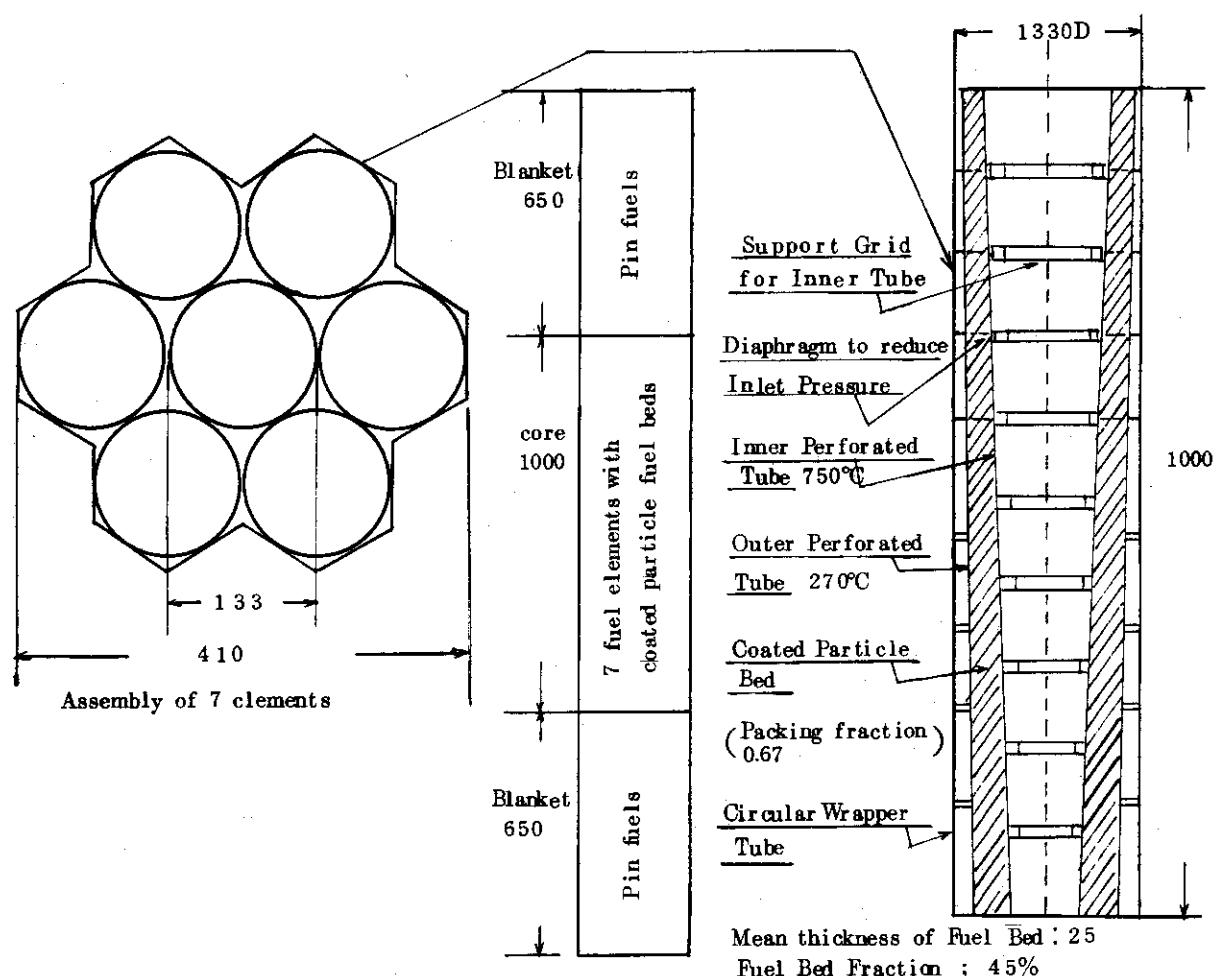


Fig. 4 Fuel element and assembly of GBR-2

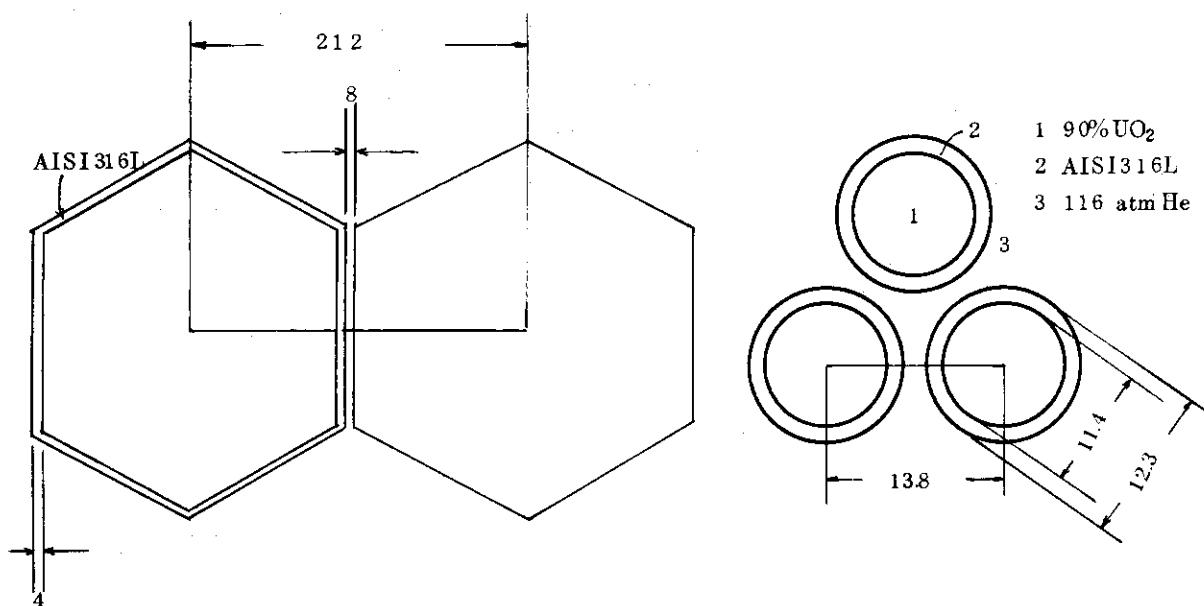


Fig. 5 Fuel Pin and assembly of radial blanket
of GBR-1 and GBR-2

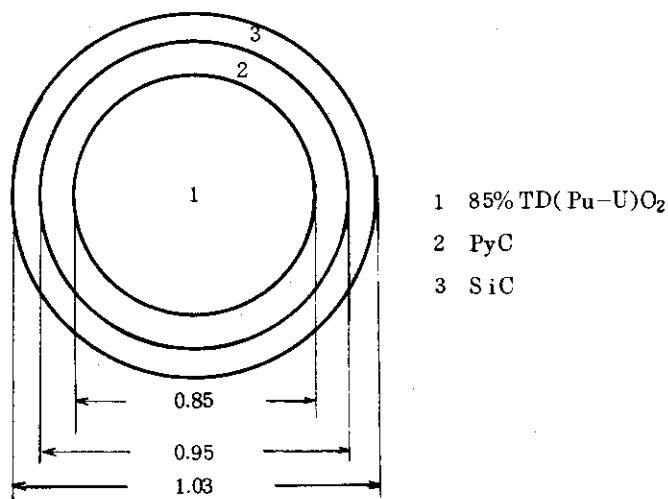


Fig. 6 Coated particle fuel of GBR-2

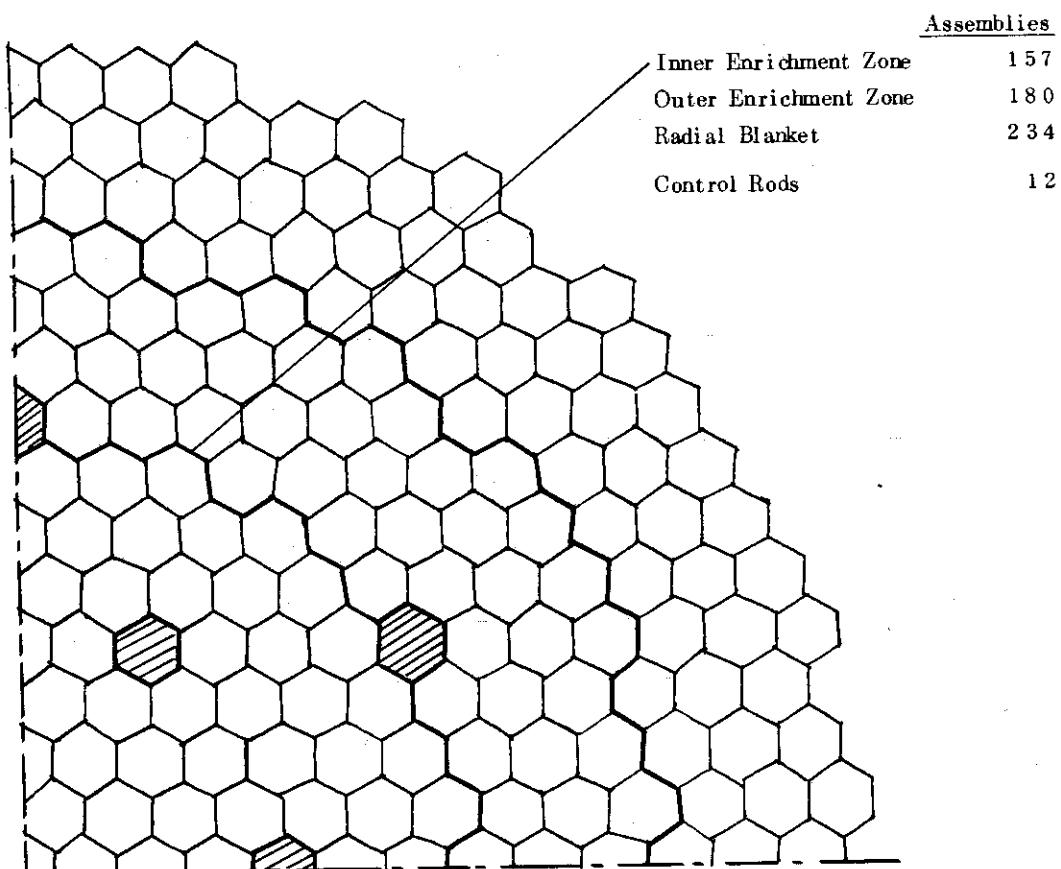


Fig. 7 Core plan for LMFBR

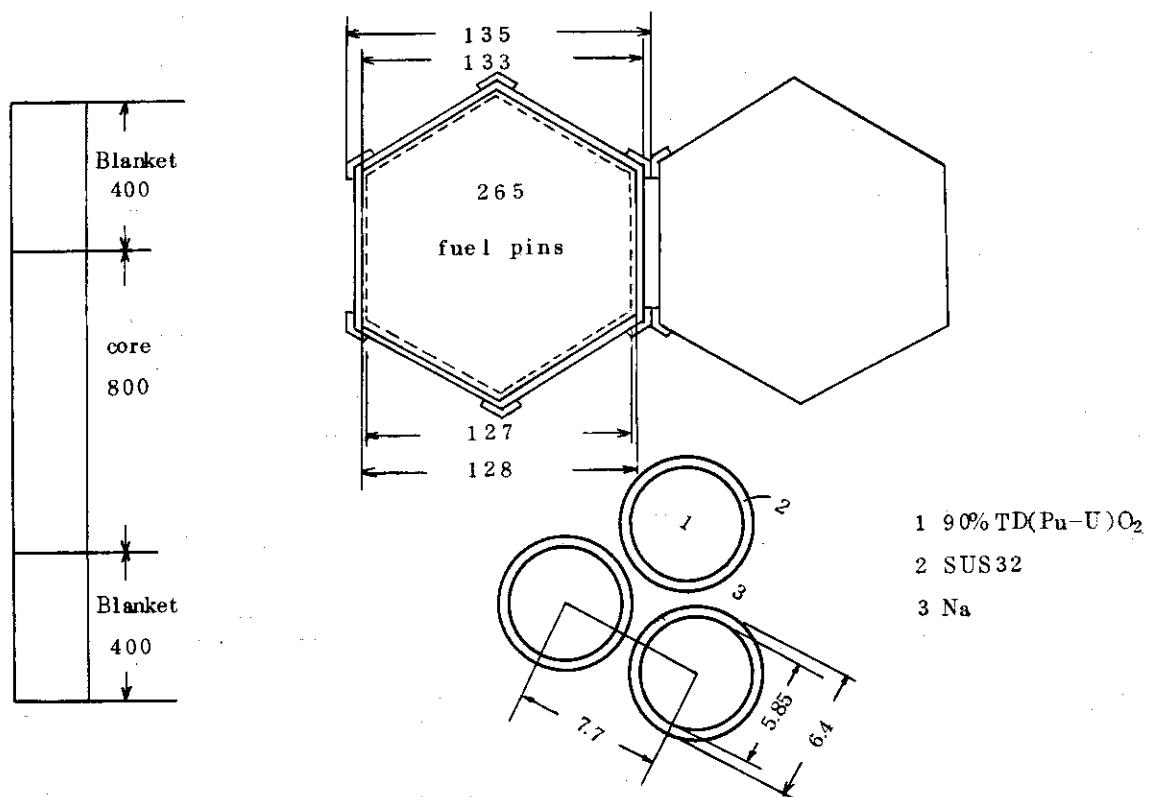


Fig. 8 Fuel pin and assembly of LMFBR

3. 計算モデルと計算方法

3.1 計算モデル

序論で述べたように本論文の主目的は、一般的な核特性を均質化した単純なモデルに対して求め、3種類の原子炉系についての比較検討を行なうことにある。したがって、燃料要素内の微細構造および原子炉形状の単純化からのずれについては今回の論文には含まれない。

原子炉計算モデルとしては2次元R-Zモデルとし、その1/4象限に対してFig.9にGCFR-P, GCFR-CおよびLMFBRについて示し、Table 3には計算に採用したメッシュ構造を示した。各領域の物質体積比はすでにTable 1に示されているが、Inner core, Outer core および軸方向ブランケットの体積比は制御棒チャンネルを均等に各領域に平均化していることに注意すべきである。

計算モデル作成上、Table 1で不足しているものにプルトニウム富化度のInner coreとOuter coreの配分がある。この配分は、一般的には平衡状態における最大対平均炉心出力比を最小になるように（すなわち、燃焼度ができるだけ炉心内で一定になるように）決めることがある。本論文では、このための幅広いパラメトリック・サーベイを行なわず、処女炉心において、Inner core 中心の出力 P_1 と Outer core の原子炉中心平面上の最内部境界点の出力 P_2 の比 P_2/P_1 がそれぞれ 1.0 と 1.2 になるように Inner core と Outer core のプルトニウム富化度の配分を行なった。したがって、計算モデル GCFR-P, GCFR-C, LMFBR のそれに 2つの体系が存在することになる。すなわち以下の 6 計算モデルに対する解析を行なうことになる。

- (1) GCFR-P(1) : GCFR-P $P_2/P_1 \approx 1.0$
- (2) GCFR-P(2) ; GCFR-P $P_2/P_1 \approx 1.2$
- (3) GCFR-C(1) ; GCFR-C $P_2/P_1 \approx 1.0$
- (4) GCFR-C(2) ; GCFR-C $P_2/P_1 \approx 1.2$
- (5) LMFBR(1) ; LMFBR $P_2/P_1 \approx 1.0$
- (6) LMFBR(2) ; LMFBR $P_2/P_1 \approx 1.2$

3.2 計算方法

計算は上記計算モデルに対し高速炉用炉定数セット (JAERI-FAST 25群セット (1974年改訂)) と2次元円柱拡散近似プログラム (APOLLO) を用いて行なったものである。平均炉定数の群数は 6 であり、25群定数から6群定数への縮約は、2次元計算モデルを内側から Inner core, Outer core, A. Blanket, R. Blanket, Reflector とそれぞれの領域の体積を保存する球形モデルに対する 25群拡散計算によって得られた領域平均 25群中性子スペクトルを重みとして各領域の 6 群炉定数を作成するという方法をとった。6 個のエネルギー群の 25 エネルギー群に対するエネルギー構造を Table 4 に示した。

Inner core のプルトニウム富化度 E_1 と Outer core のプルトニウム富化度 E_2 は前記の P_2/P_1 が 1.0 または 1.2 になるように決定されるものであるが、この時の実効増倍係数 K_{eff}

は 1.033 とした。また、この時の核分裂性核種 (U^{235} , U^{238} , Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} , Pu^{242}) の原子数の和は GCFR-P, GCFR-C, LMFBR の各炉心領域において不変であるとした。

本論文では、原子炉各領域均質モデルに限っているので、平均炉定数には燃料要素内の微細構造による影響については考慮していない。

Table 3 Mesh specifications for APOLLO
calculations ; $X_j (\Delta x_j) X_{j+1}$

(1) GCFR-P

<u>RM</u>	- 1.0 (2.0) 1.0 (4.0) 2 1.0 (1 0.0) 1 0 1.0 (3.0) 1 1 9.0 (7.0) 1 6 1.0 (3.0) 1 7 9.0 (1 0.0) 2 2 9.0 (3.0) 2 4 1.0 (9.0) 2 5 9.0
<u>ZM</u>	- 1.0 (2.0) 1.0 (4.0) 2 1.0 (1 0.0) 5 1.0 (3.0) 6 9.0 (9.0) 1 1 4.0 (3.0) 1 2 6.0 (7.0) 1 4 0.0

(2) GCFR-C

<u>RM</u>	- 1.5 (3.0) 1.5 (6.4) 3 3.5 (9.1 3 7 5) 1 0 6.6 (2.5) 1 2 1.6 (2.9) 1 3 9.0 (2.5) 1 5 4.0 (9.3) 2 0 0.5 (3.0) 2 1 2.5 (9.5) 2 3 1.5
<u>ZM</u>	- 1.5 (3.0) 1.5 (4.5) 2 4.0 (6.5) 4 3.5 (3.0) 6 1.5 (9.6) 1 0 9.5 (4.0) 1 2 5.5 (6.0) 1 3 7.5

(3) LMFBR

<u>RM</u>	- 1.0 (2.0) 1.0 (5.0) 2 6.0 (7.2 5) 8 4.0 (2.0) 9 6.0 (5.4) 1 2 8.4 (2.0) 1 4 0.4 (5.7 6) 1 6 9.2 (2.0) 1 7 7.2 (1 0.5) 1 9 8.2
<u>ZM</u>	- 1.0 (2.0) 1.0 (3.0) 1 6.0 (6.0) 3 4.0 (2.0) 4 6.0 (6.0) 7 6.0 (2.0) 8 4.0 (8.0) 1 0 0.0

Table 4 Energy structure of 6-group
constants

Group	Lower Energy	25-Group Structure
1	1.4 MeV	1 ~ 4
2	400 keV	5 ~ 6
3	100 keV	7 ~ 8
4	10 keV	9 ~ 11
5	1 keV	12 ~ 14
6	0.215 eV	15 ~ 25

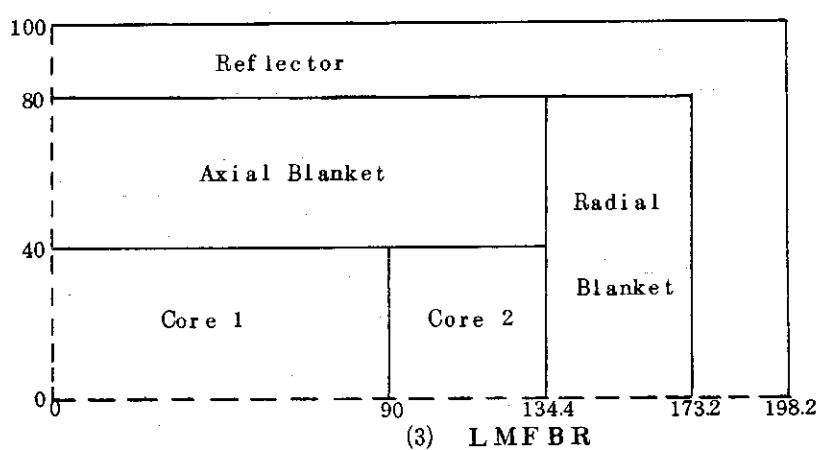
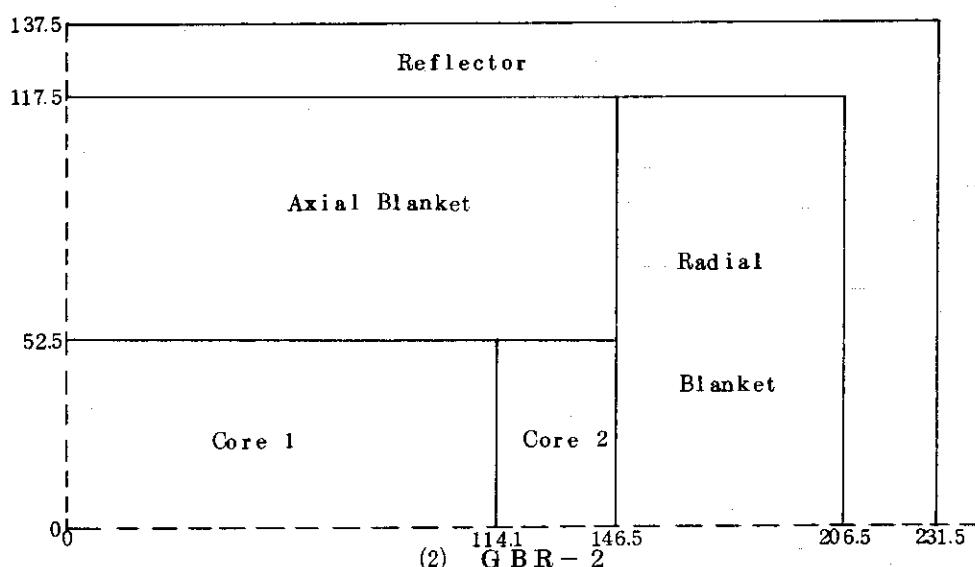
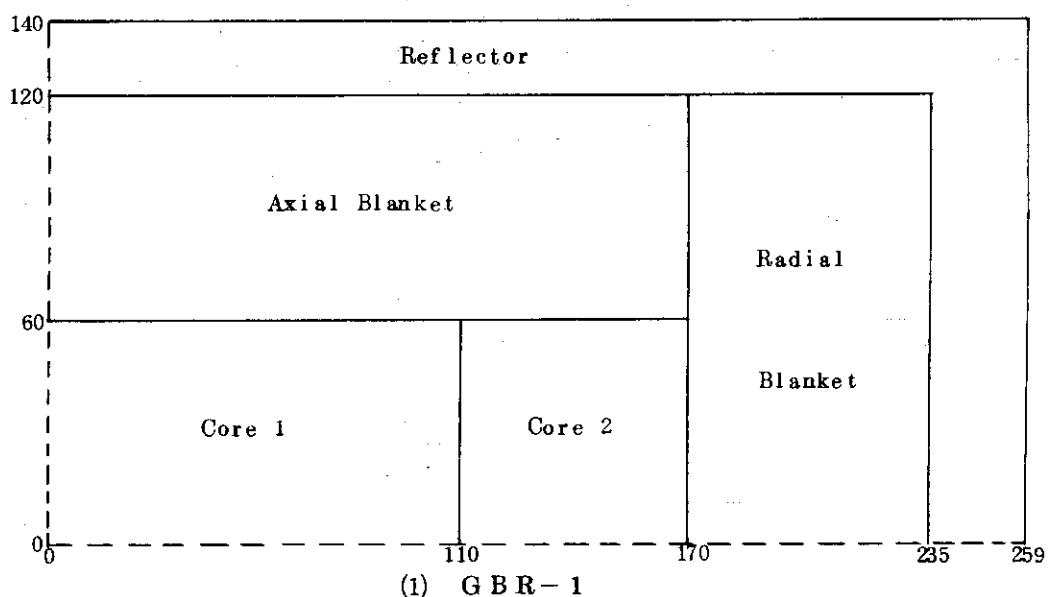


Fig. 9 R-Z reactor models for GBR-1, GBR-2 and LMFBR (unit : cm)

4. 処女状態における臨界特性

この章では、前記6計算モデルに対する反応度係数を除く処女状態における臨界特性として、 $K_{eff} = 1.033$ 時における各領域の原子数密度、プルトニウム富化度、臨界質量、増殖比、中性子束分布、中性子スペクトルおよび出力分布に関する計算結果を記述している。

4.1 原子数密度とプルトニウム富化度

各計算モデルの各領域の均質原子数密度を Table 5 から Table 10 に示した。この時の実効増倍係数 K_{eff} もあわせて各 Table に示している。

本計算の収束条件は、個有値収束 $\epsilon_K < 0.0001$ 、中性子束収束 $\epsilon_\phi < 0.001$ for LMFBR $\epsilon_\phi < 0.01$ for GCFR-P, GCFR-C である。しかし、実際の個有値は 0.000001 以下で収束している。

Table 11 には燃料中のプルトニウムの割合および燃料中の $Pu^{239} + Pu^{241}$ の割合を各計算モデルに対して示した。

この結果、Inner core のプルトニウム富化度 E_F^1 と Outer core のプルトニウム富化度 E_F^2 との比 E_F^2/E_F^1 は $P_2/P_1 \approx 1.0$ の時 GCFR-P, GCFR-C, LMFBR でそれぞれ 1.28, 1.59, 1.24 となり、 $P_2/P_1 \approx 1.2$ の時には 1.37, 1.77, 1.29 となる。しかし、Table 11 から明らかであるように、プルトニウム富化度の炉心領域の配分の方法を変えても、炉心平均プルトニウム富化度 \bar{E}_F は 0.5% 以下の変化である。

4.2 臨界質量

Table 12 に各領域の体積を示した。GCFR-P の炉心体積は 10895ℓ 、GCFR-C は 7080ℓ 、LMFBR は 4540ℓ である。Table 13 には $K_{eff} \approx 1.033$ における各計算モデルに対する核分裂性物質の重量を示した。

GCFR-P は LMFBR と比較してプルトニウム富化度で約 2% 高く、プルトニウム重量として 1000 kg 以上多く必要となる。一方 GCFR-C は LMFBR と比較してプルトニウム富化度にして約 80% 高くなるが、プルトニウム重量は略々同程度になる。

プランケット燃料は、GCFR-P, GCFR-C 共に LMFBR と比較して、炉心増大に伴い、GCFR-P では約 3 倍、GCFR-C では約 2 倍 LMFBR よりそれ多く必要となる。このことは、ガス冷却高速炉のプランケット燃料管理はナトリウム冷却高速炉のそれ以上に重要となることを示している。

次に、出力分布を変えるために行なう炉心領域内のプルトニウム富化度の配分法による臨界質量への影響を調べる。Table 13 の GCFR-P(1) と GCFR-C(2), GCFR-C(1) と GCFR-C(2), LMFBR(1) と LMFBR(2) をそれぞれ比較することから、いずれの場合も Outer core の出力をより高くすると臨界質量は増加する傾向にあることがわかる。このことは、Outer core は Inner core より Importance が低いことから推定できる。GCFR-P では、 $P_2/P_1 \approx 1.0$ から ≈ 1.2 とすると $Pu^{239} + Pu^{241}$ は約 40 kg, 11% 増加し、GCFR-C では 34.6 kg, 17%,

LMFBRでは15.5 kg, 0.8%それぞれ増加している。この結果は、炉心体積が大きくなるにしたがってプルトニウム富化度の配分が出力分布の変化に対して鈍感になることと対応している。

4.3 増殖比

増殖比の定義式としていろいろ提案されているが、本論文では処女状態の増殖性能を取扱うこととする目的としているので、従来からの増殖比の定義式を用いることとする。したがって、第k領域の増殖比($BR)_k$ は

$$(BR)_k = \sum_m (BR)_k^m = \sum_m \frac{\sum_{c,k}^{m,g} \phi_k^g}{\sum_{k'} \sum_{m'} \sum_g \sum_{a,k'}^{m',g} \phi_{k'}^g} \quad (1)$$

で表示できる。添字m, m'はそれぞれ親物質核種(U-238, Pu-240)と核分裂核種(U-235, Pu-239, Pu-240)を示し gはエネルギー群である。 $\Sigma_{c,k}^{m,g}$ は第k領域の親物質核種mのエネルギー群gにおける巨視的中性子捕獲群定数、 $\Sigma_{a,k'}^{m',g}$ は第k'領域の核分裂核種m'のエネルギー群gにおける巨視的吸収群定数である。 ϕ_k^g は第k領域で積分されたエネルギー群gの中性子束である。

Table 14に(1)式で定義した増殖比を示した。全増殖比はGCFR-Pがもっと高く、LMFBR, GCFR-Cの順となっている。ピン型、被覆粒子燃料型ガス冷却高速炉はナトリウム冷却高速炉と比較して、炉心のプルトニウム富化度が高く、したがって内部増殖比が低くなっている。特にGCFR-Cで代表する被覆粒子燃料をもつガス冷却高速炉の内部増殖比は非常に低い。一方、ガス冷却高速炉の炉心容量が、ナトリウム冷却高速炉のそれと比較してかなり大きいにもかかわらず外部増殖比が高い。この傾向はガス冷却高速炉ではHeを冷却材として使用し、その中性子平均自由行程が非常に長く、炉心からプランケットに流れる中性子が多く、プランケット中の中性子存在率が多くなることによるものである。

次に、出力分布変更を目的としたプルトニウム富化度の配分方法による増殖性に与える効果を調べてみる。全増殖比に関しては、プルトニウム配分方法による影響は0.5%以下で無視できる量である。傾向としては、Outer coreのプルトニウム富化度をInner coreのそれよりも高くするにしたがって全増殖比は高くなる。この効果は、内部増殖比の低下以上に、Outer coreから径方向プランケットに流れる中性子が増加することによる径方向プランケット中の増殖比が高くなることによって生じている。

4.4 中性子スペクトルと空間分布

Table 15に各計算モデルの炉心中心およびInner core, Outer core, A. Blanket, R. Blanket中の平均中性子エネルギー・スペクトルを示した。また、中性子スペクトルの硬さ程度を調べるために、Table 16に平均中性子エネルギー \bar{E} を比較した。平均エネルギー \bar{E} は

$$\int_0^U \phi(U) dU = \frac{1}{2} \int_0^U \phi(U) dU = \frac{1}{2} \sum_{g=1}^6 \phi_g g$$

を満足する量として定義している。したがって $\frac{1}{2} \sum_{g=1}^G \phi_g$ の値をとるエネルギー群の最大と最小のレーサージを U_G, U_{G+1} とすると $U(\tilde{E})$ は

$$U(\tilde{E}) = U_G + (U_{G+1} - U_G) \frac{\frac{1}{2} \sum_{g=1}^G \phi_g - \sum_{g=1}^{G-1} \phi_g}{\phi_G}$$

で与えられ平均エネルギー \tilde{E} は

$$\tilde{E} = E_0 \exp(-U(\tilde{E})) \quad (2)$$

となる。 E_0 は最大エネルギーで 10.5 MeV とする。

炉心の中性子スペクトルを比較すると、LMFBRが最も軟かいスペクトルを持ち、GCFR-C, GCFR-Pの順に硬くなる傾向にある。LMFBRはプルトニウム富化度が小さく、したがって中性子源が相対的に小さくなることによって高エネルギー領域の中性子が少なくなり、U-238の非弾性散乱、Naの非弾性および弾性散乱によって中性子スペクトルが軟化すると理解できる。GCFR-Cが高プルトニウム富化度でありながら比較的軟いスペクトルを有することは、主に被覆粒子燃料に多量に含まれる炭素の減速作用によるものである。また高プルトニウム富化度による高エネルギー領域の中性子源が相対的に増加することもあって、被覆粒子燃料を用いたHe冷却高速炉の炉心中性子スペクトルは、他の高速炉と比較してもっとも平坦なスペクトルを形成することになる。プランケット中の平均中性子スペクトルは、LMFBR, GCFR-P, GCFR-Cの順で硬くなる。このことは、炉心からプランケットへの中性子の流れやすさと直接関係している。

増殖比、その他の炉物理量に上に述べた中性子スペクトルの相異がどのように影響するかを調べるために、実効的1群定数に与える効果を見ておくと便利である。実効1群定数 $\tilde{\sigma}_x^k$ を第k領域で以下のように定義する。

$$\tilde{\sigma}_x^k = \frac{\sum_g \int d\mathbf{r} \sigma_{x,g}^k \cdot \phi_g(\mathbf{r})}{\sum_g \int d\mathbf{r} \phi_g(\mathbf{r})} \quad (3)$$

核反応として中性子捕獲 ($x=c$) と核分裂 ($x=f$)、核種としてはPu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, U-238, F.P., Cr, Fe, Ni とする。計算結果をTable 17に示した。このTABLE中のCORE*に相当する実効1群定数は上式の定義式と異なり、炉心平均巨視群定数と対応するように

$$\tilde{\sigma}_x^{\text{CORE}} = \frac{V_1 + V_2}{N_1 V_1 + N_2 V_2} \times \frac{N_1 \tilde{\sigma}_1 \phi_1 + N_2 \tilde{\sigma}_2 \phi_2}{\phi_1 + \phi_2} \quad (4)$$

と定義した。添字1, 2はそれぞれInner core, Outer coreを示し、N, Vは原子数密度と体積 $\tilde{\sigma}_1, \tilde{\sigma}_2$ は(3)式で定義した実効1群定数、 ϕ はエネルギーおよび領域で積分した中性子束である。

この結果から、被覆粒子燃料にもとづくHe冷却高速炉の場合、炉定数に対する高エネルギー・スペクトルと低エネルギー・スペクトルの影響がもっとも大きいことがわかる。すなわち、

親物質の核分裂1群定数はGCFR-Cでもっとも大きく、その他の1群定数ももっとも大きいことである。

プルトニウム富化度の配分方法による1群炉定数に対する影響は、各系のCORE, A.BLA-NKET, R.BLANKETの比較から1%以下で非常に小さいことがわかる。

Table 18には、各原子炉系に存在する中性子数を1に規格化した時の原子炉各領域の中性子存在数を示した。Fig.10とFig.11にはGCFR-P, GCFR-Cの熱出力2900MWt, LMFBRの熱出力2500MWtの時の炉心中心面上径方向と炉心中心軸方向の絶対中性子束をそれぞれ示した。いずれの体系においても、最高中性子束は炉心中心で得られ、その値をTable 19に示した。

4.5 出力分布

原子炉設計の場合の出力分布の平坦化は、冷却材流量調節、均一燃焼度の達成等の面から重要視されるべきもので、初期状態および平衡状態を含めて所定の出力の平坦化が得られるよう炉心の領域分けとそれぞれの領域のプルトニウム富化度を決める必要がある。ここでは、前に述べたように2領域炉心に対して、炉心中心の出力密度 P_1 と炉心中心平面上のOuter coreの最内側境界面上の出力密度 P_2 の比(P_2/P_1)が1.0および1.2になる系を考えた。

Fig.12には炉心中心平面上の径方向出力分布を示した。Table 20には、炉心内最高出力密度、平均出力密度、最大対平均出力密度比(POWER PEAKING FACTOR)および原子炉各領域の出力比をまとめて示した。

Table 5 Atomic number densities for GCFR-P(1)
at KEFF=1.032951

(Unit : 10^{24} n/cm^3)

NUCLEIDS	INNER CORE	OUTER CORE	A. BLANKET	R. BLANKET	REFLECTOR
Pu-239	4.94497 -4	6.32645 -4	0	0	0
Pu-240	2.09280 -4	2.67733 -4	0	0	0
Pu-241	1.32434 -4	1.69516 -4	0	0	0
Pu-242	4.67897 -5	5.98659 -5	0	0	0
U-235	1.45088 -5	1.37610 -5	1.90400 -5	3.81400 -5	0
U-238	4.82176 -3	4.57324 -3	6.32600 -3	1.26700 -2	0
O	1.25800 -2	1.25800 -2	1.23100 -2	2.46600 -2	0
He	5.99400 -4	5.99400 -4	6.21600 -4	2.76000 -4	0
Al	9.89100 -4	9.89100 -4	0	0	0
Cr	2.06500 -3	2.06500 -3	2.06500 -3	2.51900 -3	1.56500 -2
Fe	8.03800 -3	8.03800 -3	8.03800 -3	9.80400 -3	6.09000 -2
Ni	1.29100 -3	1.29100 -3	1.29100 -3	1.57500 -3	9.78400 -3

Table 6 Atomic number densities for GCFR-P(2)
at KEFF=1.032752

(Unit : 10^{24} n/cm^3)

NUCLEIDS	INNER CORE	OUTER CORE	A. BLANKET	R. BLANKET	REFLECTOR
Pu-239	4.78168 -4	6.55698 -4	0	0	0
Pu-240	2.02369 -4	2.77489 -4	0	0	0
Pu-241	1.28061 -4	1.75693 -4	0	0	0
Pu-242	4.52445 -5	6.20473 -5	0	0	0
U-235	1.45965 -5	1.36371 -5	1.90400 -5	3.81400 -5	0
U-238	4.85092 -3	4.53207 -3	6.32600 -3	1.26700 -2	0
O	1.25800 -2	1.25800 -2	1.23100 -2	2.46600 -2	0
He	5.99400 -4	5.99400 -4	6.21600 -4	2.76000 -4	0
Al	9.89100 -4	9.89100 -4	0	0	0
Cr	2.06500 -3	2.06500 -3	2.06500 -3	2.51900 -3	1.56500 -2
Fe	8.03800 -3	8.03800 -3	8.03800 -3	9.80400 -3	6.09000 -3
Ni	1.29100 -3	1.29100 -3	1.29100 -3	1.57500 -3	9.78400 -3

JAERI-M 6728

Table 7 Atomic number densities for GCFR-C(1)
at KEFF=1.032973

(Unit ; 10^{24} n/cm^3)

NUCLEIDS	INNER CORE	OUTER CORE	A. BLANKET	R. BLANKET	REFLECTOR
Pu-239	4.56903 -4	7.30839 -4	0	0	0
Pu-240	1.93380 -4	3.09191 -4	0	0	0
Pu-242	1.22389 -4	1.95743 -4	0	0	0
Pu-242	4.32471 -5	6.91701 -5	0	0	0
U-235	8.27000 -6	6.84743 -6	2.43800 -5	3.81400 -5	0
U-238	2.74841 -3	22.7563 -3	8.10100 -3	1.26700 -2	0
O	6.93300 -3	6.93300 -3	1.57600 -2	2.46600 -2	0
He	6.61600 -4	6.61600 -4	5.83600 -4	2.76000 -4	0
Si	3.12300 -3	3.12300 -3	0	0	0
C	9.17300 -3	9.17300 -3	0	0	0
Cr	1.28900 -3	1.28900 -3	1.65700 -3	2.96400 -3	1.56500 -2
Fe	3.30200 -3	3.30200 -3	4.24600 -3	7.59400 -3	6.09000 -2
Ni	1.61100 -3	1.61100 -3	1.83400 -3	3.23200 -3	9.78400 -3

Table 8 Atomic number densities for GCFR-C(2)
at KEFF=1.032031

(Unit ; 10^{24} n/cm^3)

NUCLEIDS	INNER CORE	OUTER CORE	A. BLANKET	R. BLANKET	REFLECTOR
Pu-239	4.40196 -4	7.81127 -4	0	0	0
Pu-240	1.86308 -4	3.30466 -4	0	0	0
Pu-241	1.17914 -4	2.09212 -4	0	0	0
Pu-242	4.16657 -5	7.39296 -5	0	0	0
U-235	8.35983 -6	6.57725 -6	2.43800 -5	3.81400 -5	0
U-238	2.77825 -3	2.18584 -3	8.10100 -3	1.26700 -2	0
O	6.93300 -3	6.93300 -3	1.57600 -2	2.46600 -2	0
He	6.61600 -4	6.61600 -4	5.83600 -4	2.76000 -4	0
Si	3.12300 -3	3.12300 -3	0	0	0
C	9.17300 -3	9.17300 -3	0	0	0
Cr	1.28900 -3	1.28900 -3	1.65700 -3	2.96400 -3	1.56500 -2
Fe	3.30200 -3	3.30200 -3	4.24600 -3	7.59400 -3	6.09000 -2
Ni	1.61100 -3	1.61100 -3	1.83400 -3	3.23200 -3	9.78400 -3

Table 9 Atomic number densities for LMF BR(1)
at KEFF=1.032895

(Unit ; 10^{24} n/cm^3)

NUCLEIDS	INNER CORE	OUTER CORE	A. BLANKET	R. BLANKET	REFLECTOR
Pu-239	7.47690 -4	9.24240 -4	0	0	0
Pu-240	3.16465 -4	3.91116 -4	0	0	0
Pu-241	2.00296 -4	2.47611 -4	0	0	0
Pu-242	7.07601 -5	8.74743 -5	0	0	0
U-235	2.43693 -5	2.34142 -5	2.84000 -5	2.91800 -5	0
U-238	8.09872 -3	7.78132 -3	9.43700 -3	9.90500 -3	0
O	1.83500 -2	1.83500 -2	1.83500 -2	1.92700 -2	0
NA	1.00800 -2	1.00800 -2	1.00800 -2	9.51800 -3	0
CR	2.42500 -3	2.42500 -3	2.42500 -3	2.47200 -3	1.56500 -2
FE	9.43900 -3	9.43900 -3	9.43900 -3	9.62200 -3	6.09000 -2
NI	1.51600 -3	1.51600 -3	1.51600 -3	1.54600 -3	9.78400 -3

Table 10 Atomic number densities for LMF BR(2)
at KEFF=1.032978

(Unit ; 10^{24} n/cm^3)

NUCLEIDS	INNER CORE	OUTER CORE	A. BLANKET	R. BLANKET	REFLECTOR
Pu-239	7.33203 -4	9.48272 -4	0	0	0
Pu-240	3.10334 -4	4.01286 -4	0	0	0
Pu-241	1.96415 -4	2.54049 -4	0	0	0
Pu-242	6.93892 -5	8.97488 -5	0	0	0
U-235	2.44471 -5	2.32850 -5	2.84000 -5	2.91800 -5	0
U-238	8.12459 -3	7.73840 -3	9.43700 -3	9.90500 -3	0
O	1.83500 -2	1.83500 -2	1.83500 -2	1.92700 -2	0
NA	1.00800 -2	1.00800 -2	1.00800 -2	9.51800 -3	0
CR	2.42500 -3	2.42500 -3	2.42500 -3	2.47200 -3	1.56500 -2
FE	9.43900 -3	9.43900 -3	9.43900 -3	9.62200 -3	6.09000 -2
NI	1.51600 -3	1.51600 -3	1.51600 -3	1.54600 -3	9.78400 -3

Table 1 1 Plutonium enrichments of core fuels

ZONE AVERAGED	ENRICHMENT	GCFR-P (1)	GCFR-P (2)	GCFR-C (1)	GCFR-C (2)	LMFBR(1)	LMFBR(2)
INNER CORE	E _F	10.96	10.60	16.21	15.62	10.02	9.83
	E _P	15.44	14.93	22.84	22.01	14.12	13.84
OUTER CORE	E _F	14.03	14.54	25.83	27.61	12.39	12.72
	E _P	19.76	20.48	36.38	38.88	17.46	17.91
INNER AND OUTER CORES	E _F	12.74	12.89	19.99	20.34	11.33	11.42
	E _P	17.95	18.16	28.17	28.65	15.96	16.08

$$E_F = \frac{Pu^{239} + Pu^{241}}{U^{235} + U^{238} + Pu^{239} + Pu^{240} + Pu^{241} + Pu^{242}} \quad (\%)$$

$$E_P = \frac{Pu^{239} + Pu^{240} + Pu^{241} + Pu^{242}}{U^{235} + U^{238} + Pu^{239} + Pu^{240} + Pu^{241} + Pu^{242}} \quad (\%)$$

Table 1 2 Region volume

(Unit ; liter)

REGIONS	GCFR-P	GCFR-C	LMFBR
INNER CORE	4561.6	4294.5	2035.8
OUTER CORE	6333.4	2785.2	2504.1
CORE	10895.0	7079.7	4539.9
A.BLANKET	10895.0	8765.3	4539.9
R.BLANKET	19848.6	15636.7	5999.1
REFLECTOR	34737.7	29637.4	19207.3

Table 1 3 Mass of each nuclide in critical fast reactors

(Unit : kg)

ZONE	NUCLEIDS	GCFR-P(1)	GCFR-P(2)	GCFR-C(1)	GCFR-C(2)	LMFBR(1)	LMFBR(2)
INNER CORE	Pu-239	895.0	865.4	778.6	750.1	603.9	592.2
	Pu-240	380.4	367.8	330.9	318.8	256.7	251.7
	Pu-241	241.7	233.7	210.3	202.6	163.1	160.0
	Pu-242	85.8	82.9	74.6	71.9	57.9	56.8
	U-235	25.8	26.0	13.9	14.0	1.94	1.94
	U-238	8691.0	8743.6	4664.1	4714.8	6514.6	6535.4
OUTER CORE	Pu-239	1589.8	1647.7	807.7	863.2	918.3	942.1
	Pu-240	675.6	700.2	343.1	366.7	390.2	400.4
	Pu-241	429.6	445.2	218.1	233.1	248.1	254.5
	Pu-242	152.4	157.9	77.4	82.8	88.0	90.3
	U-235	34.0	33.7	7.4	7.1	2.29	2.37
	U-238	11444.9	11341.9	2504.5	2405.7	7699.2	7656.8
CORE	Pu-239	2484.8	2513.1	1586.2	1613.4	1522.2	1534.4
	Pu-240	1056.0	1068.0	674.0	685.5	646.9	652.1
	Pu-241	671.3	678.9	428.4	435.8	411.2	414.5
	Pu-242	238.2	240.9	152.0	154.7	145.9	147.1
	U-235	59.8	59.7	21.3	21.1	4.23	4.31
	U-238	20135.9	20085.4	7168.6	7120.4	14213.8	141922
A. BLANKET	U-235	81.0	81.0	83.4	83.4	50.3	50.3
	U-238	27233.6	27233.6	28059.4	28059.4	16928.6	16928.6
R. BLANKET	U-235	295.4	295.4	232.7	232.7	68.3	68.3
	U-238	99369.6	99369.6	78284.9	78284.9	23479.6	23479.6
REACTOR	Pu-239	2484.9	2513.3	1586.3	1613.4	1522.2	1534.4
	Pu-240	1056.1	1068.2	674.1	685.6	646.9	652.1
	Pu-241	671.4	679.0	428.5	435.9	411.3	414.5
	Pu-242	238.3	241.0	152.2	154.8	146.0	147.1
	U-235	436.2	436.1	337.4	337.2	160.9	161.7
	U-238	146739	146689	113513	113465	54621.9	54600.3

Table 1 4 Breeding ratios

REGIONS	FERTILE	GCFR-P(1)	GCFR-P(2)	GCFR-C(1)	GCFR-C(2)	LMFBR(1)	LMFBR(2)
INNER CORE	Pu-240	0.0274	0.0253	0.0395	0.0372	0.0316	0.0297
	U-238	0.3939	0.3778	0.3188	0.3133	0.4671	0.4479
	TOTAL	0.4213	0.4031	0.3583	0.3505	0.4987	0.4776
OUTER CORE	Pu-240	0.0309	0.0329	0.0241	0.0261	0.0300	0.0318
	U-238	0.3300	0.3363	0.1077	0.1061	0.3478	0.3586
	TOTAL	0.3609	0.3692	0.1318	0.1322	0.3778	0.3904
INNER AND OUTER CORES	Pu-240	0.0583	0.0582	0.0636	0.1433	0.0616	0.0615
	U-238	0.7239	0.7141	0.4265	0.4194	0.8149	0.8065
	TOTAL	0.7822	0.7723	0.4901	0.5627	0.8765	0.8680
A. BLANKET	U-238	0.3336	0.3288	0.4459	0.4387	0.3184	0.3151
R. BLANKET	U-238	0.3117	0.3310	0.4091	0.4319	0.1883	0.2008
REACTOR	Pu-240	0.0583	0.0582	0.0636	0.1433	0.0616	0.0615
	U-238	1.3692	1.3739	1.2815	1.2900	1.3216	1.3224
	TOTAL	1.4275	1.4321	1.3451	1.3533	1.3832	1.3839

Table 1 6 Mean neutron energies in various positions

(Unit : keV)

POSITIONS SYSTEMS	CORE CENTRE	INNER CORE*	OUTER CORE*	A. BLANKET*	R. BLANKET*
G C F R - P(1)	1 2 8.8	1 2 6.3	1 3 9.1	5 4.5	4 6.4
G C F R - P(2)	1 2 4.6	1 2 4.2	1 4 2.3	5 4.7	4 7.1
G C F R - C(1)	1 1 2.9	1 2 2.6	1 4 0.8	5 5.1	4 9.9
G C F R - C(2)	1 2 1.9	1 2 2.2	1 4 6.9	5 5.3	5 1.2
L M F B R(1)	1 2 4.9	1 2 2.0	1 3 4.5	4 8.3	4 3.5
L M F B R(2)	1 2 3.1	1 2 0.8	1 3 6.7	4 8.5	4 4.0

* Mean energy is calculated using average neutron spectra over the region concerned.

Table 15 Neutron spectrum in various positions

SYSTEMS	POSITIONS	GROUP 1	GROUP 2	GROUP 3	GROUP 4	GROUP 5	GROUP 6
GCFR-P(1)	CORE CENTRE	0.08102	0.16405	0.31113	0.35320	0.08210	0.00850
	INNER CORE	0.07993	0.16211	0.30943	0.35512	0.08406	0.00935
	OUTER CORE	0.08871	0.17303	0.31202	0.33945	0.07830	0.00849
	A.BLANKET	0.03404	0.09308	0.26053	0.42426	0.14436	0.04372
	R.BLANKET	0.03240	0.08435	0.24187	0.42274	0.16503	0.05361
GCFR-P(2)	CORE CENTRE	0.07928	0.15984	0.30934	0.35682	0.08425	0.00894
	INNER CORE	0.07869	0.16039	0.30856	0.35731	0.08538	0.00967
	OUTER CORE	0.09050	0.17547	0.31311	0.33618	0.07658	0.00815
	A.BLANKET	0.03420	0.09340	0.26097	0.42411	0.14386	0.04346
	R.BLANKET	0.03292	0.08539	0.24332	0.42175	0.16368	0.05294
GCFR-C(1)	CORE CFNTRE	0.10384	0.16160	0.25636	0.31081	0.12214	0.02506
	INNER CORE	0.10141	0.17849	0.25736	0.31531	0.12217	0.02526
	OUTER CORE	0.11303	0.18902	0.26218	0.30720	0.10928	0.01928
	A.BLANKET	0.04276	0.10307	0.25146	0.39541	0.15395	0.05336
	R.BLANKET	0.04129	0.09804	0.24068	0.39703	0.16403	0.05892
GCFR-C(2)	CORE CENTRE	0.10182	0.17916	0.25480	0.31306	0.12485	0.02630
	INNER CORE	0.10025	0.17708	0.25669	0.31645	0.12353	0.02600
	OUTER CORE	0.11646	0.19274	0.26347	0.30334	0.10588	0.01810
	A.BLANKET	0.04290	0.10326	0.25166	0.39544	0.15362	0.05312
	R.BLANKET	0.04227	0.09968	0.24264	0.39583	0.16192	0.05767
LMFBR(1)	CORE CENTRE	0.08168	0.16250	0.30392	0.35223	0.08280	0.01686
	INNER CORE	0.08057	0.16041	0.30161	0.35427	0.08466	0.01848
	OUTER CORE	0.08847	0.17095	0.30524	0.33999	0.07898	0.01637
	A.BLANKET	0.03546	0.09039	0.24365	0.41174	0.13968	0.07909
	R.BLANKET	0.03423	0.08685	0.23264	0.40426	0.15226	0.08977
LMFBR(2)	CORE CENTRE	0.08073	0.16105	0.30295	0.35411	0.08384	0.01731
	INNER CORE	0.07986	0.15941	0.30108	0.35548	0.08536	0.01882
	OUTER CORE	0.08968	0.17265	0.30610	0.33782	0.07783	0.01592
	A.BLANKET	0.03558	0.09063	0.24401	0.41166	0.13934	0.07877
	R.BLANKET	0.03459	0.08757	0.23361	0.40365	0.15152	0.08906

Table 17-1 Effective one group constants for
Pu-239, Pu-240 AND Pu-241

Pu-239 FISSION

(Unit : barn)

ZONE	GCFR-P(1)	GCFR-P(2)	GCFR-C(1)	GCFR-C(2)	LMFBR(1)	LMFBR(2)
INNER CORE	1.804	1.809	20.28	20.39	1.902	1.906
OUTER CORE	1.794	1.789	1.946	1.931	1.879	1.873
CORE*	1.753	1.752	1.904	1.898	1.848	1.849
A. BLANKET	2.534	2.528	2.704	2.697	3.219	3.212
R. BLANKET	2.894	2.878	3.012	2.983	3.897	3.879

Pu-239 CAPTURE

INNER CORE	0.486	0.492	0.682	0.693	0.570	0.575
OUTER CORE	0.461	0.453	0.595	0.575	0.535	0.528
CORE*	0.460	0.458	0.617	0.610	0.540	0.538
A. BLANKET	1.150	1.145	1.279	1.273	1.649	1.643
R. BLANKET	1.439	1.425	1.510	1.485	2.130	2.115

Pu-240 FISSION

INNER CORE	0.375	0.372	0.420	0.417	0.374	0.372
OUTER CORE	0.397	0.402	0.446	0.455	0.394	0.398
CORE*	0.377	0.379	0.411	0.414	0.375	0.377
A. BLANKET	0.245	0.246	0.266	0.266	0.243	0.243
R. BLANKET	0.232	0.234	0.255	0.257	0.234	0.236

Pu-240 CAPTURE

INNER CORE	0.448	0.452	0.583	0.591	0.510	0.514
OUTER CORE	0.434	0.429	0.521	0.507	0.490	0.485
CORE*	0.429	0.428	0.532	0.528	0.489	0.488
A. BLANKET	1.209	1.204	1.336	1.329	2.033	2.027
R. BLANKET	2.015	1.995	2.187	2.147	4.572	4.539

Pu-241 FISSION

INNER CORE	24.76	24.88	28.60	28.80	26.38	26.47
OUTER CORE	24.32	24.17	27.03	26.65	25.79	25.64
CORE*	23.90	23.86	26.68	26.54	25.50	25.48
A. BLANKET	3.527	3.519	3.722	3.713	4.312	4.303
R. BLANKET	3.991	3.969	4.092	4.052	5.069	5.047

Pu-241 CAPTURE

INNER CORE	0.497	0.503	0.664	0.673	0.569	0.573
OUTER CORE	0.476	0.469	0.594	0.577	0.540	0.534
CORE*	0.474	0.471	0.606	0.600	0.542	0.540
A. BLANKET	0.945	0.942	1.029	1.025	1.265	1.262
R. BLANKET	1.125	1.116	1.165	1.148	1.536	1.527

* See Eq.(3) in the paper presented here.

Table 17-2 Effective one group constants for
Pu-242, U-235 and U-238

Pu-242 FISSION

(Unit : barn)

ZONES	GCFR-P(1)	GCFR-P(2)	GCFR-C(1)	GCFR-C(2)	LMFBR(1)	LMFBR(2)
INNER CORE	0.236	0.233	0.275	0.273	0.235	0.234
OUTER CORE	0.256	0.260	0.298	0.306	0.253	0.256
CORE*	0.241	0.243	0.272	0.274	0.239	0.241
A. BLANKET	0.125	0.125	0.143	0.143	0.124	0.124
R. BLANKET	0.112	0.113	0.132	0.134	0.116	0.116

Pu-242 CAPTURE

INNER CORE	0.454	0.459	0.628	0.638	0.533	0.537
OUTER CORE	0.436	0.430	0.556	0.540	0.507	0.501
CORE*	0.433	0.431	0.572	0.566	0.508	0.507
A. BLANKET	0.985	0.981	1.089	1.084	1.435	1.431
R. BLANKET	1.266	1.255	1.336	1.314	2.038	2.024

U-235 FISSION

INNER CORE	1.921	1.931	22.28	22.44	20.56	20.64
OUTER CORE	1.885	1.873	21.08	20.79	20.07	1.995
CORE*	1.913	1.910	2.225	2.221	2.044	2.040
A. BLANKET	2.696	2.689	28.37	28.31	3.251	3.245
R. BLANKET	2.992	2.976	3.057	3.029	3.647	3.631

U-235 CAPTURE

INNER CORE	0.605	0.611	0.775	0.784	0.680	0.684
OUTER CORE	0.581	0.573	0.701	0.683	0.649	0.642
CORE*	0.597	0.595	0.765	0.764	0.670	0.668
A. BLANKET	1.083	1.080	1.162	1.158	1.415	1.411
R. BLANKET	1.261	1.251	1.297	1.280	1.658	1.649

U-238 FISSION

INNER CORE	0.044	0.044	0.055	0.055	0.044	0.044
OUTER CORE	0.046	0.050	0.062	0.064	0.049	0.049
CORE*	0.047	0.047	0.058	0.058	0.047	0.047
A. BLANKET	0.019	0.019	0.024	0.024	0.020	0.020
R. BLANKET	0.018	0.018	0.023	0.023	0.019	0.019

U-238 CAPTURE

INNER CORE	0.279	0.281	0.331	0.334	0.295	0.296
OUTER CORE	0.263	0.268	0.316	0.312	0.285	0.283
CORE*	0.277	0.276	0.333	0.334	0.292	0.291
A. BLANKET	0.359	0.358	0.357	0.356	0.397	0.396
R. BLANKET	0.380	0.379	0.379	0.376	0.428	0.426

* See Eq. (3) in the paper presented here.

Table 17-3 Effective one group constants for
F.P., Cr, Fe, Ni and O

F.P. CAPTURE

(Unit ; barn)

ZONES	GCFR-P(1)	GCFR-P(2)	GCFR-C(1)	GCFR-C(2)	LMFBR(1)	LMFBR(2)
INNER CORE	0.535	0.541	0.751	0.762	0.624	0.629
OUTER CORE	0.513	0.505	0.666	0.645	0.594	0.586
CORE*	0.524	0.523	0.725	0.725	0.610	0.609
A. BLANKET	1.100	1.095	1.213	1.208	1.530	1.525
R. BLANKET	—	—	1.390	1.369	1.874	1.862

CR CAPTURE

INNER CORE	0.0083	0.0083	0.0101	0.0101	0.0087	0.0088
OUTER CORE	0.0080	0.0079	0.0094	0.0092	0.0084	0.0083
CORE*	0.0081	0.0081	0.0099	0.0099	0.0086	0.0086
A. BLANKET	0.0120	0.0119	0.0126	0.0125	0.0133	0.0132
R. BLANKET	0.0135	0.0134	0.0135	0.0134	0.0149	0.0149

FE CAPTURE

INNER CORE	0.0162	0.0163	0.0188	0.0190	0.0183	0.0184
OUTER CORE	0.0156	0.0155	0.0177	0.0174	0.0176	0.0175
CORE*	0.0159	0.0159	0.0185	0.0185	0.0180	0.0180
A. BLANKET	0.0219	0.0219	0.0231	0.0230	0.0259	0.0259
R. BLANKET	0.0244	0.0243	0.0245	0.0243	0.0282	0.0281

NI CAPTURE

INNER CORE	0.0192	0.0191	0.0223	0.0222	0.0196	0.0196
OUTER CORE	0.0201	0.0202	0.0233	0.0236	0.0204	0.0204
CORE*	0.0196	0.0196	0.0226	0.0226	0.0200	0.0200
A. BLANKET	0.0168	0.0168	0.0183	0.0183	0.0185	0.0185
R. BLANKET	0.0180	0.0180	0.0192	0.0192	0.0201	0.0201

O CAPTURE

INNER CORE	0.0011	0.0010	0.0013	0.0013	0.0011	0.0011
OUTER CORE	0.0012	0.0012	0.0015	0.0015	0.0012	0.0012
CORE*	0.0011	0.0011	0.0014	0.0004	0.0011	0.0011
A. BLANKET	0.0004	0.0004	0.0006	0.0006	0.0005	0.0005
R. BLANKET	0.0004	0.0004	0.0006	0.0006	0.0004	0.0004

* See Eq.(3) in the paper presented here.

Table 1 8 Neutron flux distributions

SYSTEMS	INNER CORE	OUTER CORE	AXIAL BLANKET	RADIAL BLANKET	REFLECTOR
GCFR-P(1)	0.37607	0.34235	0.18872	0.08313	0.00973
GCFR-P(2)	0.35740	0.35673	0.18709	0.08904	0.00973
GCFR-C(1)	0.46981	0.20064	0.20699	0.11439	0.00816
GCFR-C(2)	0.45532	0.20956	0.20476	0.12210	0.00825
LMFBR(1)	0.39885	0.31929	0.17318	0.09066	0.01802
LMFBR(2)	0.37955	0.33328	0.17166	0.09698	0.01853

Table 1 9 Maximum fluxes

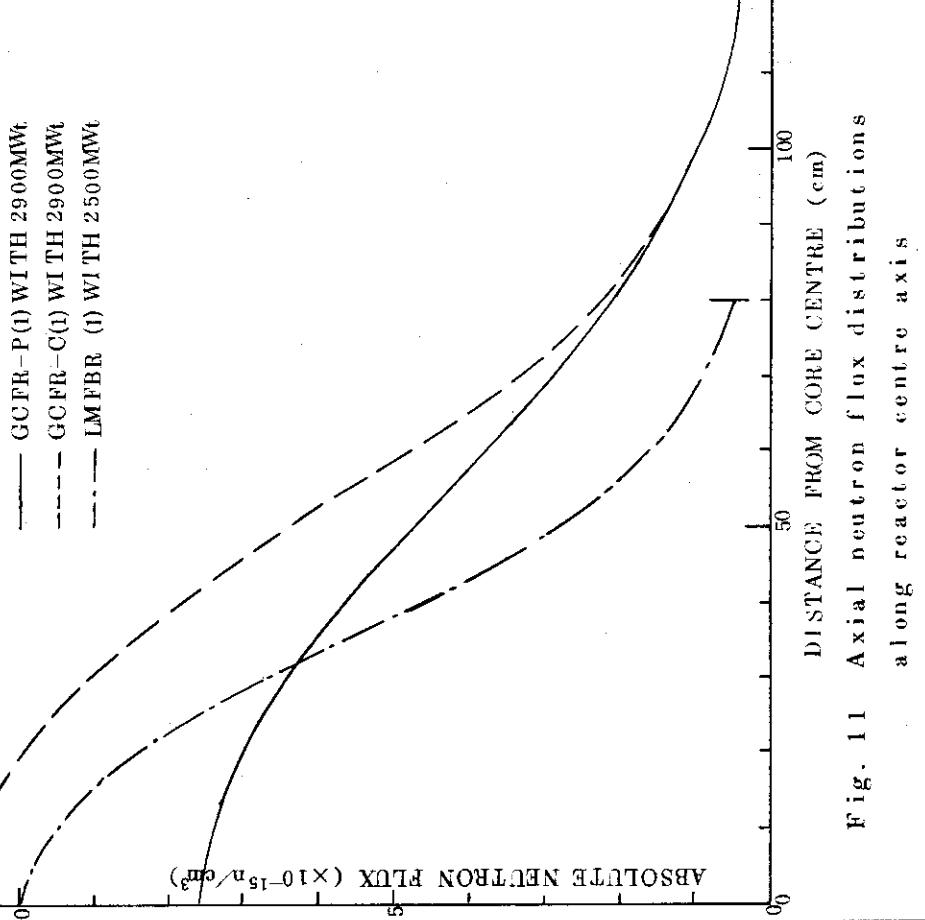
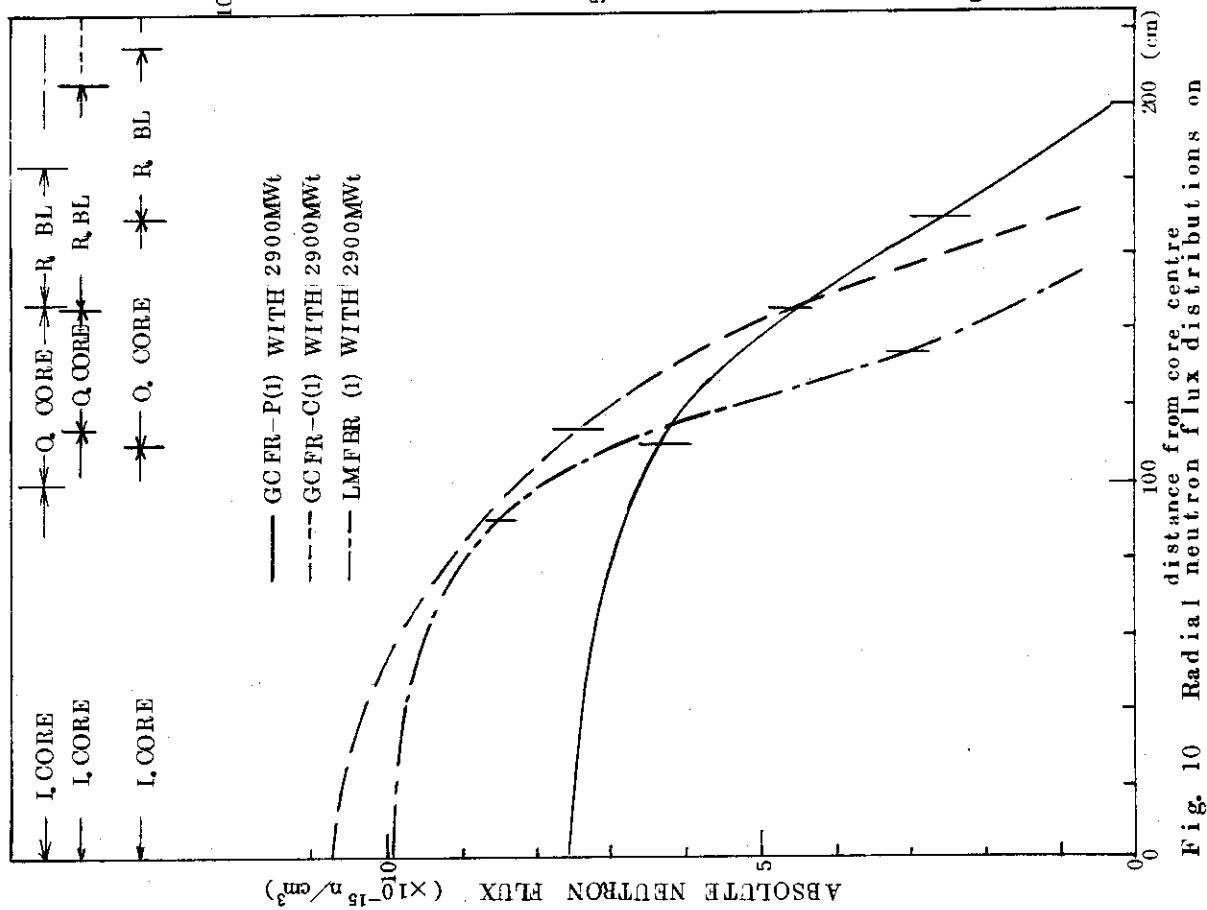
SYSTEMS	NEUTRON FLUXES AT CORE CENTRE
GCFR-P(1)	7.547×10^{15}
GCFR-P(2)	6.740×10^{15}
GCFR-C(1)	1.071×10^{16}
GCFR-C(2)	9.823×10^{15}
LMFBR(1)	9.953×10^{15}
LMFBR(2)	8.918×10^{15}

Table 20 Power distributions and power densities

ITEMS	GCFR-P (1)	GCFR-P (2)	GCFR-P (1)	GCFR-C (2)	GCFR-C (1)	L MFBR (1)	L MFBR (2)
(1) POWER DISTRIBUTIONS							
INNER CORE	0.4 4 8 4	0.4 1 2 4	0.5 6 6 0	0.5 2 9 8	0.4 9 2 6	0.4 6 1 3	
OUTER CORE	0.5 0 5 0	0.5 3 9 6	0.3 5 5 4	0.3 8 9 5	0.4 7 0 5	0.5 0 0 9	
A. BLANKET	0.0 2 4 8	0.0 2 4 6	0.0 4 2 3	0.0 4 1 7	0.0 2 3 8	0.0 2 3 6	
R. BLANKET	0.0 2 1 8	0.0 2 3 4	0.0 3 6 3	0.0 3 9 0	0.0 1 3 1	0.0 1 4 1	
(2) POWER DENSITIES							
MAX. POWER DENSITY ¹⁾	3 8 9	4 0 0	5 4 6	5 8 8	8 1 2	8 3 6	
POSITION with M.P.D ²⁾	(110, 0)	(110, 0)	(114.1, 0)	(114.1, 0)	(90, 0)	(90, 0)	
AVERAGE POWER DENSITY ¹⁾	2 5 4	2 5 3	3 7 8	3 7 7	5 3 0	5 2 9	
M.P.D/A.P.D	1.5 3 2	1.5 8 1	1.4 4 6	1.5 6 1	1.5 3 1	1.5 7 9	

1) UNIT : W/cm³

2) POSITION (r , Z) having maximum power density.



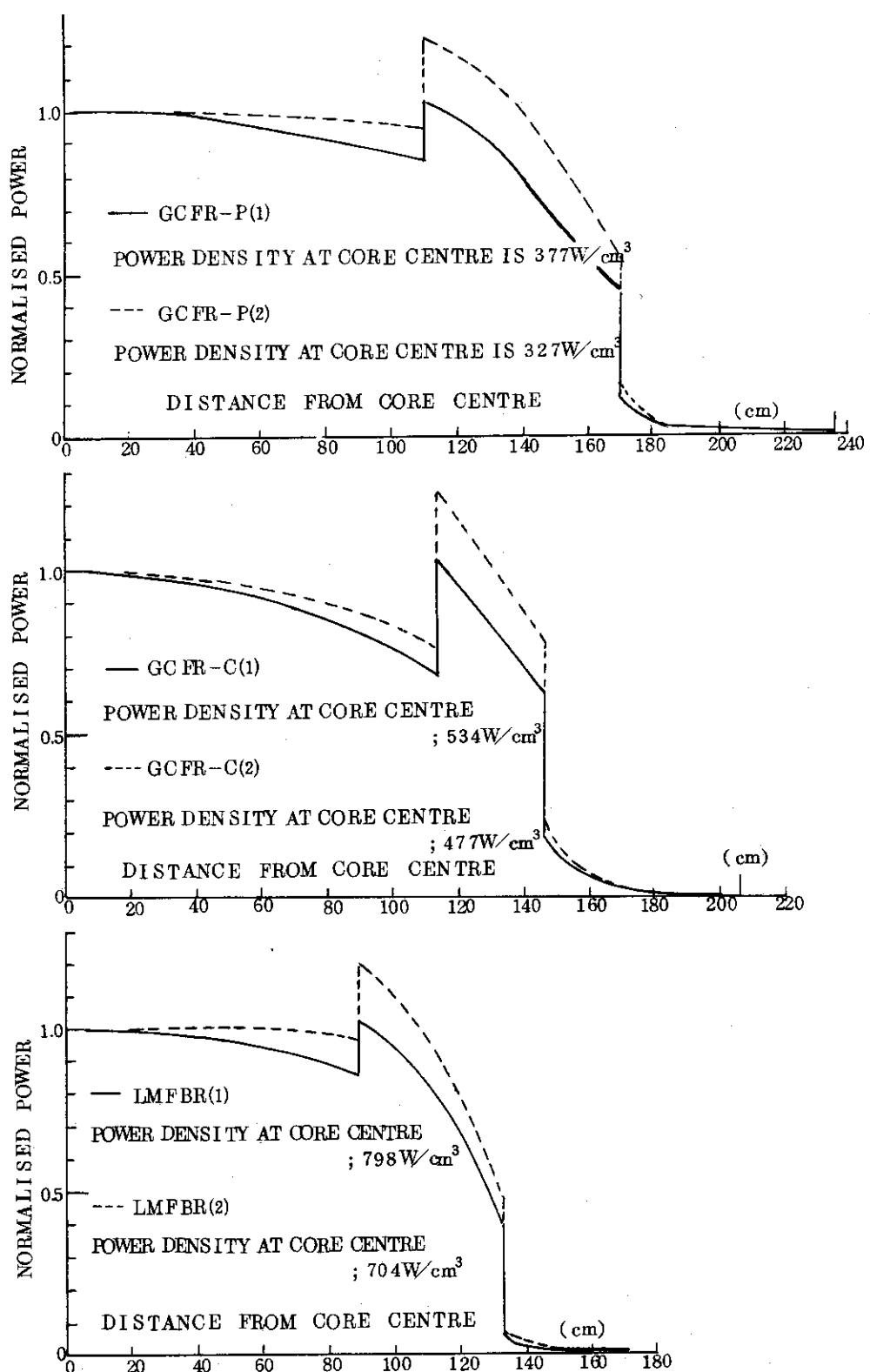


Fig. 12 Radial power distributions on the reactor centre plane

5. 反応度係数

LMFBRの安全性を論ずる時、重要な反応度係数としてナトリウム・ボイド反応度係数とドップラー反応度係数があった。したがって、LMFBRの炉心設計上、炉心高さを決めるのにナトリウム・ボイド反応度係数は大きな因子となっていた。一方、GCFBRでは、冷却材としてヘリウムを使用するため、ナトリウムほど大きな減速効果はなく、正の反応度係数に導くボイド時のスペクトル・シフトが小さいと言われている。この時のヘリウム・ボイド反応度係数は正ではあるが充分に 1 \$ 以下であると期待されている。したがって、GCFBRの炉心高さを決めるのにヘリウム・ボイド反応度係数は重要な因子にならないであろうと一般的に言われている。

ここでは、上に述べたことの妥当性を検討すると共に、我々の使用する JAERI-FAST 断面積ライブラリーを用いた時の反応度係数の大きさを把握するために行なった一連の計算結果について述べた。

計算は、臨界特性計算の場合と同様に均質領域系に対して行なった。したがって、ここで計算した反応度係数には燃料要素の微細構造による効果、いわゆる非均質効果は含まれていない。反応度係数は、摂動系、非摂動系の両方に対して拡散近似で解き、それぞれの系の実効増倍係数を求めその相異から導いたものである。

5.1 冷却材喪失反応度係数

冷却材ボイド反応度係数は、LMFBRではナトリウムが、GCFBRではヘリウムが炉心だけからと、炉心と軸方向プランケット全体から抜けた時の反応度変化として計算した。

$$\frac{4K}{K} = \frac{K' - 1}{K'} - \frac{K - 1}{K}$$

K , K' は冷却材が入っている時と抜けている時の系の実効増倍係数である。

Table 2.1 に計算結果を示した。この結果から、冷却材ボイド反応度係数は LMFBR と GCFBR 共に正であるが LMFBR の最大値は GCFBR のそれと比較して、GCFR-P で 2 倍以上、GCFR-C で 4 倍以上になると考えることができる。また、いずれの体系においてもプルトニウム富化度の配分方法によるボイド反応度係数に与える効果は 3 % 以下で非常に小さいことがわかる。

本解析から得られた重要な点は、最大冷却材ボイド反応度係数が得られるボイド形成が LMFBR と GCFBR で異なることである。LMFBR の場合には、炉心領域内のある範囲の領域をボイド化した時に最大冷却材ボイド係数が得られるのに對して、GCFBR の場合には炉心と軸方向プランケット全体の冷却材をボイド化した時に最大冷却材ボイド係数が得られることを Table 2.1 の結果は示している。

ピン型燃料を有する GCFBR の最大冷却材ボイド反応度係数が正でしかも 1 \$ 以上であることをも含めて、GCFBR の最大冷却材ボイド反応度係数が得られるボイド形状の詳細な検討を

行なう必要がある。

上に述べた LMFBR と GCFBR の冷却材ボイド反応度係数に関する傾向の相違点を簡単に系全体の中性子バランスから見てみよう。実効増倍率 K は中性子生成 Y 、中性子吸収 A および中性子漏洩 L から

$$K^{-1} = \frac{A+L}{Y} = \tilde{A} + \tilde{L}$$

と書くことができる。 \tilde{A} 、 \tilde{L} はそれぞれ中性子生成に対する相対的な中性子吸収と中性子漏洩である。添字 0、1 をそれぞれ冷却材が入っている時と抜けている時の系を示すものとすると反応度変化は、

$$\frac{\Delta K}{K} = \frac{K_1 - 1}{K_0} - \frac{K_0 - 1}{K_1} = (\tilde{A}_0 - \tilde{A}_1) + (\tilde{L}_0 - \tilde{L}_1) \quad (5)$$

である。この形の反応度変化を GCFR-P(1)、GCFR-C(1)、LMFBR(1) に対して計算し Table 2 2 に示した。この結果から、GCFBR の冷却材の原子数密度が小さいことにより、その冷却材がボイド化することによるスペクトル・シフトおよび中性子漏洩の増加も LMFBR と比較して非常に小さいが、前者の効果が後者よりも 20 倍も大きいことから、炉心に加えて軸方向ブランケットの冷却材のボイド化によって中性子漏洩の増加以上にスペクトル・シフトを増加させているということになる。

5.2 ドップラー反応度係数

今まで述べてきた計算は、原子炉系の温度を炉心で 900°K 、その他の領域で 300°K として行なってきた。このドップラー反応度係数は炉心温度が 900°K から 2100°K に上昇した時の反応度変化から求めたものである。

反応度変化 ($\Delta k/k$) _{$900 \rightarrow 2100$} は

$$(\frac{\Delta K}{K})_{900 \rightarrow 2100} = \frac{K_{2100} - 1}{K_{900}} - \frac{K_{900} - 1}{K_{2100}} \quad (6)$$

であり、 K_{2100} 、 K_{900} はそれぞれ系の実効増倍係数で拡散近似によって求めた。またドップラー反応度係数 $T \frac{\partial K}{\partial T}$ は

$$-T \frac{\partial K}{\partial T} = \text{const.}$$

の仮定から

$$T \frac{\partial K}{\partial T} = (K_{2100} - K_{900}) \times [\ell n \frac{2100}{900}]^{-1} \quad (7)$$

の形で求めたものである。計算結果を Table 2 3 に示した。この結果、U-238 を多く含み、

しかも中性子スペクトルの比較的軟いLMFBRのドップラー反応度係数が負で最も大きな値を持ち、続いて高プルトニウム富化度でU-238の含有率が非常に小さいにもかかわらず共鳴エネルギー領域の中性子スペクトルが高いGCFR-Cが大きな負のドップラー反応度係数を持っている。

プルトニウム富化度の配分方法のドップラー反応度係数に与える効果は非常に小さく高々2%程度である。

Table 2 1 Reactivity changes associated with loss of coolant
from core and axial blanket.

SYSTEMS	COOLANT VOID IN CORE	COOLANT VOID IN CORE AND A. BLANKET
GCFR-P(1)	0.00415	0.00434
GCFR-P(2)	0.00406	0.00424
GCFR-C(1)	0.00214	0.00228
GCFR-C(2)	0.00214	0.00228
LMFBR(1)	0.00959	0.00641
LMFBR(2)	0.00923	0.00605

Table 2 2 Difference in neutron balance between normal
and coolant-voided reactors

SYSTEMS	VOID IN CORE ONLY			VOID IN CORE AND A. BLANKET		
	$\tilde{A}_0 - \tilde{A}_1$	$\tilde{L}_0 - \tilde{L}_1$	$\Delta K/K$	$\tilde{A}_0 - \tilde{A}_1$	$\tilde{L}_0 - \tilde{L}_1$	$\Delta K/K$
GCFR-P(1)	0.00434	-0.00020	0.00414	0.00491	-0.00058	0.00433
GCFR-C(1)	0.00232	-0.00018	0.00214	0.00272	-0.00043	0.00229
LMFBR(1)	0.01144	-0.00185	0.00959	0.01304	-0.00663	0.00641

Table 2 3 Doppler reactivity changes due to temperature
raise from 900°K to 2100°K, and Doppler
coefficients

SYSTEMS	DOPPLER REACTIVITY CHANGES ; $\frac{\Delta K}{K}$	DOPPLER REACTIVITY COEFFICIENTS ; $-T \frac{\partial K}{\partial T}$
GCFR-P(1)	-0.00461	0.00578
GCFR-P(2)	-0.00454	0.00569
GCFR-C(1)	-0.00629	0.00787
GCFR-C(2)	-0.00621	0.00776
LMFBR(1)	-0.00696	0.00870
LMFBR(2)	-0.00686	0.00858

6. 燃 烧 特 性

GCFR-P および GCFR-C の電気出力は 1028MW_e であり熱効率はそれぞれ 35.4%, 36% である。また LMFBR の電気出力と熱効率はそれぞれ 1000MW_e, 40% である。したがって、それぞれの原子炉の熱出力は略々

GCFR-P	2900MW _t
GCFR-C	2900MW _t
LMFBR	2500MW _t

である。これらの熱出力を持つ原子炉を処女状態から燃料交換なしに約 1 年間運転した時の燃焼特性の変化を 2 次元拡散近似に基づく燃焼計算プログラム APOLLO を用いて解析した。本解析では、Pu-241 の自然崩壊は考慮せず、Fission product の取扱いは 1 個の lumped fission product (F.P.) として考慮している。また F.P. 蓄積には GCFR-P のペント燃料としての効果を考慮していない。

6.1 原子数密度の変化

Table 24, 25, 26 に各領域平均の各燃焼核種の原子数密度の燃焼による変化を示した。GCFR-P については、Inner core の Pu-239 は増加するが Pu-241 の減少が非常に大きい。Outer core に於いては Pu-239, Pu-241 共に減少するが Pu-241 の減少割合が大きい。GCFR-C では Inner core, Outer core 共に Pu-239, Pu-241 は減少する。しかも Pu-239 の減少割合は Pu-241 のそれと比較して大きい。LMFBR では Inner core の Pu-239 の増加は Pu-241 の減少より大きく、Outer core の Pu-239 の減少は非常に小さい。しかし LMFBR の F.P. の蓄積は GCFR と比較して 2 倍程度である。このことは Table 20 の炉心平均出力密度と比例関係にある。

また、軸および径方向プランケットのプルトニウム同位元素の蓄積の比較から、GCFR の蓄積プルトニウムは LMFBR のそれと比較してより Pu-239 を多く含むクリーン・プルトニウムであることがわかる。

炉心およびプランケットの平均的原子数密度の燃焼に伴うプルトニウム富化度の配分法による効果は非常に小さい。

6.2 燃 烧 度

燃料交換計画は、照射燃料の燃焼度と制御棒で制御可能な燃焼による反応度減少の制限下に決定されるものである。ここでは、2 領域炉心高速炉系の燃焼度を解析し、燃焼日数と燃焼度の関係を把握する。

原子炉中の位置 \underline{x} 、時刻 t の燃焼度を $B(\underline{x}, t)$ とすると

$$B(\underline{x}, t) = \frac{\sum_m \int_0^t ds \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} dE K^m N^m(\underline{x}, S) \sigma_f^m(E) \phi(\underline{x}, E, S)}{\sum_m A^m N^m(\underline{x}, 0)} \quad (8)$$

で表示できる。ただし出力は核分裂によるもののみを考慮する。添字mは核分裂性物質mを示し、 A^m は原子数密度を重量に換算する換算係数であり、 K^m は核種mが1個核分裂を起す時に生ずる熱量である。単位を適当に取れば $B(x, t)$ はMWD/TONの単位を有することになる。

計算の結果、LMFBR(1)を除く5つの体系の最大燃焼度は炉心中心平面上のOuter coreの内側境界線上で達成され、LMFBR(1)では炉心中心において達成されることがわかった。ただし、この結果は(8)式中の $N^m(x, t)$ として領域平均の値を使用したものである。炉心の最大燃焼度と平均燃焼度をFig.1 3, Fig.1 4にそれぞれ示した。

この結果、300日燃焼日数程度では燃焼度は燃焼日数に対して直線的であるということが言えるであろう。この直線性を計算した燃焼日数以上においても略々成立すると仮定し、稼動率を75%（この値をGBRAでは採用している）として、最大燃焼度100000MWD/TONに達する燃料の炉内滞在日数を計算するとGCFR-Pで約800日、GCFR-Cで330～360日、LMFBRでは630～640日である。この時の平均燃焼度は65000MWD/TON～70000MWD/TONである。

6.3 実効増倍率の変化

実効増倍率 K_{eff} の燃焼による変化をFig.1 5に示した。この結果、燃焼による反応度減少を保障する処女炉心において準備する余剰反応度はGCFR-Pでもっとも小さくLMFBR、GCFR-Cの順に大きくなる。GCFR-Cでは内部増殖比が約0.5と極端に小さいことによって、核分裂核種 Pu^{239}, Pu^{241} の減少が大きく、したがって反応度減少が大きくなっている。

T. YANAGISAWA は燃焼に伴う反応度減少が燃焼日数に対して直線性を仮定し、燃料交換サイクル時間と燃料交換バッチ数の簡単な関係式を導いている。⁽⁷⁾ この方法によると、サイクル時間 ΔT は、分散型燃料交換方式のバッチ数Nと保障されるべき反応度減少に達する燃焼日数Tを用いて

$$\Delta T = \frac{2}{N+1} T$$

で表わすことができる。この仮定にもとづいて全炉心燃料を分散型燃料交換方式による3バッチおよび4バッチ燃料交換の場合のサイクル時間(ΔT)および取出し燃料の最高燃焼度(100000MWD/TON)に対して処女炉心で用意すべき燃焼用余剰反応度との関係を計算した。

Fig.1 3から明らかなように最高燃焼度は燃焼日数の1次函数として充分に表示できるので、

$$B(T) = bT \quad (b > 0)$$

である。また、実効増倍率から求められる余剰反応度を $\Delta K_{ex}(T)$ とし、Fig.1 5の $t=0$ と $t=300$ を結ぶ直線で K_{eff} を近似すると

$$\Delta K_{ex}(T) = \Delta K_{ex}(0) - a \cdot T \quad (a > 0)$$

で表わすことができる。ただし、上式中のTは原子炉稼動率75%を考慮した時間である。

ある指定された最高燃焼度 B_{max} で平衡状態で燃料交換を行なうものとすれば、炉内滞在時間 $T_{M \cdot B}$ とその時のサイクル時間 $\Delta T_{M \cdot B}$ は

$$T_{M \cdot B} = \frac{B_{max}}{b}, \quad \Delta T_{M \cdot B} = \frac{2}{N+1} T_{M \cdot B} \quad (9)$$

となる。この交換方式を用いた時の処女炉心で用意すべき燃焼用余剰反応度 $\Delta K_{ex}^{M \cdot B}$ ($T=0$) は

$$\Delta K_{ex}^{M \cdot B} (T=0) = \frac{b}{a} \cdot \frac{N+1}{2N} \cdot B_{max} \quad (10)$$

となる。この処女炉心で用意した燃焼用余剰反応度を持つ原子炉を $\Delta T_{M \cdot B}$ のサイクル時間で、N-バッチ燃料交換によって運転すると平衡状態のサイクル間の反応度減少、すなわち平衡状態の 1 サイクルの初期に用意する余剰反応度 $\Delta K_{ex}^{M \cdot B}$ ($T=EQ.$) は

$$\Delta K_{ex}^{M \cdot B} (T=EQ.) = \frac{2}{N+1} \Delta K_{ex}^{M \cdot B} (T=0) \quad (11)$$

で求めることができる。

以上の関係式を用いて $B_{max} = 100000 \text{ MWD/TON}$ とした時の $\Delta K_{ex}^{M \cdot B}$ ($T=0$), $\Delta K_{ex}^{M \cdot B}$ ($T=EQ.$), $T_{M \cdot B}$, $\Delta T_{M \cdot B}$ を計算し Fig.1 6 中の Table に示した。また、GCFR-P(1), GCFR-C(1), LMFBR(1)のバッチ数 3 バッチの場合の長期燃焼反応度変化を Fig.1 6 に示した。処女状態において用意すべき燃焼補償用余剰反応度は GCFR-P で 4.5~4.0%, GCFR-C で 7.0~6.0%, LMFBR では 4.0~3.5% である。平衡状態の 1 サイクルあたりの反応度減少は当然交換バッチ数で異なるが GCFR-P では 2.2~1.6%, GCFR-C では 3.5~2.4%, LMFBR では 2.0~1.4% となる。しかし燃料交換サイクル時間は GCFR-P がもっとも長期間にとることができ LMFBR より 30%, GCFR-C より 150% 程度長くなる。

6.4 増殖性(倍増時間)

高速炉の増殖性を定性的に見ることは前述の原子数密度変化の検討 (Table 24, 25, 26) によって推定することが可能である。ここでは、この増殖性を定量的にあらわす燃料の倍増時間に対して GCFR と LMFBR の相異を検討してみる。

Fig.1 7 は核分裂プルトニウム同位元素の蓄積量を燃焼日数に対してプロットしたものである。この蓄積量は図から明らかなように燃焼日数に対して直線的增加であることがわかる。この蓄積量の直線性を仮定して燃料の倍増時間を計算する。

単純な倍増時間として、各燃料交換時点の増殖利益を再使用せず蓄積する場合の LINEAR DOUBLING TIME (LDT) がある。バッチ数を N とし炉内滞在時間 t_{res} , 炉外時間 t_{ex} を用いると

$$LDT = \frac{W}{N \cdot \Delta W} (t_{res} + t_{ex}) \quad (12)$$

となる。W は燃料交換時に装荷する燃料量にバッチ数を掛けたものであり、処女状態から平衡

状態まで同一の燃料を用いるかぎり、Wは処女状態の臨界量となる。またΔWは燃料交換時の増殖利益であり、Fig.17からΔWは燃料交換時点の相異によらず一定である。したがって、LDTは処女状態の情報から容易に計算可能である。

次に、同一の高速増殖炉が多数からなっているシステムの倍増時間 SYSTEM DOUBLING TIME (SDT)を考える。この場合、蓄積された燃料は多数の原子炉から集められ、新しい原子炉に装荷されますます増加して行くと考えることができる。したがって、 $t_c = t_{res} + t_{ex}$ の時間での燃料増加率 a_1 は

$$a_1 = \frac{N \cdot \Delta W}{W} = \frac{t_c}{LDT}$$

である。したがってSDT時間後に燃料が2倍になるとすると

$$\left(1 + \frac{t_c}{LDT}\right)^{\frac{SDT}{t_c}} = 2$$

となり、

$$SDT = \frac{t_c \ln 2}{\ln \left(1 + \frac{t_c}{LDT}\right)} \quad (13)$$

が得られる。この場合も、LDTが処女炉心近辺で定義できると仮定するとSDTも処女炉心状態の情報によって計算することができる。

時刻tの処女状態燃料量に対する燃料増加率をI(t)とすると

$$I(t) = \frac{\frac{dW^{235}(t)}{dt} + \frac{dW^{239}(t)}{dt} + \frac{dW^{241}(t)}{dt}}{W^{235}(0) + W^{239}(0) + W^{241}(0)}$$

$$\approx \frac{\sum_k \frac{dN_k^{235}(t)}{dt} V_k + \sum_k \frac{dN_k^{239}(t)}{dt} V_k + \sum_k \frac{dN_k^{241}(t)}{dt} V_k}{\sum_k N_k^{235}(0) \cdot V_k + \sum_k N_k^{239}(0) \cdot V_k + \sum_k N_k^{241}(0) \cdot V_k}$$

となる。ここで、 $W^m(t)$ は時刻tの核種mの原子炉内に存在する重量であり、 $N_k^m(t)$ は時刻tの核種mの領域kにおける平均原子数密度である。また V_k は領域kの体積である。上式は

$$I(t) \approx \frac{1}{N(t)} \left\{ \sum_k (N_k^{238}(t) \tilde{\sigma}_{c,k}^{238}(t) + N_k^{240}(t) \tilde{\sigma}_{c,k}^{240}(t)) \phi_k(t) - \sum_k (N_k^{235}(t) \tilde{\sigma}_{a,k}^{235}(t) + N_k^{239}(t) \tilde{\sigma}_{a,k}^{239}(t) + N_k^{241}(t) \tilde{\sigma}_{a,k}^{241}(t)) \phi_k(t) \right\}$$

となる。 $\tilde{\sigma}_{c,k}^m(t)$ および $\tilde{\sigma}_{a,k}^m(t)$ はそれぞれ時刻tにおける領域kの実効的1群中性子捕獲断面

積と吸収断面積であり、 $\phi_k(t)$ は時刻 t の領域 k における絶対積分中性子束である。上式を整理すると、

$$I(t) = \frac{1}{N(0)} (BR(t) - 1) (1 + \alpha(t)) (1 - f(t)) \cdot P(t) \quad (14)$$

となる。

$$BR(t) = \frac{\sum_k (N_k^{238}(t) \tilde{\sigma}_{c,k}^{238}(t) + N_k^{240}(t) \tilde{\sigma}_{c,k}^{240}(t)) \phi_k(t)}{\sum_k (N_k^{235}(t) \tilde{\sigma}_{a,k}^{235}(t) + N_k^{239}(t) \tilde{\sigma}_{a,k}^{239}(t) + N_k^{241}(t) \tilde{\sigma}_{a,k}^{241}(t)) \phi_k(t)} \quad (15)$$

$$\alpha(t) = \frac{\sum_k (N_k^{235}(t) \tilde{\sigma}_{c,k}^{235}(t) + N_k^{239}(t) \tilde{\sigma}_{c,k}^{239}(t) + N_k^{241}(t) \tilde{\sigma}_{c,k}^{241}(t)) \phi_k(t)}{\sum_k (N_k^{235}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{235}(t) + N_k^{239}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{239}(t) + N_k^{241}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{241}(t)) \phi_k(t)} \quad (16)$$

$$P(t) = \sum_k (N_k^{235}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{235}(t) + N_k^{238}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{238}(t) N_k^{239}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{239}(t) + N_k^{240}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{240}(t) + N_k^{241}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{241}(t) + N_k^{242}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{242}(t)) \cdot \phi_k(t) \quad (17)$$

$$f(t) = \frac{1}{P(t)} \sum_k (N_k^{238}(t) \cdot \tilde{\sigma}_{f,k}^{238}(t) + N_k^{240}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{240}(t) + N_k^{242}(t) \tilde{\sigma}_{f,k}^{242}(t)) \cdot \phi_k(t) \quad (18)$$

$$N(t) = \sum_k (N_k^{235}(t) + N_k^{239}(t) + N_k^{241}(t)) \cdot V_k \quad (19)$$

と定義する。 $BR(t)$ は時刻 t の増殖比、 $\alpha(t)$ は実効的 α 値、 $f(t)$ は親物質による核分裂割合、 $P(t)$ は全出力時の核分裂数にそれぞれ相当する量である。Fig.1 7 の結果は燃料増加率は時刻によらず一定であることを示しているので、 $BR(t)$ 、 $\alpha(t)$ 、 $f(t)$ は時刻と共に変化するとしても

$$I(t) \approx I(0)$$

とおくことが可能である。したがって、(12)式の $\frac{W}{N \cdot \Delta W}$ は

$$\frac{W}{N \cdot \Delta W} = \frac{1}{I(0) \times \ell_F T_{res}}$$

となり、 $t = 0$ 時点の BR 、 α 、 f 、 P 、 N を用いて、

$$LDT = \frac{N(0)}{(BR - 1) (1 + \alpha) (1 - f) \cdot P \cdot \ell_f} (1 + \frac{T_{ex}}{T_{res}}) \quad (20)$$

と書くことができる。ただし ℓ_f は原子炉稼動率である。

Table 2 7 に(9)および(10)の式を用いて計算した LINEAR DOUBLING TIME と SYSTEM DOUBLING TIME およびこれらの計算に用いた炉物理定数を示した。

この結果、本論文に用いたガス冷却高速炉の計算モデルである GBR-1 (GCFR-P)、GBR-2 (GCFR-C) のいずれも増殖特性が LMFBR と比較してよくないことがわかる。ビン

型燃料を用いたGCFR-PがLMFBRと比較して増殖特性がよくないことは、一にGCFR-Pの出力密度が非常に小さいことがある。今までGBRAがGCFR-PはLMFBRと比較して増殖性にすぐれていると結論してきた大きな理由は比較すべきLMFBRの増殖比が1.2という小さな値を持ち、GCFR-Pの出力密度がLMFBRのそれより小さいことをおぎなっていたことによるものである。

したがって、増殖性能のよいGCFRを設計する場合には、潜在的にすぐれた増殖比をより大きくするとともに出力密度をより大きくする考慮が必要である。

6.5 出力分布

出力分布の燃焼に伴う変化を見るために、GCFR-P、LMFBRについては処女状態と300日全出力燃焼時点、GCFR-Cについては処女状態と150日全出力燃焼時点の出力分布の比較を行なった。Fig.18とFig.19には炉中心面半径方向、Fig.20には炉中心軸々方向の出力分布の変化を示したものである。

半径方向出力分布の変化は、GCFR-P、GCFR-Cでは平行移動であり領域内空間分布の形の変化は非常に小さい。一方LMFBRの出力分布の変化はGCFRと比較して大きく、加えて領域内空間分布の変動も大きい。このことは、GCFRでは冷却材としてHeを使用していることによってLMFBRより拡散係数が大きく、核分裂核種の燃焼による変化程度では中性子束の空間分布の形を変えるまでには至らないことを示している。軸方向出力分布も半径方向出力分布の場合と類似した傾向が見られる。

300日全出力燃焼はGCFR-P、LMFBR、150日全出力燃焼はGCFR-Cの平衡状態（炉心）と考えることができる。したがって、GCFR-P、GCFR-C、LMFBRのプルトニウム富化度の配分方法によって出力分布が燃焼に伴って異常な状態になることは考えられない。

Table 24 Variations of atomic number densities of burnable
nuclides with burnup for GCFR-P

(Value = N(T) - N(0))

(A) GCFR-P(1)

(1) INNER CORE

(Unit : 10^{24} atom/cm³)

BURNUP DAYS	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	U-238	F.P.
100	9.44 -6	3.39 -6	-1.37 -5	1.45 -6	-7.61 -5	7.53 -5
200	1.71 -5	6.86 -6	-2.56 -5	2.56 -6	-1.52 -4	1.50 -4
300	2.31 -5	1.04 -5	-3.58 -5	3.37 -6	-2.27 -4	2.24 -4

(2) OUTER CORE

100	-6.04 -6	2.15 -6	-1.16 -5	1.16 -6	-4.69 -5	6.08 -5
200	-1.20 -5	4.20 -6	-2.22 -5	2.14 -6	-9.37 -5	1.20 -4
300	-1.78 -5	6.16 -6	-3.18 -5	2.96 -6	-1.40 -4	1.79 -4

(3) AXIAL BLANKET

100	2.30 -5	1.37 -7	0	0	-2.47 -5	2.06 -6
200	4.55 -5	5.06 -7	0	0	-4.98 -5	4.76 -6
300	6.73 -5	1.10 -6	0	0	-7.50 -5	8.07 -6

(4) RADIAL BLANKET

100	1.20 -5	2.0 -8	0	0	-1.26 -5	8.93 -7
200	2.40 -5	8.0 -8	0	0	-2.54 -5	1.87 -6
300	3.60 -5	1.74 -7	0	0	-3.83 -5	2.96 -6

(B) GCFR-P(2)

(1) INNER CORE

BURNUP DAYS	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	U-238	F.P.
100	1.12 -5	3.26 -6	-1.26 -5	1.36 -6	-7.27 -5	6.94 -5
200	2.05 -5	6.66 -6	-2.37 -5	2.43 -6	-1.45 -4	1.39 -4
300	2.82 -5	1.01 -5	-3.34 -5	3.22 -6	-2.18 -4	2.09 -4

(2) OUTER CORE

100	-8.39 -6	2.13 -6	-1.24 -5	1.21 -6	-4.80 -5	6.48 -5
200	-1.65 -5	4.13 -6	-2.36 -5	2.23 -6	-9.56 -5	1.28 -4
300	-2.43 -5	6.00 -6	-3.37 -5	3.06 -6	-1.43 -4	1.90 -4

(3) AXIAL BLANKET

100	2.26 -5	1.32 -7	0	0	-2.43 -5	2.03 -6
200	4.49 -5	5.00 -7	0	0	-4.90 -5	4.69 -6
300	6.67 -5	1.07 -6	0	0	-7.43 -5	8.00 -6

(4) RADIAL BLANKET

100	1.27 -5	2.0 -8	0	0	-1.34 -5	9.52 -7
200	2.53 -5	9.0 -8	0	0	-2.69 -5	2.01 -6
300	3.79 -5	1.93 -7	0	0	-4.04 -5	3.18 -6

Table 25 Variations of atomic number densities of burnable
nuclides with burnup for GCFR-C

(Value = N(T) - N(0))

(A) GCFR-C(1)

(1) INNER CORE

(Unit : 10^{24} atom/cm³)

BURNUP DAYS	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	U-238	F.P.
50	-1.06 -5	3.72 -6	-9.95 -6	1.27 -6	-3.51 -5	4.99 -5
100	-2.08 -5	7.23 -6	-18.9 -5	2.33 -6	-7.04 -5	9.90 -5
150	-3.05 -5	1.05 -5	-2.69 -5	3.19 -6	-1.06 -4	1.47 -4

(2) OUTER CORE

50	-2.43 -5	2.77 -6	-1.02 -5	1.17 -6	-1.87 -5	4.83 -5
100	-4.78 -5	5.29 -6	-1.99 -5	2.26 -6	-3.78 -5	9.59 -5
150	-7.06 -5	7.58 -6	-2.90 -5	3.16 -6	-5.71 -5	1.43 -4

(3) AXIAL BLANKET

50	2.04 -5	1.04 -7	0	0	-2.21 -5	2.06 -6
100	4.06 -5	3.57 -7	0	0	-4.46 -5	4.56 -6
150	6.08 -5	7.76 -7	0	0	-6.77 -5	7.55 -6

(4) RADIAL BLANKET

50	1.06 -5	1.0 -8	0	0	-1.13 -5	9.34 -7
100	2.14 -5	7.0 -8	0	0	-2.29 -5	1.96 -6
150	3.23 -5	1.47 -7	0	0	-3.48 -5	3.10 -6

(B) GCFR-C(2)

(1) INNER CORE

BURNUP DAYS	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	U-238	F.P.
50	-8.63 -6	3.59 -6	-9.31 -6	1.20 -6	-3.43 -5	4.68 -5
100	-1.70 -5	7.00 -6	-1.77 -5	2.21 -6	-6.88 -5	9.29 -5
150	-2.50 -5	1.02 -5	-2.52 -5	3.04 -6	-1.04 -4	1.38 -4

(2) OUTER CORE

50	-2.82 -5	2.77 -6	-1.12 -5	1.23 -6	-1.86 -5	5.29 -5
100	-5.56 -5	5.26 -6	-2.17 -5	2.34 -6	-3.74 -5	1.05 -4
150	-8.20 -5	7.46 -6	-3.17 -5	3.32 -6	-5.64 -5	1.56 -4

(3) AXIAL BLANKET

50	2.00 -5	1.00 -7	0	0	-2.17 -5	2.02 -6
100	4.01 -5	3.36 -7	0	0	-4.39 -5	4.50 -6
150	5.99 -5	7.40 -7	0	0	-6.66 -5	7.41 -6

(4) RADIAL BLANKET

50	1.12 -5	2.0 -8	0	0	-1.19 -5	1.00 -6
100	2.25 -5	7.0 -8	0	0	-2.42 -5	2.12 -6
150	3.40 -5	1.62 -7	0	0	-3.67 -5	3.33 -6

Table 2 6 Variations of atomic number densities of burnable nuclides with burnup for LMFBR

(Value = $N(T) - N(0)$)

(A) LMFBR(1)

(1) INNER CORE

(Unit : 10^{24} atom/cm³)

BURNUP DAYS	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	U-238	F.P.
100	3.07 -5	9.80 -6	-2.80 -5	3.24 -6	-1.76 -4	1.60 -4
200	5.45 -5	1.99 -5	-5.06 -5	5.42 -6	-3.50 -4	3.19 -4
300	7.23 -5	3.01 -5	-6.87 -5	6.76 -6	-5.21 -4	4.77 -4

(2) OUTER CORE

100	-1.11 -6	6.15 -6	-2.29 -5	2.53 -6	-1.09 -4	1.23 -4
200	-2.99 -6	1.21 -5	-4.28 -5	4.50 -6	-2.16 -4	2.43 -4
300	-5.58 -6	1.77 -5	-6.00 -5	5.99 -6	-3.21 -4	3.60 -4

(3) AXIAL BLANKET

100	4.58 -5	4.77 -7	0	0	-4.95 -5	4.40 -6
200	8.99 -5	1.70 -6	1.8 -8	0	-1.00 -4	1.05 -5
300	1.32 -4	3.61 -6	5.4 -8	0	-1.51 -4	1.87 -5

(4) RADIAL BLANKET

100	2.08 -5	1.11 -7	0	0	-2.21 -5	1.66 -6
200	4.13 -5	3.89 -7	0	0	-4.42 -5	3.69 -6
300	6.12 -5	8.24 -7	0	0	-6.66 -5	6.08 -6

(B) LMFBR(2)

(1) INNER CORE

BURNUP DAYS	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	U-238	F.P.
100	3.20 -5	9.38 -6	-2.63 -5	3.08 -6	-1.69 -4	1.50 -4
200	5.75 -5	1.92 -5	-4.79 -5	5.21 -6	-3.36 -4	3.01 -4
300	7.72 -5	2.92 -5	-6.55 -5	6.57 -6	-5.03 -4	4.52 -4

(2) OUTER CORE

100	-4.22 -6	6.26 -6	-2.43 -5	2.64 -6	-1.13 -4	1.31 -4
200	-8.91 -6	1.22 -5	-4.52 -5	4.67 -6	-2.22 -4	2.58 -4
300	-1.40 -5	1.78 -5	-6.32 -5	6.18 -6	-3.30 -4	3.79 -4

(3) AXIAL BLANKET

100	4.53 -5	4.48 -7	0	0	-4.90 -5	4.36 -6
200	8.90 -5	1.66 -6	1.7 -8	0	-9.90 -5	1.05 -5
300	1.31 -4	3.54 -6	5.2 -8	0	-1.50 -4	1.85 -5

(4) RADIAL BLANKET

100	222 -5	12.5 -7	0	0	-2.35 -5	1.80 -6
200	4.37 -5	4.35 -7	0	0	-4.70 -5	3.98 -6
300	6.45 -5	9.16 -7	0	0	-7.04 -5	6.55 -6

Table 27 Linear and system doubling times and constants
used for their calculations

ITEMS	GCFR -P(1)	GCFR -P(2)	GCFR -C(1)	GCFR -C(2)	LMF BR (1)	LMF BR (2)
BR-1	0.42947	0.43403	0.34565	0.35388	0.38466	0.38536
$1+\alpha$	1.23870	1.24863	1.30132	1.29938	1.27471	1.27380
$1-f$	0.79705	0.78933	0.80581	0.80496	0.79019	0.79010
$N(0)/P$	3.19325	3.15397	2.09427	2.12882	2.15692	2.17493
T_{res}^*	2.19	2.15	0.98	0.92	1.78	1.74
T_{ex}^*	0.75	0.75	0.75	0.75	0.75	0.75
ℓ_f	0.75	0.75	0.75	0.75	0.75	0.75
LDT*	13.48	13.26	13.60	13.92	10.55	10.70
SDT*	10.33	10.16	10.01	10.22	8.16	8.25

* unit : year

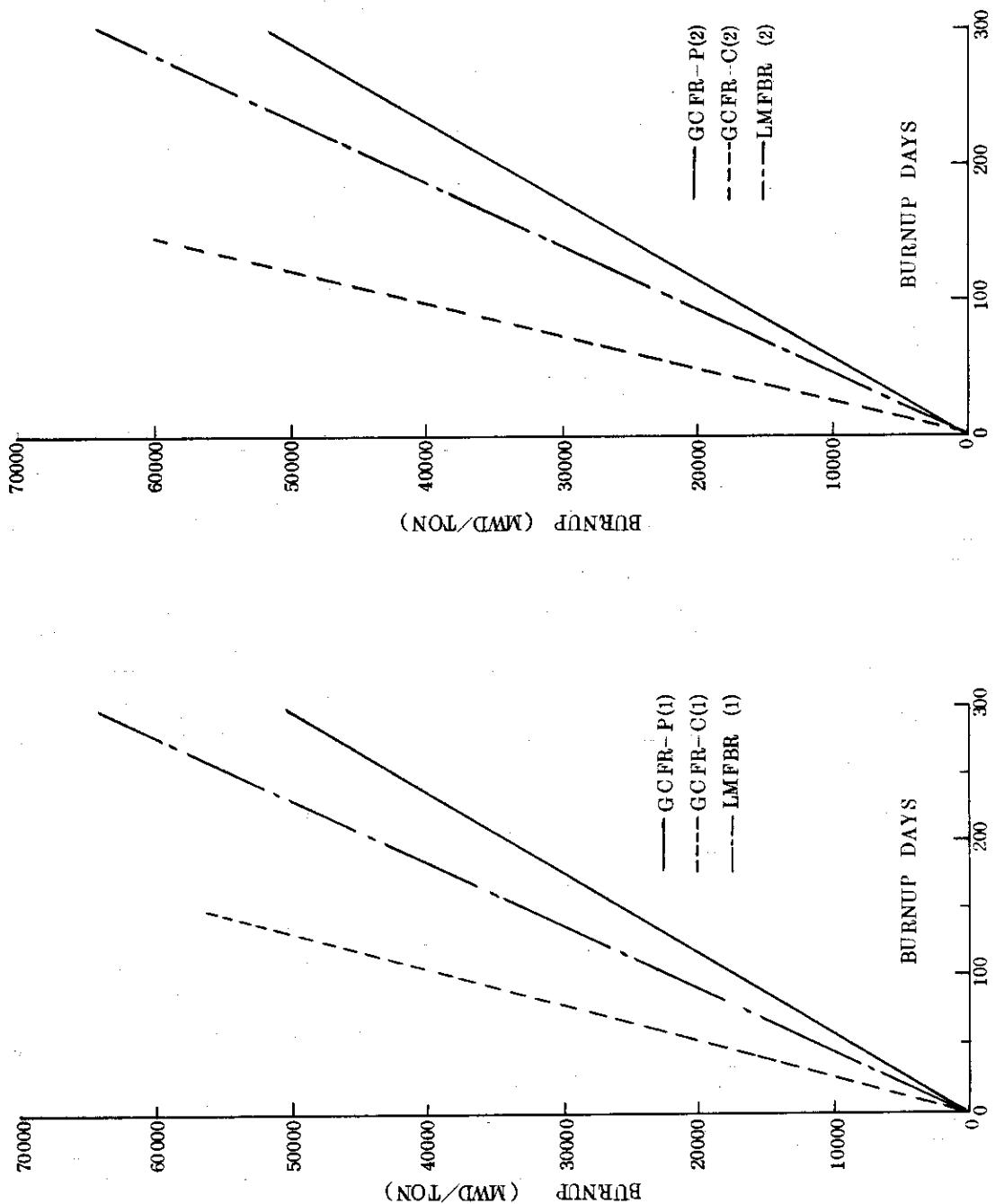


Fig. 13 Maximum burnup attained versus full power days

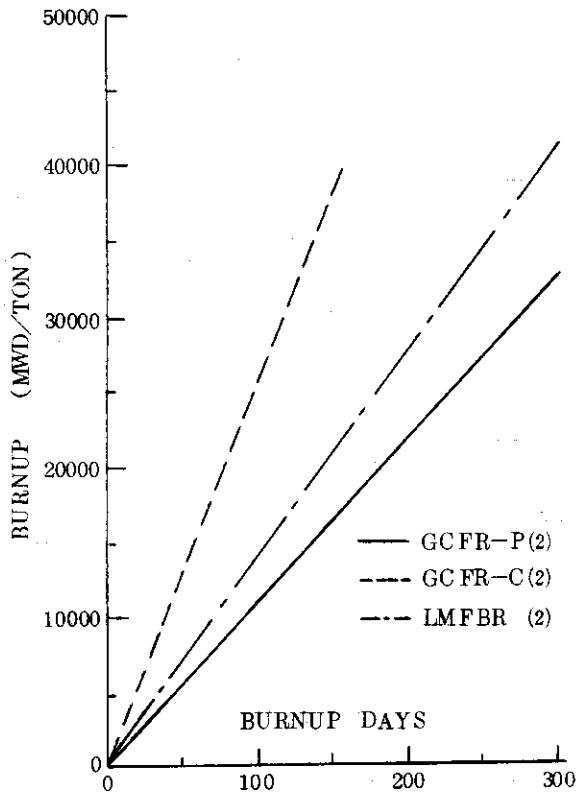
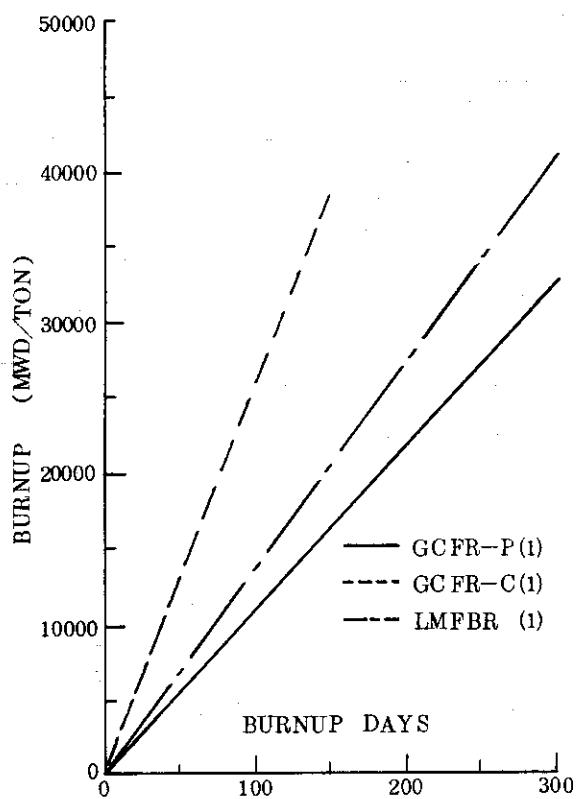


Fig. 14 Average burnup attained in the core versus full power days

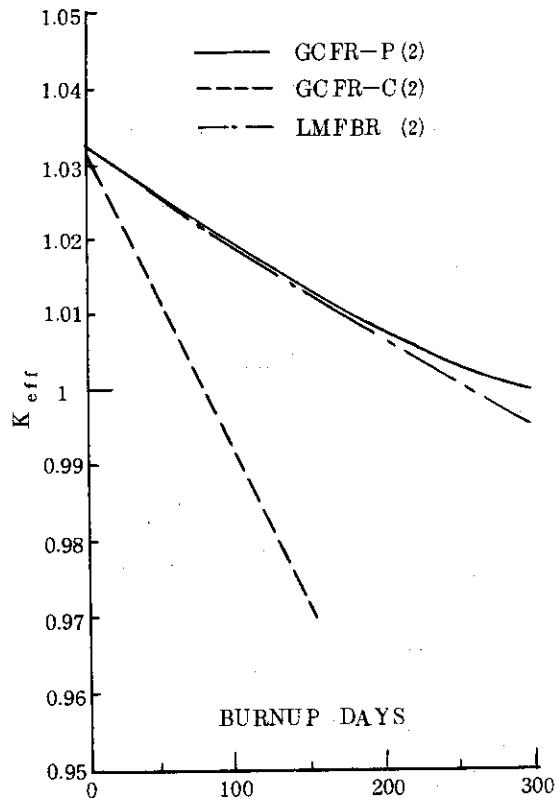
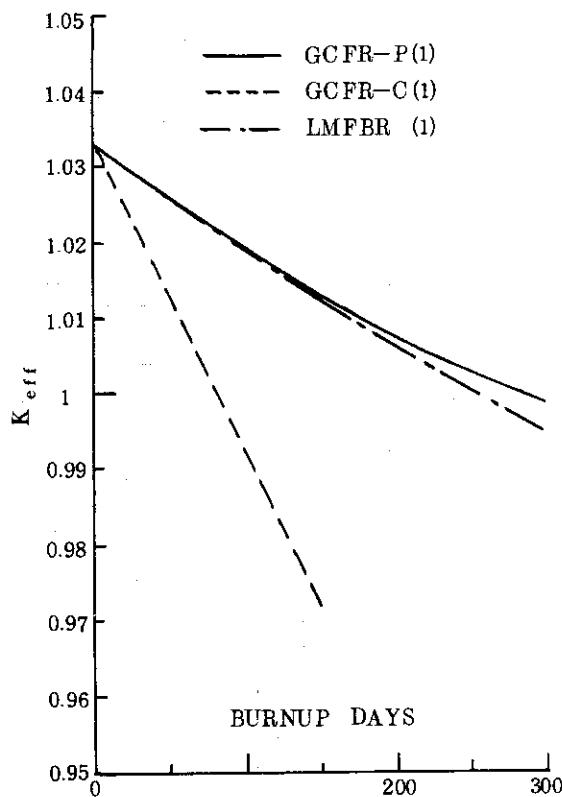


Fig. 15 Variations of effective multiplication factor (K_{eff}) associated with burnup

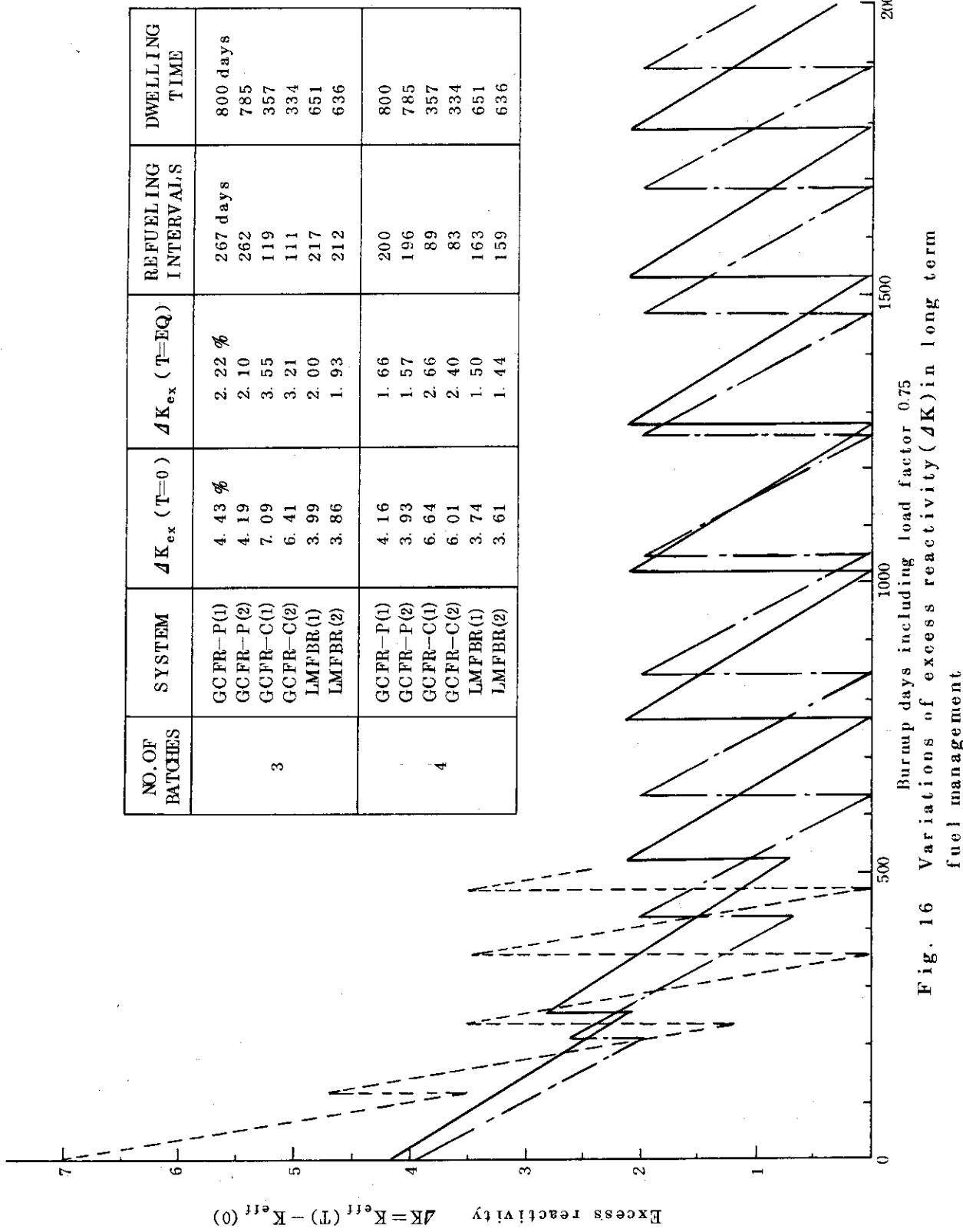


Fig. 16 Variations of excess reactivity (ΔK) in long term fuel management

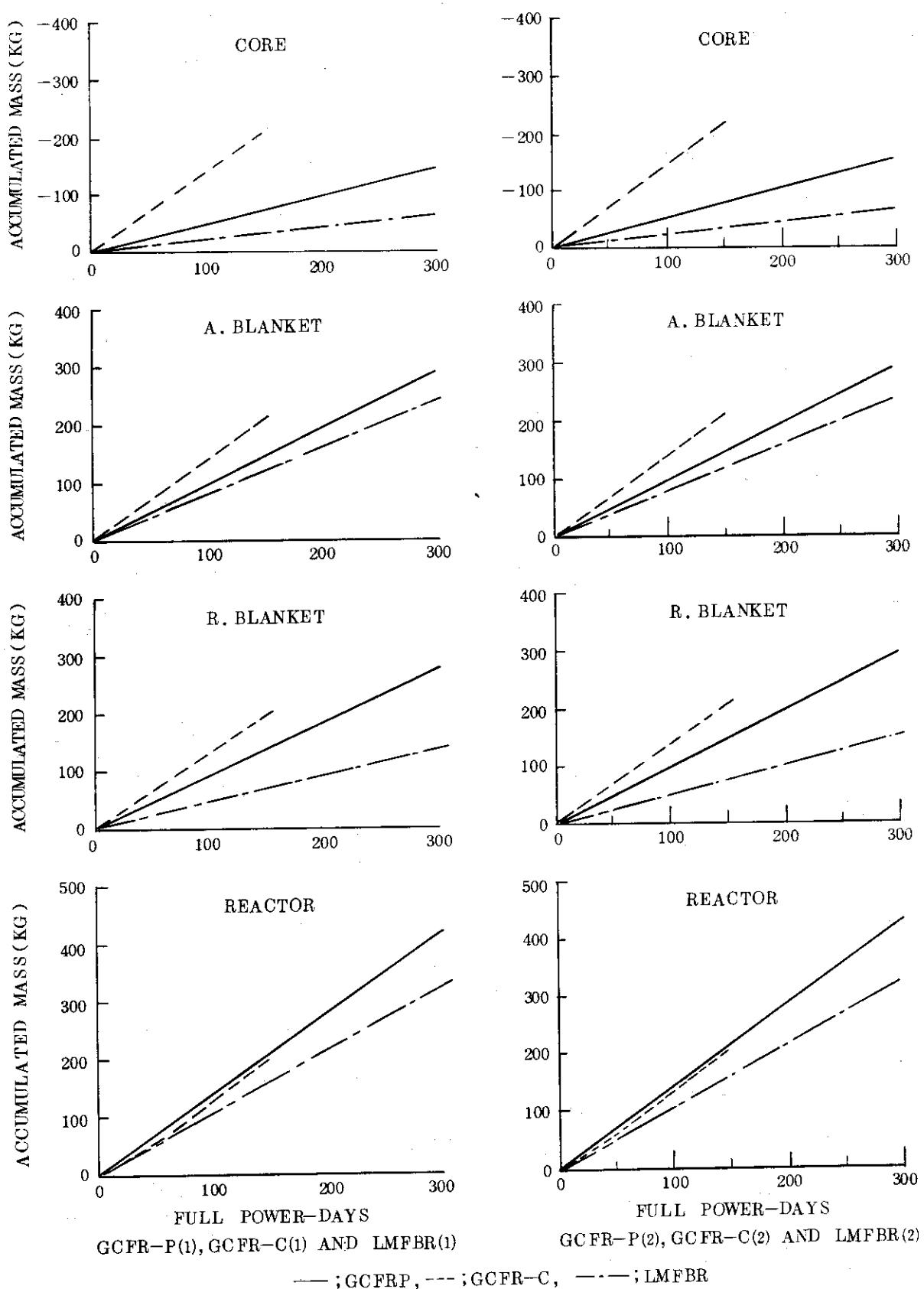


Fig. 17 Accumulated fissile plutonium as a function of burnup

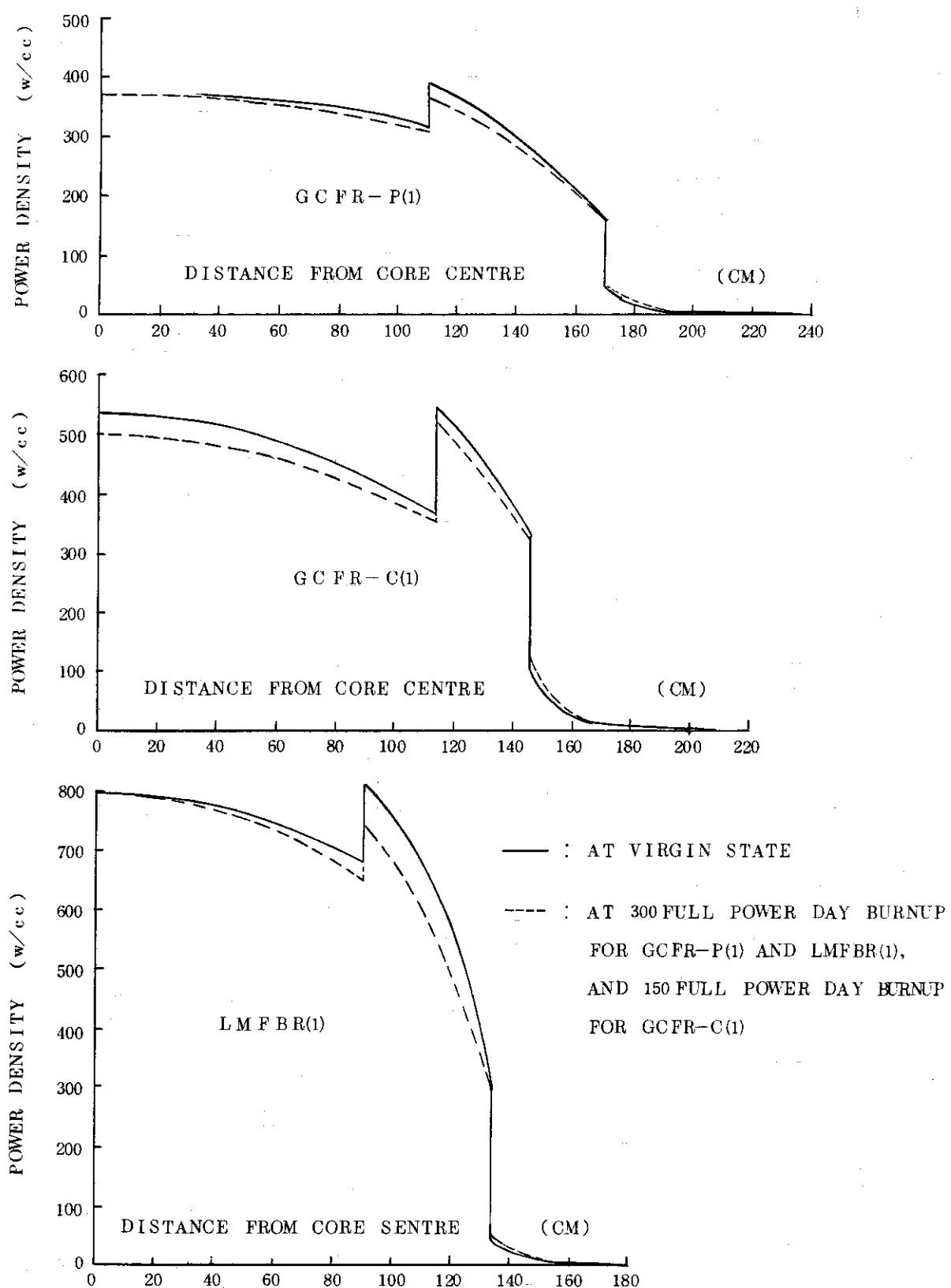


Fig. 18 Changes in radial power distributions due to burnup for GCFR-P(1), GCFR-C(1) and LMFBR(1)

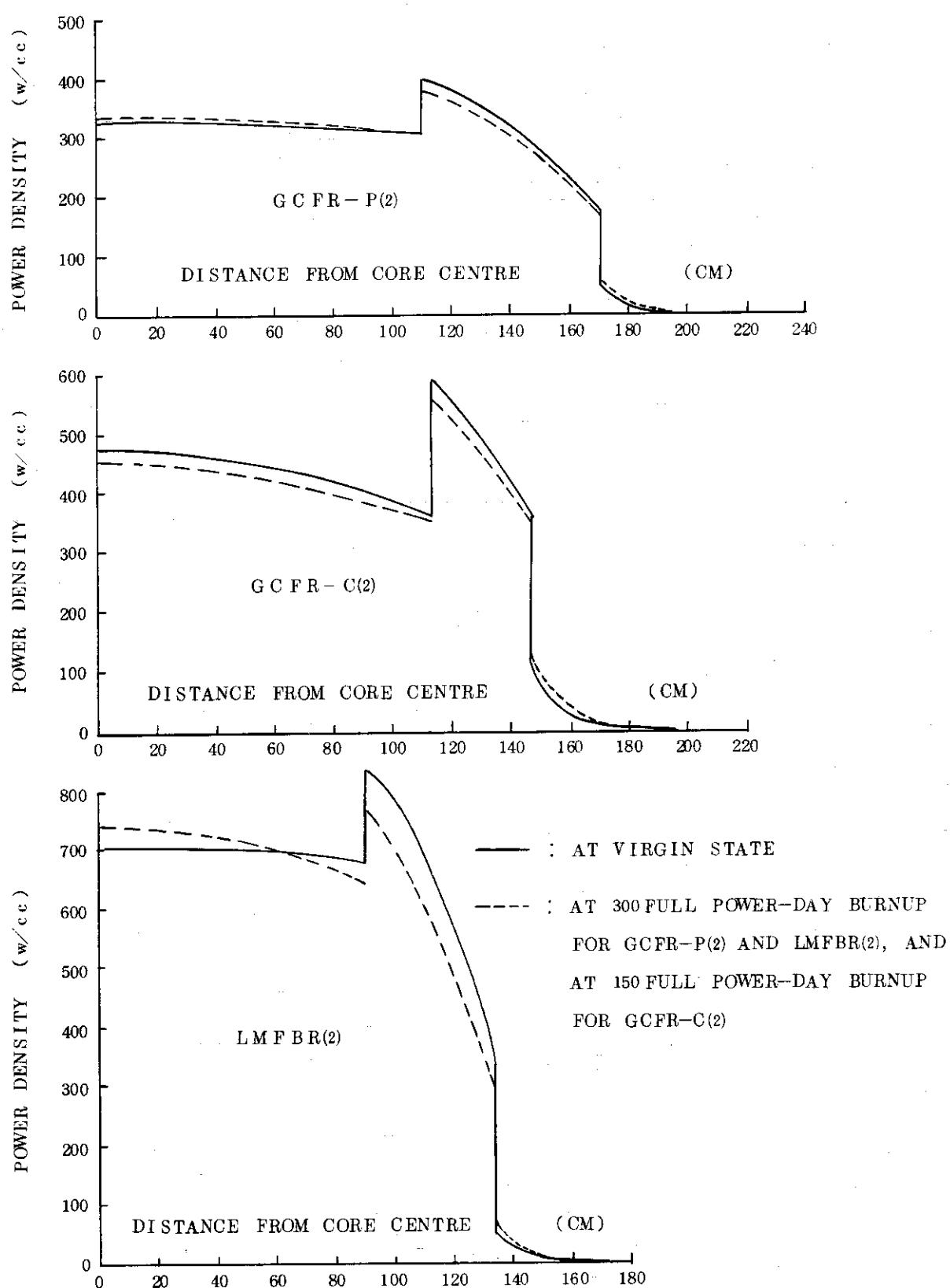


Fig. 19 Changes in radial power density distribution due to burnup for GCFR-P(2), GCFR-C(2) and LMFBR(2)

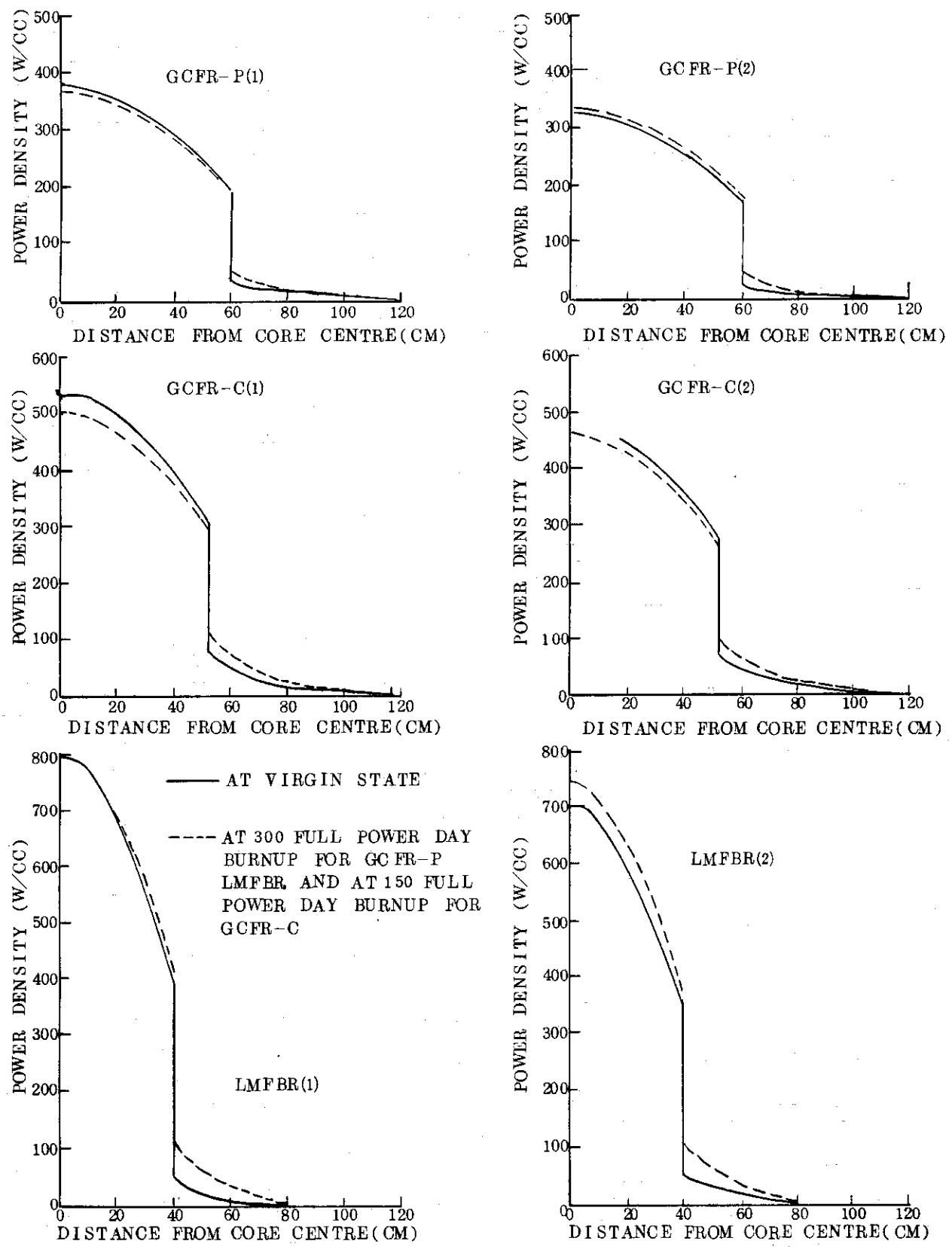


Fig. 20 Changes in axial power density distributions along centre axis due to burnup for GCFR-P, GCFR-C and LMFBR

7. ま と め

ヘリウムを冷却材とするガス冷却高速炉の核的性能評価を、ピン型燃料要素と被覆粒子燃料要素の異なる燃料要素を使用する高速炉(GBR-1とGBR-2)に対して行なった。同時に、ガス冷却高速炉の核的性能をナトリウム冷却高速炉のそれと比較検討した。

(1) 臨界特性

- (a) GCFBRは、ヘリウムの冷却性能がナトリウムと比較して劣るために、LMFBRと比較してその臨界体積は大きくなる。したがって、ピン型GCFBRの臨界質量はLMFBRの約1.5倍となる。被覆粒子燃料GCFBRの臨界質量はLMFBRと同程度であるが、核分裂プルトニウム濃縮度はLMFBRの約1.5倍となる。
- (b) 増殖比は、ピン型GCFBRで1.43とLMFBRの1.38より高いが、被覆粒子燃料GCFBRでは1.35とLMFBRより低くなっている。ここで取上げたLMFBRは高増殖性能を有するものであり、一般的にはPuO₂-UO₂燃料のLMFBRの増殖比は1.25~1.30程度であることに注意すべきである。
- (c) 中性子スペクトルは、平均的にはLMFBRがもっとも軟く、被覆粒子燃料GCFBRがもっとも硬くなる。しかし、核反応の面から見ると、被覆粒子GCFBRでは、高エネルギー領域と低エネルギー領域共に重要となり、高エネルギー領域で支配的となる親核種の核分裂反応、低エネルギー領域で支配的となるその他核種の反応の尺度となる1群断面積は、いずれも被覆粒子燃料GCFBRで最大となる。
- (d) 出力密度は、ピン型GCFBRで炉心平均250W/cm³となり、LMFBRの530W/cm³の半分以下である。この小出力密度はGCFBRの増殖性能(倍増時間)を劣化させる大きな原因となっている。被覆粒子燃料GCFBRのプランケットにおける出力割合が他の高速炉と比較して約2倍であり、この炉のプランケット管理の重要性を示唆している。

(2) 反応度係数

- (a) 冷却材喪失に伴う反応度変化は、GCFR、LMFBR共に正であるが、LMFBRと比較してピン型GCFBRで40%，被覆粒子燃料GCFBRで22%の大きさとなる。したがって、GCFRの冷却材喪失反応度係数を正であっても1ドル以下にすることは容易である。
- (b) 冷却材喪失反応度係数の最大値は、LMFBRは炉心内ポイドの時に達成されるが、GCFBRでは炉心、軸方向プランケット全体のポイド時点で達成される。動特性解析のファイードバック反応度係数のモデル化の場合に注意する必要がある。
- (c) ドップラー係数は、LMFBRで最大となり、ピン型GCFBRで最小となる。被覆粒子燃料GCFBRは、中性子スペクトルとして平均的にもっとも硬いものであるが、低エネルギー領域でのスペクトルの盛上りによって、ドップラー係数はLMFBRと同程度になる。

(3) 燃焼特性

- (a) GCFBRでは、Pu-241の減少割合が大きく、Pu-239の増加の効果を低減している。一方、LMFBRではPu-241の減少割合よりPu-239増加割合が大きくなる。この点から見て、プルトニウム同位元素組成比が高速炉の燃焼特性に大きな影響を与える可能性がある。
- (b) 最大燃焼度を100000MWD/Tとすると、燃料炉内滞在時間は、ピン型GCFBR、被覆粒子燃料GCFBR、LMFBRでそれぞれ800日、350日、630日程度となる。
- (c) 燃焼による反応度損失は、いずれの高速炉も燃焼時間に対して直線的であり、その損失比率はピン型GCFBR、被覆粒子燃料GCFBR、LMFBRでそれぞれ0.0113%ΔK/day、0.0413%ΔK/day、0.0127%ΔK/dayである。
- (d) (b)と(c)より、燃焼補償反応度を一定とすると、ピン型GCFBRは交換バッチ数を少なくし、交換間隔を長くとることが可能となるが、被覆粒子燃料GCFBRは交換バッチ数を極端に多くし、頻繁に燃料交換を行なう必要がある。
- (e) 高速炉の増殖性能の尺度は、倍増時間であるが、ピン型GCFBRは増殖比が高く、燃料炉内滞在時間が長く、共に倍増時間を短縮できる可能性がある。しかし、今回取上げたピン型GCFBRのGBR-1は装荷燃料量(W)が大きく、出力密度(P)が小さく、したがって倍増時間と比例関係にあるW/Pは、他の高速炉の約1.5倍となる。この結果、GCFBRは高増殖性能をもつLMFBRの倍増時間より長くなる結果になった。
- (f) 炉心内出力分布は、燃焼によってLMFBRはその形を大きく変えるが、GCFBRではその形の変化は小さい。
この結果、GCFBRの規格化中性子束分布は燃焼期間を通じて一定であると近似することが可能である。

ガス冷却高速炉研究協会(GBRA)は、その後ピン型GCFBRとしてGBR-4⁽⁸⁾、被覆粒子燃料GCFBRとしてGBR-5⁽⁹⁾の設計を行ない。その結果を報告している。また、米国の高速臨界実験装置ZPR-9では、GAの設計によるガス冷却高速原型炉のモックアップ実験を行ない、その成果を報告している。⁽¹⁰⁾

今後、増殖性能に秀れたガス冷却高速炉の炉心概念を上に述べた成果と比較検討することによって確立すると共に、ガス冷却高速炉の炉物理の最大の特徴である中性子ストリーミングの問題を考慮し、その方法論を実験解析によって検証し、精度よく核的特性を把握する必要がある。

謝 詞

2次元燃焼コードAPOLLOの使用に関して有益な助言をして下さった猪川浩次氏に感謝いたします。

参考文献

- (1) P.Fortescue et al. ; Gas cooling for fast reactors, Third Geneva Conference (1964).
- (2) WASH-1089 An evaluation of gas cooled fast reactor (April 1969).
- (3) European Association for Gas Breeder Reactor ; A design and assessment study of gas cooled breeder reactors (March 1972).
- (4) M.Nozawa et al. ; Reference concepts of the JAERI large fast reactor design studies, ANL-7120 pp 77-85 (Oct. 1965).
- (5) S.Katsuragi et al. ; JAERI fast reactor group constants system Part I-1, JAERI-1199 (1970).
- (6) 猪川浩次 ; APOLLO 高速炉の長期燃焼解析用 2 次元多群拡散・燃焼計算コード, JAERI-M 5886 (1974年10月).
- (7) 柳沢 務 ; 高速動力炉の燃焼特性と燃料マネジメント, JAERI-meme 3822 (公開) (1969年12月).
- (8) J.M.Yellowlees et al. ; The progress of the GBR Association in the design and development of the gas-cooled fast breeder reactor, Proceedings of ANS topical meeting on gas-cooled reactors : HTGR and GCFBR, CONF-740501 (May 1974).
- (9) GBRA ; Design requirements for the GBR-5 coated particle fuelled reactor, internal memo GBRA N/163 (Nov. 1974).
- (10) R.A.Moore ; A critical experiment program for the 300-MWe) gas-cooled fast breeder reactor, GA-A 12780 (Oct. 1973).