

JAERI-M

7763

HTGRへの²³³U供給を目的とした
Th-ブランケット・LMFBRの検討

1978年7月

吉田弘幸・太田文夫*

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、お申しこしてください。

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.

HTGR への ^{233}U 供給を目的とした Th-ブランケット・LMFBR の検討

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・太田文夫*

(1978年6月26日受理)

高速炉と高温ガス炉との共存エネルギー・システムは、燃料自給できる有望なシステムであると考えられる。本システムは、電力を生産すると共に高温プロセス・ヒートも生産する可能性がある。このエネルギー・システムに LMFBR を投入すれば、充分な Pu を生産し、LMFBR 自身の燃料を供給すると共に、Th- ^{233}U 燃料を用いた HTGR に要する ^{233}U を生産できる可能性が高い。

本研究は、核計算および燃料サイクル解析によって、Pu と ^{233}U について良好な増殖性能を有し、本エネルギー・システムの稼動を可能にする Th-ブランケット・高速炉を見出すことにある。本研究において、3種類の 1000 MWe LMFBR を考慮した。すなわち conventional two-zoned core LMFBR, axial parfait heterogeneous core LMFBR, radial parfait heterogeneous core LMFBR である。しかし、もともとのこれらの LMFBR の UO_2 -ブランケットのある部分は、 ^{233}U 生産の目的に応じて、 ThO_2 -ブランケットで置換している。

本研究の結果、増殖性能、Na-ボイド係数のような安全特性、経済性の観点から、axial parfait heterogeneous core LMFBR が、共存エネルギー・システムに投入される LMFBR として適しているとの結論を得た。

*) 外来研究員；日本情報サービス（株）

Investigation of LMFBRs with Th Blanket for
Supply of U-233 to HTGR

Hiroyuki YOSHIDA and Fumio OHTA*

Division of Power Reactor Projects, JAERI

(Received June 26, 1978)

A symbiotic energy system between fast breeder reactor and high temperature gas-cooled thermal reactor appears to be promising as an energy system self-sufficient in fuel to produce both electricity and high temperature process heat. In the system, LMFBR supplies sufficient quantity of Pu to keep itself going and also produces U-233 for Th-²³³U HTGR.

In the investigation to find out such LMFBR with Th blanket having good Pu/U-233 breeding to keep the system in operation through neutronic and fuel cycle analyses, three types of 1000MWe LMFBR were examined: conventional two-zoned core LMFBR, axial parfait heterogeneous core LMFBR, and radial parfait heterogeneous core LMFBR. In each type, the UO₂-blanket is partly replaced by ThO₂-blanket to produce U-233.

Results indicate the axial parfait heterogeneous core LMFBR is appropriate for the symbiotic energy system in breeding performance, safety performance (sodium void coefficient etc.) and economy.

Keywords : LMFBR, Thorium Blanket, Symbiotic Energy System, Breeding, Na-void Coefficient, Doppler Coefficient, Fuel Cycle Cost, Heterogeneous Core

*) Visiting scientist from Japan Information Service Co., Tokyo

目 次

1. 序 論	1
2. HTGR-FBR 共存エネルギー・システム	2
2.1 共存エネルギー・システムの意義	2
2.2 FBRとHTGRの投入割合	3
2.3 HTGRの転換性能とFBRの増殖性能	5
3. 原子炉モデル	6
3.1 HTGRのモデル	6
3.2 FBRのモデル	6
4. 計算方法	7
4.1 ^{233}U -Th, Pu-Uサイクルの燃焼チェーン	77
4.2 核断面積データ	10
4.3 核特性計算法	11
5. 結果と検討	12
5.1 平衡状態について	12
5.2 核的特性の比較検討	12
5.3 燃料自給可能性の検討	17
5.4 安全性パラメーターの検討	18
5.5 経済性の検討	19
6. ThとUブランケットの核特性の相違	20
7. 結 論	21
参考文献	22

Contents

1. Introduction	1
2. Symbiotic energy system between HTGRs and FBRs	2
2.1 Meaning of symbiotic energy system	2
2.2 Installed rates of FBR and HTGR	3
2.3 Conversion performance of HTGR and breeding performance of FBR	5
3. Reactor models	6
3.1 HTGR	6
3.2 LMFBR	6
4. Calculation methods	7
4.1 Burnup chain models of ^{233}U -Th and Pu-U cycles	7
4.2 Neutron cross-section data	10
4.3 Neutronic calculation methods	11
5. Results and discussions	12
5.1 On equilibrium state	12
5.2 Nuclear characteristics	12
5.3 Fuel sufficiency	17
5.4 Safety related physics parameters	18
5.5 Economy	19
6. Comparison of nuclear characteristics of LMFBRs with ThO_2 and UO_2 blankets	20
7. Concluding remarks	21
References	22

1. 序 論

高速増殖炉にThを利用する考え方は、Uと共に核燃料資源利用の多様化の面で古くから検討されてきたが、それに加えて、潜在的核不拡散の性質を有する物質として、国際核燃料サイクル評価計画 (International Fuel Cycle Evaluation Program) のもとに国際的な評価の対象となっている。

核不拡散の可能性を検討するU-Th サイクル高速炉は、一般的に云って、Pu, U, Th からなる Denatured 燃料を炉心に、U, Th をブランケットに、それぞれ装荷したPu-U, U-Th の2つの燃料サイクルを有する形式になると考えられる。このことは、高速増殖炉の増殖性能の観点からもっとも有効であるPu-Uサイクルと核不拡散の観点から有効であると考えられるU-Th サイクルを、適切に共有させる考え方に基くものである。

一方、高速炉自身の核不拡散問題には直接関係しないが、熱中性子炉でもっとも有効である ^{233}U を供給することを目的とするTh利用高速炉の考え方がある。特に ^{233}U は高温ガス炉において有効であり、しかも高温ガス炉は冷却材原子炉出口温度を高くすることによって核熱エネルギーを発電、水素製造、プロセスヒート熱源として多目的利用する可能性を有している。このような多目的利用高温ガス炉の需要は、将来高速炉による電力供給が定常的になった後でも、多くなると予想される。この意味で、高温ガス炉に要する ^{233}U を供給し、しかも自身の燃料も自給する。高温ガス炉-高速炉の共存エネルギー・システム (Symbiotic Energy System) におけるTh利用高速炉の考え方が種々の機関で検討されている。⁽¹⁾ ⁽²⁾このエネルギー・システムにおける高速炉は、ブランケットの1部はU-Th サイクル、炉心と残りのブランケットはPu-U サイクルによって構成されるという考え方である。この高速炉は、共存エネルギー・システムが燃料自給システムでもあるような性能を有することが必要条件となる。

本論文は、共存エネルギー・システムに適用できるTh利用高速炉の性能について検討した結果を中心として、まとめたものである。

共存エネルギー・システムを対象としたTh利用高速炉は、ブランケットを炉心内部に配置した2種類の非均質炉心のLMFBR (Heterogeneous core concept) と通常の2領域炉心のLMFBR (Homogeneous core concept) であり、いずれも1000MWe規模のLMFBRである。2種類の非均質炉心LMFBRは、Radial parfait LMFBR, Axial parfait LMFBRであり、前者は径方向ブランケットを炉心内に配列し、後者は軸方向でブランケットを炉心中心に配置したものである。

本研究の目的は、これらのLMFBR概念を、燃料自給性、燃料サイクルコスト、固有の安全性の指標となるNa-ボイドおよびドップラー反応度効果の観点から検討し、共存エネルギー・システムに適したLMFBRの炉心概念を明確にすることである。

本研究は、核設計計算に基くものであり、熱および構造設計についての検討は行っていない。使用した断面積データは、Pu, U, Thの共通したdata basisを有することで、ENDF/B-IIIに基くものとした。基準となる26群断面積セットは、ABBN, JAERI-Fast断面積セッ

トと同一エネルギー群構造を有し、断面積データ処理コード ETOA⁽³⁾ によって作成した。高速炉の性能評価は、2次元円筒形原子炉モデルに対する燃焼計算コード APOLLO⁽⁴⁾ による燃焼特性解析に基くものである。ドップラー効果、Na 冷却材喪失反応度効果の安全性に関する反応度効果の解析にも上述 APOLLO コードを使用している。

本論文の構成と概要は以下の通りである。第2章では、高温ガス炉—高速炉の共存エネルギー・システムの意義と高速炉の有すべき性能について概観する。第3章では、共存エネルギー・システムを構成する HTGR のモデルと8種類の検討を加える LMFBR のモデルについて記述している。第4章では、燃焼核種の生成消滅のモデル、 ^{239}Pu と ^{233}U 、 ^{238}U と ^{232}Th の核断面積の相違および核特性計算の方法についてまとめて記述している。第5章では、8種類の LMFBR モデルについて、共存エネルギー・システムをうまく稼働させるための重要な条件である燃料自給可能性を検討すると共に、一般的核特性、安全性 (Na-ボイド係数、ドップラー係数)、燃料サイクル費についての検討結果についても記述している。第6章では、 UO_2 の代わりに ThO_2 とブランケットに使用することによる核特性に与える効果を示している。

2. HTGR—FBR共存エネルギー・システム

2.1 共存エネルギー・システムの意義

高温ガス炉の冷却材の He の原子炉出口温度は、現在の間接サイクル HTGR (HTGR—ST) でも、他の原子炉型と比較して非常に高く、蒸気発生器で得られる蒸気圧力、蒸気温度ともに新鋭火力発電炉なみであることから、発電効率は 40% 以上得られる。この発電効率は、ガスタービンと直結した HTGR—GT, HTGR—GT binary cycle の開発によって 50% 以上に上げることが可能となる。したがって、HTGR は発電炉として有望な原子炉型の 1 つであると考えられることができる。一方、HTGR の特徴である高温に着目した場合、核熱のより高温化を達成することによって、石炭のガス化、水素の製造、直接還元製鉄などと、広範囲な熱利用産業への熱の供給源として HTGR の利用を考えることが可能である。この考え方は、超高温ガス炉 (VHTR) の開発へと導き、世界の各国がその開発に着手している。VHTR が実現すれば、核熱エネルギーを発電に供することは勿論、ガス製造、プロセスヒート熱源として多目的利用することが可能となる。

世界のエネルギー利用の現状を考えると、電力利用は 30 ~ 40% である。したがって、将来、高速炉による電力供給が定常的になった後々でも、熱源としての多目的利 VHTR の需要は増加するものと予測できる。

しかし、VHTR を含む HTGR では、U-233 を燃料として利用することがもっとも有効であること、転換比を 1 以上にすることは困難であり、かなり多量の核燃料を毎年消費すること、等を考慮しなければならない。VHTR を半永久的に、エネルギー供給システムに投入可能にするには、VHTR に要する U-233 を何らかの方法によって供給することが必要条件になる。

高速炉は、高い増殖性能を有しているので、U-233 生産炉として有望な原子炉型である。高

トと同一エネルギー群構造を有し、断面積データ処理コードETOA⁽³⁾によって作成した。高速炉の性能評価は、2次元円筒形原子炉モデルに対する燃焼計算コードAPOLLO⁽⁴⁾による燃焼特性解析に基くものである。ドップラー効果、Na冷却材喪失反応度効果の安全性に関する反応度効果の解析にも上述APOLLOコードを使用している。

本論文の構成と概要は以下の通りである。第2章では、高温ガス炉—高速炉の共存エネルギー・システムの意義と高速炉の有すべき性能について概観する。第3章では、共存エネルギー・システムを構成するHTGRのモデルと8種類の検討を加えるLMFBRのモデルについて記述している。第4章では、燃焼核種の生成消滅のモデル、 ^{239}Pu と ^{233}U 、 ^{238}U と ^{232}Th の核断面積の相違および核特性計算の方法についてまとめて記述している。第5章では、8種類のLMFBRモデルについて、共存エネルギー・システムをうまく稼働させるための重要な条件である燃料自給可能性を検討すると共に、一般的核特性、安全性（Na—ボイド係数、ドップラー係数）、燃料サイクル費についての検討結果についても記述している。第6章では、 UO_2 の代わりに ThO_2 とブランケットに使用することによる核特性に与える効果を示している。

2. HTGR—FBR共存エネルギー・システム

2.1 共存エネルギー・システムの意義

高温ガス炉の冷却材のHeの原子炉出口温度は、現在の間接サイクルHTGR（HTGR—ST）でも、他の原子炉型と比較して非常に高く、蒸気発生器で得られる蒸気圧力、蒸気温度ともに新鋭火力発電炉なみであることから、発電効率は40%以上得られる。この発電効率は、ガスタービンと直結したHTGR—GT、HTGR—GT binary cycleの開発によって50%以上に上げることが可能となる。したがって、HTGRは発電炉として有望な原子炉型の1つであると考えられることができる。一方、HTGRの特徴である高温に着目した場合、核熱のより高温化を達成することによって、石炭のガス化、水素の製造、直接還元製鉄などと、広範囲な熱利用産業への熱の供給源としてHTGRの利用を考えることが可能である。この考え方は、超高温ガス炉（VHTR）の開発へと導き、世界の各国がその開発に着手している。VHTRが実現すれば、核熱エネルギーを発電に供することは勿論、ガス製造、プロセスヒート熱源として多目的利用することが可能となる。

世界のエネルギー利用の現状を考えると、電力利用は30～40%である。したがって、将来、高速炉による電力供給が定常的になった後々でも、熱源としての多目的利VHTRの需要は増加するものと予測できる。

しかし、VHTRを含むHTGRでは、U—233を燃料として利用することがもっとも有効であること、転換比を1以上にするには困難であり、かなり多量の核燃料を毎年消費すること、等を考慮しなければならない。VHTRを半永久的に、エネルギー供給システムに投入可能にするには、VHTRに要するU—233を何らかの方法によって供給することが必要条件になる。

高速炉は、高い増殖性能を有しているので、U—233生産炉として有望な原子炉型である。高

速炉では、Pu を燃料として使用することがもっとも有効であるので、U-233 生産を目的とする高速炉でも、Pu を炉心燃料とすることになる。この高速炉は、ブランケットの 1 部に Th を装荷し、HTGR の運転に要する U-233 を供給し、残りのブランケットに U を装荷し、炉心で消費する Pu を供給できる機構を取ることになる。

電力および熱エネルギー生産高温ガス炉と、電力を生産しかつ上に述べた機能を有する高速炉とからなるエネルギー・システムは、燃料自給システムでもある。この HTGR-FBR 共存エネルギー・システム (Symbiotic energy system) は、将来のエネルギー・システムとして、U および Th の燃料の多様化と有効利用、HTGR の熱源としての利用による化石燃料の節約、核不拡散問題の軽減の面から、検討に価するシステムであると考えられる。

2.2 FBR と HTGR の投入割合

共存エネルギー・システムの燃料サイクルの概念図を Fig. 1 に示した。本図は、1 基の FBR と数基の HTGR からなる単位システムと考えることができる。単位システムの HTGR の基数は、エネルギー需要の動向に依存して決められることになるが、基本的には、HTGR の転換性能と FBR の増殖性能、システムの燃料自給の考え方によって一義的に決るものである。燃料自給の考え方には、(1) 単位システムで閉じた燃料自給、(2) 単位システムの成長増加を考慮した複数単位システムの燃料自給、がある。(1)では、FBR の性能として、U-Pu サイクルの実効的増殖比は 1、U-Th サイクルでは HTGR の消費する U-233 と等量の U-233 を生産することが要請される。すなわち Fig. 1 を単位システムと見る時、図中の余剰 Pu、U-233 を共に 0 であると考えればよい。(2)では、単位システムの余剰 Pu、U-233 を利用し、次の単位システムを建設すると云う場合の、単位システムの成長増加に基く複数の単位システムにおける燃料自給性を取扱うことになる。

P. Fortescue は、転換炉-増殖炉の共存システムにおける転換炉と増殖炉の可能な投入割合を、両原子炉型の転換比と増殖比を用いて、記述する方法を提示している。⁽¹⁾この研究は、FBR の性能を検討する上で有益であるのでここに略説する。転換炉を HTGR、増殖炉を FBR として、まとめると以下の通りになる。

(1) 単位システムの燃料自給

FBR の Pu-U サイクルの増殖比は 1 とし、全増殖比 C_B の $C_B - 1$ に相当する U-233 生産量が HTGR での U-233 消費量をまかなうものとする。この時の FBR と HTGR の熱出力の比 $Q (=P/P_B)$ は、

$$Q = \frac{(C_B - 1)(1 + \alpha_B)}{(1 + \alpha)(1 - C) \cdot f} \quad (1)$$

となる。仮に、FBR も HTGR も、1 基当りの発電容量、発電効率共に同じであるとすれば、 Q はシステムでの FBR 1 基に対する HTGR の投入基数を表わすことになる。 C_B 、 C はそれぞれ FBR と HTGR の増殖比と転換比であり、 α_B と α は、FBR と HTGR の核分裂反応率に対する中性子捕獲反応率の比である。 f は、HTGR の熱中性子核分裂反応率に対する全核分裂反応

率の比である。実際的には $(1+\alpha_B) / (1+\alpha) \cdot f \approx 1$ と近似できるので、(1)式は、近似的に FBR の増殖比と HTGR の転換比のみで、(2)式のように書くことができる。

$$Q = \frac{C_B - 1}{1 - C} \quad (2)$$

(2) 複数の単位システムの燃料自給

システムの成長増設を考慮した燃料自給を考えるときに、2つの考え方がある。

その1つの考え方は、FBR 自身の増設に要する Pu はシステム外の LWR 等で充足し、HTGR の増設に要する Pu はシステム内の FBR で充足させるということである。この場合は、FBR が全エネルギー・システムに投入されてまだ比較的日の浅い時期に相当すると考えることができる。この場合、FBR の Pu-U サイクルの増殖比は1であり、U-Th サイクルでの U-233 生産量は単位システムの HTGR の消費量をまかない、かつシステムの年間成長率 $G_A^{(1)}$ と見合う HTGR の増設に要する U-233 も充足することが FBR の性能として必須条件となる。P. Fortescue によれば、この時の単位システムにおける FBR に対する HTGR の熱出力の比 $Q^{(1)}$ とシステム成長率 $G_A^{(1)}$ の関係は、

$$G_A^{(1)} = \frac{0.383 RL}{(1+Z) Q^{(1)}} \left\{ (C_B - 1) - \frac{(1-C)(1+\alpha)f Q^{(1)}}{(1+\alpha_B)} \right\} \quad (3)$$

で近似的に表わすことができる。R は HTGR の MWt/Kg-fissile 単位の出力比、L は稼働率、Z は炉内に対する炉外核分裂物質インベントリーの比である。

次に、システムの増設に伴う HTGR および FBR に要する燃料をすべてシステム自身で充足させる考え方がある。この場合は、HTGR - FBR が全エネルギー・システムでかなりの部分を占めるようになった時期に相当すると考えることができる。この時のシステムに投入される FBR は、単位システム内の FBR と HTGR に要する Pu と U-233 を充足し、かつ年間成長率 $G_A^{(2)}$ と見合う FBR と HTGR の増設に要する燃料を充足させる性能を持つことが必須条件となる。システムの年間成長率 $G_A^{(2)}$ は、システムの FBR に対する HTGR の熱出力の比 $Q^{(2)}$ を用いて、次式のように近似的に表わすことができる。

$$G_A^{(2)} = \frac{0.383 R_B L}{(1+Z)(1+Q^{(2)}R_B/R)} \left\{ (C_B - 1) - \frac{(1-C)(1+\alpha_B)f Q^{(2)}}{(1+\alpha)} \right\} \quad (4)$$

ここで、 R_B は FBR の MWt/Kg-fissile 単位の出力比である。他の記号は(1)~(3)式の場合と同じである。

Fig. 2 ~ Fig. 4 には、燃料自給の考え方を(2)~(4)式にしたがって、システム内の FBR に対する HTGR の投入割合を示したものである。

2.3 HTGRの転換性能とFBRの増殖性能

共存エネルギー・システムにおけるFBRとHTGRの投入割合は(1)~(4)式で明らかであるが、両原子炉型の転換比と増殖比に主に依存している。

HTGRの転換比は、現在稼働中のFt. St Vrain炉で0.60であり、この拡張による1000 MWe級HTGRも同程度であると考えられる。低転換比はFig. 5でわかるように、主に経済性を考慮して決められたものである。しかし、同じFig. 5から、転換比を0.85程度まで上げるには、あまり経済性を犠牲にしなくても達成されそうであるということも明らかである。Ft. St. Vrain炉はU-235を燃料とするものであるが、転換比をあげるためには、(1) U-235の代わりにU-233を燃料とする。(2) Th装荷量の増大(Th/Cの減少)、(3) 出力密度の減少、(4) 燃料交換の頻度の増大(半年交換)、(5) 燃料炉内滞在期間の短縮等の方法が考えられる。この内、最も転換比を上げることに對して効果のある方法は、燃料をU-233とし、Th/Cを低く、出力密度を低くすることであると云われている。Thの装荷量を多くし、出力密度を低くすることは、燃料温度を低く、燃焼度を下げ、炉心の圧力損失を下げる等のことから、HTGRの炉心性の点から見ても、好ましい改良となる。この点では、多目的高温ガス炉にとっても好ましい特性である。Fig. 6は転換比に對する核分裂性物質インベントリおよび年間核分裂性物質消費量の関係を示したものである。転換比を上げれば、核分裂性物質インベントリは急激に上昇するが、年間核分裂性物質の消費量は、転換比に對して直線的に減少している。

高速炉には、Naを冷却材とするNa冷却高速炉(LMFBR)と主にHeを冷却材とするガス冷却高速炉(GCFR)がある。日本を含めた世界の高速炉開発の中心は前者に對するものであるが、GCFRの開発も着々と進行している。高速炉の燃料は、両高速炉型ともにPuO₂-UO₂であるが、将来には炭化物、窒化物も考えられている。炭化物、窒化物燃料は、酸化物燃料と比較して、かなり高い増殖性能を達成する可能性があるが、本論文では、酸化物燃料についてのみ考慮することにした。

酸化物燃料に基くLMFBRでは、安全性、経済性の見地から、その増殖性能は低く、初期導入のLMFBRの増殖比は1.20、高増殖性LMFBRでも1.25であると考えられてきた。近年、増殖性能の向上とNaボイド反応度の低減の観点から、炉心内部にブランケットを配列する非均質炉心の概念をLMFBRに適用する研究が盛んになり、今後の改良型LMFBRの研究は、この非均質炉心に向けられそうな動向である。この考え方は、Mougniot⁽⁵⁾らによって、LMFBRの増殖性能を向上させることを目的として、提言されたものであるが、その後HCDA(Hypothetical Core Disruptive Accident)に對するNa-ボイド反応度の大きさが再びLMFBRの安全性で重要な因子であると考えられるようになり、非均質炉心は、Na-ボイド反応度を低減する概念でもあるとして、世界の注目をあびることになった。この非均質炉心の増殖比は、普通の均質炉心LMFBRと比較して、10%程度高くすることができると云われている。

高速炉のもう1つの概念であるGCFRは、炉心にかぎると冷却材の相違を除けば、LMFBR

とほぼ同じであると考えられる。LMFBRとGCFRの共通点、相違、利害得失の比較については種々の論文で論じられている。GCFRでは、Heを冷却材としていることから、減速、寄生吸収が小さく、炉心の中性子スペクトルが硬いこと、加えてブランケットへの中性子漏洩率が高いこともあって、この炉の増殖比は1.3~1.6と、LMFBRと比較して、非常に高くなっている。加えて、LMFBRのような冷却材喪失による反応度の問題もGCFRには存在しないので、非均質炉心のような複雑な概念を導入する必要もない。

3. 原子炉モデル

高速炉—高温ガス炉からなる共存エネルギー・システムに投入される高速炉は、高速炉自身の燃料を自給し、加えてシステム内の高温ガス炉が消費するU-233を供給できる性能を有することが要求される。

本論文では、1基のLMFBRと1基のHTGRからなるエネルギー・システムに対して、2.2で述べた単位システムの燃料自給性を検討することによって、効率のよいLMFBRの概念を明確にする。

本章では、目安となる高温ガス炉の性能を示し、高速炉の概念とモデル化について述べる。

3.1 HTGRのモデル

発電用高温ガス炉、多目的利用高温ガス炉、共に現在までの設計では、最善の転換率を与えるようにはなっていない。しかし、比較的高い転換比は、経済性を大きく犠牲にすることなく、しかも炉特性に好影響を与えることで達成できることを前章において見てきた。発電用、多目的利用高温ガス炉は、炉特性上大きな相違はないものと仮定し、共存エネルギー・システムに投入する高温ガス炉のモデルとして、比較的高い転換比0.85を有する高温ガス炉を選んだ。

高温ガス炉モデルの主要なパラメータをTable 1に示した。本モデルの年間U233消費率は135kg/yrである。

3.2 FBRのモデル

上記高温ガス炉1基にU-233を供給するLMFBRの概念を検討するために、3つの基本的なLMFBRの概念を選んだ。それらは、(1) 通常の均質炉心 (Homogeneous core concept), (2) 径方向非均質炉心 (Radial parfait heterogeneous core concept), (3) 軸方向非均質炉心 (Axial parfait heterogeneous core concept), である。(2), (3)以外にも多くの非均質炉心の概念が提案されている。例えば、Westing house社のModular core concept, 広く検討されてきたSingle annular core concept, 英国および西独から新しく提案されているSalt and pepper core conceptがそれである。

非均質炉心の概念は、当初PuO₂-UO₂を用いたLMFBRの増殖性能を向上させることを目

とほぼ同じであると考えられる。LMFBRとGCFRの共通点、相違、利害得失の比較については種々の論文で論じられている。GCFRでは、Heを冷却材としていることから、減速、寄生吸収が小さく、炉心の中性子スペクトルが硬いこと、加えてブランケットへの中性子漏洩率が高いこともあって、この炉の増殖比は1.3~1.6と、LMFBRと比較して、非常に高くなっている。加えて、LMFBRのような冷却材喪失による反応度の問題もGCFRには存在しないので、非均質炉心のような複雑な概念を導入する必要もない。

3. 原子炉モデル

高速炉—高温ガス炉からなる共存エネルギー・システムに投入される高速炉は、高速炉自身の燃料を自給し、加えてシステム内の高温ガス炉が消費するU-233を供給できる性能を有することが要求される。

本論文では、1基のLMFBRと1基のHTGRからなるエネルギー・システムに対して、2.2で述べた単位システムの燃料自給性を検討することによって、効率のよいLMFBRの概念を明確にする。

本章では、目安となる高温ガス炉の性能を示し、高速炉の概念とモデル化について述べる。

3.1 HTGRのモデル

発電用高温ガス炉、多目的利用高温ガス炉、共に現在までの設計では、最善の転換率を与えるようにはなっていない。しかし、比較的高い転換比は、経済性を大きく犠牲にすることなく、しかも炉特性に好影響を与えることで達成できることを前章において見てきた。発電用、多目的利用高温ガス炉は、炉特性上大きな相違はないものと仮定し、共存エネルギー・システムに投入する高温ガス炉のモデルとして、比較的高い転換比0.85を有する高温ガス炉を選んだ。

高温ガス炉モデルの主要なパラメータをTable 1に示した。本モデルの年間U233消費率は135kg/yrである。

3.2 FBRのモデル

上記高温ガス炉1基にU-233を供給するLMFBRの概念を検討するために、3つの基本的なLMFBRの概念を選んだ。それらは、(1) 通常の均質炉心 (Homogeneous core concept), (2) 径方向非均質炉心 (Radial parfait heterogeneous core concept), (3) 軸方向非均質炉心 (Axial parfait heterogeneous core concept), である。(2), (3)以外にも多くの非均質炉心の概念が提案されている。例えば、Westing house社のModular core concept, 広く検討されてきたSingle annular core concept, 英国および西独から新しく提案されているSalt and pepper core conceptがそれである。

非均質炉心の概念は、当初PuO₂-UO₂を用いたLMFBRの増殖性能を向上させることを目

的として提案されたものであるが、近年LMFBRのNaボイド反応度効果を著しく低減することから、世界の注目を集めるようになった。

(2)のRadial parfait conceptはRef. (5)の考えに基くものであり、(3)のAxial parfait conceptは、G. A. Ducatらによって提案された考えに基くものである。⁽⁶⁾

Homogeneous conceptに対しては、ThO₂装荷径方向ブランケットの厚さを変えることにより、3種類の原子炉モデルを作成し、Radial parfait conceptに対しては、ThO₂を内部径ブランケットまたは外部径ブランケットに装荷することによって2種類の原子炉モデルを作成し、Axial parfait conceptに対しては、ThO₂を内部軸ブランケットまたは外部軸ブランケットに装荷し、加えて内部軸ブランケットの厚さを変えることによって、3種類の原子炉モデルを作成した。したがって、詳細に検討を加えたLMFBRのモデルは合計8種類である。

3種類のLMFBR conceptの計算体系をFig. 7に、各領域の物質体積比と共に示した。8種類の原子炉モデルの区別は、Table 2に示した。

Fig. 7から明らかであるが、非均質炉心と内部ブランケット合計の体積は、均質炉心の内部および外部炉心の合計の体積に等しくなっている。これは、均質炉心の炉心相当領域での平均出力密度を等しくしていることによるものである。さらに、非均質炉心の炉心燃料の濃縮度は、すべて等しくなっている。これは、単一濃縮度燃料を使用しても、十分な出力平坦化が達成されることに、その理由がある。

4. 計 算 方 法

共存エネルギー・システムで今回問題としているのは、高速炉(LMFBR)である。したがって、炉特性の解析も高速炉のみを対象とすることになる。

本章では、U-Th, Pu-U両サイクルの燃焼チェーンのモデル化、その中に現われる重要燃料核種の核断面積データを比較し、両燃料サイクルの特徴を概説する。続いて、高速炉の燃焼特性、臨界特性、反応度効果の計算について述べる。

4.1 ²³³U-Th, Pu-Uサイクルの燃焼チェーン

核燃料核種は中性子照射下において、核分裂、中性子捕獲、(n, 2n), β崩壊, α崩壊の現象によって、その組成および量が変化する。この変化は、一般的には複雑であり、放射能を問題とする場合は必要となる。今回は原子炉外の未照射燃料サイクル過程は考慮していないこと、原子炉内においても放射能挙動を解析対象にしていないこともあって、燃焼チェーンを簡略化することにした。

この簡略化は、高速炉の臨界性、反応度効果、燃料増殖性に関する炉心特性を大きな誤差を伴わずに推定できるということを考慮して行なっている。原子炉照射下における核種の変化は、燃焼特性解析コードAPOLLOによって計算する。本コード内でのU-Th, Pu-U両サイクルの燃焼チェーンのモデル化を以下に示した。

的として提案されたものであるが、近年LMFBRのNaボイド反応度効果を著しく低減することから、世界の注目を集めるようになった。

(2)のRadial parfait conceptはRef. (5)の考えに基くものであり、(3)のAxial parfait conceptは、G. A. Ducatらによって提案された考えに基くものである。(6)

Homogeneous conceptに対しては、 ThO_2 装荷径方向ブランケットの厚さを変えることにより、3種類の原子炉モデルを作成し、Radial parfait conceptに対しては、 ThO_2 を内部径ブランケットまたは外部径ブランケットに装荷することによって2種類の原子炉モデルを作成し、Axial parfait conceptに対しては、 ThO_2 を内部軸ブランケットまたは外部軸ブランケットに装荷し、加えて内部軸ブランケットの厚さを変えることにより、3種類の原子炉モデルを作成した。したがって、詳細に検討を加えたLMFBRのモデルは合計8種類である。

3種類のLMFBR conceptの計算体系をFig. 7に、各領域の物質体積比と共に示した。8種類の原子炉モデルの区別は、Table 2に示した。

Fig. 7から明らかであるが、非均質炉心と内部ブランケット合計の体積は、均質炉心の内部および外部炉心の合計の体積に等しくなっている。これは、均質炉心の炉心相当領域での平均出力密度を等しくしていることによるものである。さらに、非均質炉心の炉心燃料の濃縮度は、すべて等しくなっている。これは、単一濃縮度燃料を使用しても、十分な出力平坦化が達成されることに、その理由がある。

4. 計 算 方 法

共存エネルギー・システムで今回問題としているのは、高速炉(LMFBR)である。したがって、炉特性の解析も高速炉のみを対象とすることになる。

本章では、U-Th, Pu-U両サイクルの燃焼チェーンのモデル化、その中に現われる重要燃料核種の核断面積データを比較し、両燃料サイクルの特徴を概説する。続いて、高速炉の燃焼特性、臨界特性、反応度効果の計算について述べる。

4.1 ^{233}U -Th, Pu-Uサイクルの燃焼チェーン

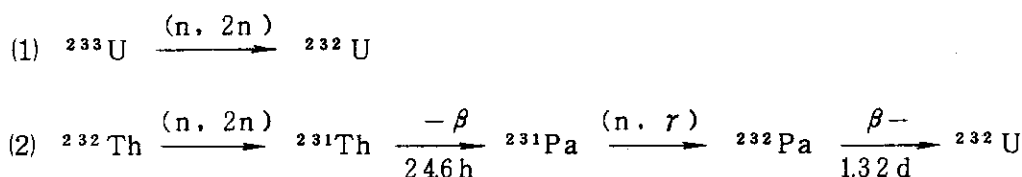
核燃料核種は中性子照射下において、核分裂、中性子捕獲、 $(n, 2n)$ 、 β 崩壊、 α 崩壊の現象によって、その組成および量が変化する。この変化は、一般的には複雑であり、放射能を問題とする場合は必要となる。今回は原子炉外の未照射燃料サイクル過程は考慮していないこと、原子炉内においても放射能挙動を解析対象にしていないこともあって、燃焼チェーンを簡略化することにした。

この簡略化は、高速炉の臨界性、反応度効果、燃料増殖性に関する炉心特性を大きな誤差を伴わずに推定できるということを考慮して行なっている。原子炉照射下における核種の変化は、燃焼特性解析コードAPOLLOによって計算する。本コード内でのU-Th, Pu-U両サイクルの燃焼チェーンのモデル化を以下に示した。

distribution は異なる。高速炉においては、炉の特性に影響を与える特別の F. P. 核種は存在しないとして、1個の疑似 F. P. 核種に代表して表わすことにしている。しかし、F. P. 核種には気体、固体が存在し、原子炉内の核種挙動を考慮しなければ、単純には1個の疑似 F. P. 核種で代表して個数を推定することは困難である。

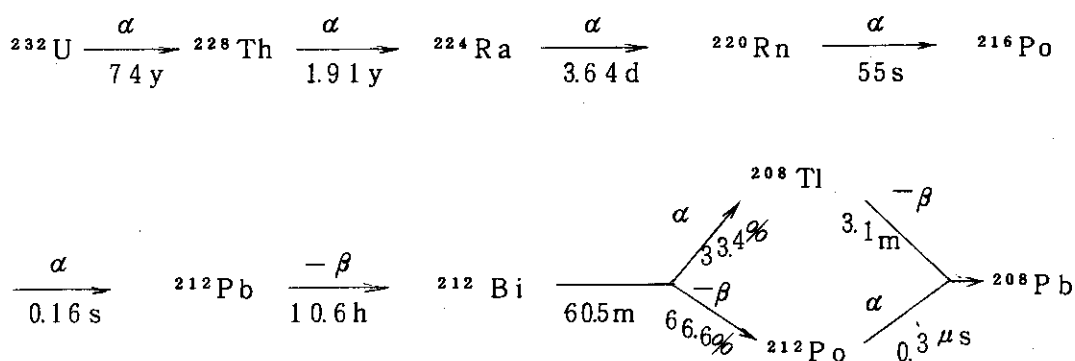
燃焼コード APOLLO では、1個の疑似 F. P. 核種は、核分裂核種1個が核分裂することによって1個生成し、生成した疑似 F. P. 核種は中性子捕獲によっても、崩壊によっても変化、消滅しない、すなわち蓄積の一途をたどるモデルになっている。F. P. 核種が高速炉の炉心特性に与える効果が小さい時代では、上記モデルは充分であり、また燃焼率等の計算にはかえって便利であった。しかし、大型高速炉の時代では、ペント型燃料の開発も含めて、F. P. 核種の核反応断面積と共に、F. P. 核種の定量的評価法を考える必要があるであろう。

今回の解析では、原子炉内外の放射能挙動を解析対象としていない。しかし、現在では U-Th サイクルの Nonproliferation potential を避けて通るわけにはゆかない。U-Th サイクルの Non proliferation potential は、 ^{232}U の存在にその理由がある。 ^{232}U は、2通りの (n, 2n) 反応によって生成すると考えることができる。すなわち、



である。どちらの過程によって ^{232}U が主に生成するかは、中性子スペクトル、 ^{232}Th と ^{233}U の装荷量に依存する。

この ^{232}U は、



のように崩壊し、 ^{212}Bi 、 ^{208}Tl が高エネルギー γ 線を放出する。0.8 MeV - 2.2 MeV の γ 線を放出する ^{212}Bi 、2.6 MeV の γ 線を放出する ^{208}Tl が存在することは、燃料貯蔵時間に対して γ 線量が増加することもある、燃料の取扱いを困難にすると同時に核物質の防護にも役立つことになる。これが、U-Th サイクルの有する Non-proliferation potential の理由である。

4.2 核断面積データ

使用した核断面積データはENDF/B-IIIに基くものである。その理由は、ENDF/B-IVのデータ処理コードが完成していなかったこと、日本のJAERI-Fast⁽⁷⁾、JENDL-1には、Th、²³³Uのデータが未収録であったことによるものである。

ENDF/B-IIIは、群定数作成コードETO Aを用いて処理し、ABBN断面積セットと同一作成手法によって、同断面積セットと同じエネルギー群構造を有する26群断面積セットに縮約、変換している。

本研究では、²³³U、Thを炉心に直接装荷することは考えていないが、非均質炉心のように内部ブランケットにThを装荷し、燃焼に伴って²³³Uが生成する。また、今後²³³U-Th燃料を炉心に装荷した高速炉の特性を検討することを予定しているので、こゝでU-238とTh-232、Pu-239とU-233の比較を行なっておく。

Fig. 8にU-233、Pu-239の η 値 ($\nu\sigma_f/\sigma_a$)をエネルギーの関数として示した。 η 値は原子炉の増殖比、転換比を決める重要な因子であり、KeV以上ではPu-239の η はU-233よりかなり高く、KeV以下ではU-233の η がもっとも高くなっている。したがって、高速炉では燃料インベントリー、増殖性の点からPu-239はもっともすぐれた核分裂核種であると言える。一方、熱中性子炉では、U-233がもっともすぐれた核種であるし、 η 値がエネルギーに対して平坦であること、U-235より高い η 値をとることから、高速炉においても、かなりよい性能をU-233が持つことも明らかである。Table 3には、核分裂断面積 (σ_f)、中性子捕獲断面積 (σ_c)、核分裂当り中性子放出数 (ν) について、Pu-239とU-233の比較を示した。

核分裂断面積については、1.4 MeV以上除くとU-233の方がPu-239よりかなり高い値を持っている。中性子捕獲断面積については、200 KeV以上ではU-233が高いが、それ以下ではPu-239の方が高くなっている。核分裂当りの中性子放出数はPu-239はU-233の約15%高めである。 ν の相違が η の大きな相違になっている。

Table 4にはU-238とTh-232の核分裂断面積と中性子捕獲断面積の比較を示した。核分裂断面積の比較から、Th-232からの核分裂ボーナスはほとんど期待できないと推定される。中性子捕獲断面積については、30 KeV以上でTh-232はU-238と比べてかなり大きく、それ以下の高速炉で問題となるエネルギー範囲では、Th-232、U-238ともに同じであると考えられる。

Pu-Uサイクルでは、炉心にPuを利用し、しかもそのPuは取出された原子炉型によって、組成が大巾に異なる。したがって、Pu-Uサイクルにおける重要な核燃料核種は²³⁸U、²³⁹Pu、²⁴⁰Pu、²⁴¹Pu、²⁴²Puと多い。一方U-Thサイクル特に今回のように、Thのみをブランケットに装荷する場合は、重要な核種は²³²Thと²³³Uの2種類である。このことは、Pu-Uサイクルの高速炉ブランケットでは²³⁸Uと²³⁹Puの2種類であることと同等である。当然、U-Thサイクルを炉心に適用する時には、²³⁴U、²³⁵U、²³⁶Uの重要性も増大することになる。

F. P. 核種の断面積は、1個のrumped F. P. に対して、熱中性子による核分裂で生成した

yield distributionのうちslowly saturated F.P.核種のみを考慮して、作成している。 ^{233}U を含め、すべての核分裂核種からのF.P.はすべて ^{239}Pu のF.P.と等価であると近似している。

4.3 核特性計算法

共存エネルギー・システムにおける最も適したLMFBRの概念を明らかにするために、核設計計算と燃料サイクル・コスト計算を行なった。核設計計算は、平衡状態の炉心特性を得るための燃焼計算と安全性に関係した反応度効果の計算である。以上の計算は、ENDF/B-IIIに基づく26群断面積セットを各原子炉モデルの中性子スペクトルを重みとして作成した縮約6エネルギー群定数を用いて、行なったものである。

燃焼計算は、2次元拡散近似に基く燃焼解析コードAPOLLOを用い、2次元R-Z原子炉モデルに対して実施した。本計算において、平衡サイクルにおける燃料交換は、炉心と内部ブランケット、軸方向ブランケットの燃料の1/4を6ヶ月毎に交換し、外部径ブランケットの燃料を2年に1度全部交換すると仮定した。したがって、原子炉内の炉心、ブランケットの燃料炉内滞在時間は、すべて2年ということになる。

安全性に関する反応度効果として、Na-ボイド効果とDoppler効果を選んだ。Na-ボイド効果は、Homogeneous core conceptの炉心に相当する炉心と内部ブランケットからNaが完全に抜けた場合と、完全に入っている場合の2つの原子炉体系で計算される実効増倍率の差として計算した。本計算は、APOLLOによる拡散計算によるものである。Doppler効果も、Na-ボイド効果と同様な計算法によって、炉心温度の異なる2つの原子炉体系の実効増倍率の差から求めた。炉心温度は900°Kと2100°Kである。

各LMFBR原子炉モデルの経済性の比較は、単純な燃料サイクル・コストの式を用いて行なった。採用した燃料サイクル・コストは、次式で示すように、生成核分裂物質の売却による収入、燃料の加工および再処理に要する費用、初装荷核分裂物質インベントリーに対する利子費である。 $\$/\text{yr}$ 単位の燃料サイクル・コストECは、単純に

$$EC = C_p (G_p - x \cdot I_p) + C_u \cdot G_u - C_f \cdot W_f - C_r \cdot W_r$$

で表わすことができる。ここで、 C_p と C_u はそれぞれ核分裂Pu (^{239}Pu , ^{241}Pu)と ^{233}U の単位コストである。 G_p と G_u は核分裂Pu ($^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$)と ^{233}U の1年間の増殖量である。 C_f と C_r は燃料加工と再処理の単位費、 I_p は初装荷核分裂Pu ($^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$)インベントリーである。 x は年利、 W_f と W_r は年間に加工および再処理を要する燃料の量である。本研究で仮想的に採用したコスト・パラメーターをTable 5に示した。

5. 結果と検討

検討したHTGR-LMFBR共存エネルギー・システムは、もっとも単純なシステムであり、HTGR 1基とLMFBR 1基からなるシステムである。このシステムのHTGRの性能はTable 1に示したように固定して考える。したがって、この共存エネルギー・システムの性能は、簡単に投入するLMFBRの性能によって、性格づけられると考えることができる。

ここでは、均質炉心、非均質炉心を含め8種類のLMFBRモデルに対し、それらの炉心性能、燃料自給性、安全性、経済性を比較検討し、上記共存エネルギー・システムに適したLMFBRの reactor configurationを見出すことを目的としている。

5.1 平衡状態について

本章の記述の中に、平衡状態における炉特性を議論する機会が多い。ここでは、本研究に用いた平衡状態という言葉の意味を明確にしておく。

平衡サイクルは、後に示すFig. 9の実効増倍率の燃焼に伴う変化から、燃料交換期間0.5年、燃料交換方式を4バッチ分散型とすると、第5サイクル以降、すなわち初装荷から2年以降に達成されることがわかる。平衡サイクルにおいても、Beginning of equilibrium cycle, Middle of equilibrium cycle, End of equilibrium cycleの代表的な異なる状態を考えることができる。本研究で用いる平衡状態は、平衡サイクルにおけるMiddle of equilibrium cycleの状態である。

Middle of equilibrium cycleにおいては、上記燃料交換方法を考えると、炉心と軸方向ブランケット燃料の炉内滞在期間は0.25, 0.75, 1.25, 1.75年であり、平均すると1年となる。一方、径方向ブランケット燃料は、2年に1度全部交換されるものと仮定しているので、平均的に炉内滞在期間は1年の場合をMiddle of equilibrium cycleの状態であると近似的に考えることができる。

したがって、Middle of equilibrium cycleは、初装荷時からone-throughで1年間(稼働率0.8)燃焼させた時点と同じであると考えることができる。本研究で用いる平衡状態は、この時点の状態を代表させるものとする。

5.2 核的特性の比較検討

5.2.1 初装荷燃料量

装荷する燃料は、炉心では $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ (90%TD), ブランケットではDepleted UO_2 (90%TD, $^{235}\text{U} : ^{238}\text{U} = 0.2 : 99.8$), または ThO_2 (90%TD)である。Puの同位元素組成比は、30,000 MWD/T燃焼後の軽水炉からの取出しPuに相当し、

$$^{239}\text{Pu} : ^{240}\text{Pu} : ^{241}\text{Pu} : ^{242}\text{Pu} = 63 : 22 : 12 : 3$$

である。

初装荷燃料の量は、初期実効増倍率が1.067になるように定めた。Fig. 9には、初期から平衡サイクルに到る実効増倍率の変化を示したが、初期実効増倍率1.067の場合、熱出力2500MWt、稼働率80%、燃料交換期間0.5年、燃料炉内滞在期間2年の条件の下では、平衡サイクルの最小実効増倍率は、1.015~1.027である。したがって、初期実効増倍率1.067は、若干高く、実際には1.05程度が妥当であると考えられる。Table 6~Table 8にHomogeneous LMFBR, Radial parfait LMFBR, Axial parfait LMFBRについて、それぞれの初装荷燃料の量を示した。

Homogeneous LMFBRは2領域炉心であり、2領域のPu富化度配分は、平衡サイクルにおいてそれぞれの領域の最大出力密度が等しいという条件の下に定めた。その結果、内部と外部炉心のPu富化度をそれぞれ E_1 、 E_2 とすると、

$$E_2 = 1.367 E_1$$

となる。

Radial parfait LMFBRとAxial parfait LMFBRについては、出力密度分布平坦化に対してPu富化度配分の効果は小さい。したがって、この場合には1種類のPu富化度を有する燃料を炉心全体に装荷している。

Axial parfait LMFBRとRadial parfait LMFBRの初装荷核分裂物質(^{239}Pu + ^{241}Pu)の量は、一般的に、Homogeneous LMFBRと比較して高くなる。その相違は、選んだモデルの範囲では、4%~11%である。この理由は、非均質炉心では中性子インポートンスの高い場所には ^{238}U 、 ^{232}Th のような中性子吸収物質を置くことによっている。

Homogeneous LMFBRの ThO_2 の径方向ブランケットの厚さを変化させても、初期実効増倍率、初装荷燃料量には影響を与えない。径方向ブランケット物質に劣化 UO_2 と ThO_2 を使用した時の核特性上の相違については最後に述べる。

Radial parfait LMFBRでは、(1)内部径方向ブランケットに ThO_2 、(2)外部径方向ブランケットに ThO_2 をそれぞれ配置した場合である。内部径方向ブランケットの厚さは10cmとし、1燃料集合体が環状に配列している状態を略々模擬していると考えた。この時、(1)の場合の初装荷核分裂物質量は、(2)と比較して、約6.5%多くなる。この理由は、Table 3から明らかであるが、高速炉の炉心における中性子スペクトル場では、Thは ^{238}U と比べて、核分裂断面積が小さく、加えて中性子捕獲断面積が大きいことによっている。

Axial parfait LMFBRでは、内部軸方向ブランケットにThを用いることは、その容積から考えて充分な ^{233}U の生産が期待できないとして、本研究では採用していない。内部軸方向ブランケットの厚さが初装荷燃料量に与える影響は比較的少なく、厚さ30cmから40cmにすることによって、1.1%の増加に止っている。また、 ThO_2 を外部軸方向ブランケットと径方向ブランケットに装荷することによる初装荷燃料量に与える効果は、0.2%で、前者の方が高くなる。

5.2.2 燃焼保障反応度

燃焼によって、初装荷燃料の組成および絶対量に変化し、加えて核分裂生成物が蓄積する。このことによって、実効増倍率も燃焼に伴って変化する。その変化の様子を1年間(292 full power days)に渡って、燃焼計算期間 4steps \times 73 days/step で計算した結果について、Fig. 9中の点線で示した。Fig. 9中の実線グラフは、前記計算値の1年間平均の実効増倍率変化を用いて、直線的に近似したものである。

Homogeneous LMFBR および内部ブランケットに劣化 UO_2 を用いた Heterogeneous LMFBR では、実効増倍率の燃焼に伴う直線的降下は、比較的よい近似であると云える。しかし、 ThO_2 を内部ブランケットに使用した Radial parfait LMFBR-1 の場合には、初期実効増倍率の降下が大きく、直線の実効増倍率変化の近似は、実際の実効増倍率降下を過小評価する可能性がある。

実効増倍率の燃焼に伴う降下は、Radial parfait LMFBR でもっとも大きく、Homogeneous LMFBR, Axial parfait LMFBR-2, 3 でほぼ同じである。しかし、Axial parfait LMFBR の内部軸方向ブランケットの厚さは、実効増倍率降下傾向に大きな影響を与えているように見える。Axial parfait LMFBR-1, 2 と同等の Homogeneous LMFBR の比較から、実効増倍率降下を最小にする内部軸方向ブランケットの厚さが存在することである。Homogeneous LMFBR では内部軸方向ブランケットに相当する炉心の核分裂性Puは減少し、Axial parfait LMFBR では、内部軸方向ブランケットのPuは増加するが、炉心のPuの減少は Homogeneous LMFBR の相当領域と比較して大きい(高Pu富化度のため)。これらの現象の相対的挙動によって、前に見た内部軸ブランケットの最適厚さの存在の可能性があると考えられる。

以上の燃焼による実効増倍率の変化の検討結果から、平衡サイクルにおいて実効増倍率が1.0を下まわらないために要する初期燃焼保障反応度は、Homogeneous LMFBR で0.046 Δ K, Radial parfait LMFBR で0.050, Axial Parfait LMFBR で0.040~0.047 Δ Kである。

また、本計算には、温度係数、出力係数に伴う反応度保障を考慮していないが、その量は0.020~0.030と考えられる。したがって、初期実効増倍率として1.065近傍を選んだことは、適当であると考えることができる。

5.2.3 出力分布

出力の平坦化、ブランケット領域の燃焼による出力上昇を見るために、初装荷状態と平衡状態について、出力分布をまとめた。

この分布は、R-Z計算の結果であるので、燃焼の異なる燃料が分散されている効果を平均的に取扱ったものになっている。Fig. 10にHomogeneous LMFBR-1の炉中心面上での径方向出力分布を示した。Fig. 11~Fig. 13にはAxial parfait LMFBR-1, 2, 3について、炉心中心面上および内部ブランケット境界から $Z = 17.5$ cm離れた炉心面上の径方向出力分布をそれぞれ示した。Fig. 14とFig. 15にはRadial parfait LMFBR-1, 2の炉心中心面上の径方向出力分布を示した。

燃焼に伴う軸方向出力分布の変化は特に Axial parfait LMFBR において大きいと考えられるので、Fig. 16 ~ Fig. 18 に Axial parfait LMFBR-1, 2, 3 の炉心中心軸上の軸方向出力分布を示した。

特に Radial parfait LMFBR は、炉心と内部ブランケットの体積が Homogeneous LMFBR の炉心体積と等しくしていること、内部ブランケットの量が大きいことのために、最高出力密度が $900 \sim 950 \text{ MWt/l}$ と非常に高くなった。

Table 9 に各 reactor configuration の初期および平衡状態における最高出力密度、平均出力密度、最大対平均出力比をまとめて示した。

Radial parfait LMFBR の場合、Fig. 14 と Fig. 15 から明らかであるが、内部ブランケットの物質および外部ブランケットの物質によって出力分布の様子がかなり異なっている。このことから考えると、内部ブランケットの厚さおよび炉心内の位置によっても出力分布は激しく変化する可能性がある。このことは、出力平坦化制御を困難にする一因にもなる。例えば、炉心に一層の内部ブランケット (Th) を設けた場合の燃焼による出力分布の変化を見よう。内部ブランケットは Radial parfait LMFBR-1 の第 3 層に設けられ、その他の内部ブランケットは炉心物質で置き換えている。ただし、内部ブランケットの厚さは 20cm であり、3 層からなる内部ブランケットを第 3 層に集中させたモデルになっている。濃縮度は Radial parfait LMFBR-1 と同様に炉心で一様である。径方向出力分布を Fig. 19 に示した。この図から、濃縮度配分を行なったにしても、初期から平衡サイクルにかけて、出力を平坦化することは非常に困難であることがわかる。

非均質炉心高速炉の出力分布は、燃焼によって、均質炉心高速炉と比べて、大巾に変化する。特に内部ブランケットの出力の燃焼による変化は著しい。このことは、非均質炉心高速炉での内部ブランケットを含む炉心の冷却材流量制御に一考を要することを意味している。特に Radial parfait LMFBR の場合には、内部ブランケットの炉心内の位置、厚さによって敏感に出力分布に影響を与えているようである。この点の設計上の問題を詳細に検討する必要がある。

5.2.4 中性子束分布

2500 MWt 出力条件での径方向中性子束分布を Fig. 20 ~ Fig. 25 にかけて Homogeneous LMFBR, Axial parfait LMFBR, Radial parfait LMFBR について、それぞれ示した。また炉心中心軸方向中性子束分布を Fig. 26 ~ Fig. 28 に変化のもっとも著しい Axial parfait LMFBR について示した。

いずれの高速炉も、初期から平衡状態に移ることで、中性子束分布の平坦化がなされている。内部ブランケットは吸収材として働いていることも理解できる。

Radial parfait LMFBR では、制御棒挿入位置を決めることが他のモデルと比較して複雑になるのではないかと考えられる。Salt and pepper の非均質炉概念のように内部ブランケットを分散させれば、Fig. 21 ~ Fig. 22 のような複雑な中性子束分布挙動が消えるのかもしれない。このような点の検討も必要である。

各モデルの最高中性子束と内部ブランケットを除く炉心の平均中性子束を Table 10 に示した。

5.2.5 燃料物質の燃焼による変化と燃焼度

燃料物質として、Pu は ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , U は ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , Th は ^{232}Th , その他に ^{233}Pa について、各高速炉モデルでの燃焼変化を検討する。

Table 11 ~ Table 18 に Homogeneous LMFBR, Radial parfait LMFBR, Axial parfait LMFBR の 8 原子炉モデルについて、燃料核種の燃焼による変化の様子を示した。

Homogeneous LMFBR では、径ブランケットの厚さを 30cm - 50cm に変えても、炉心および軸ブランケットの燃料核種の燃焼による変化の様子は変わらない。本解析に使用した装荷プルトニウム組成は、軽水炉取出しプルトニウムを想定しているので、高次プルトニウムを多く含むものになっている。したがって、炉心での ^{241}Pu の減少が激しい。このことが反応度損失に核分裂生成物の蓄積と共に大きく寄与している。 ^{241}Pu については、Radial parfait LMFBR, Axial parfait LMFBR についても同様なことが云える。Th を装荷した径方向ブランケットでは、 ^{233}U の増加率は 1 年程度では上昇の一途をたどっている。したがって、径方向ブランケット交換周期は、この増加率傾向をもっと長期的に見て検討しなければならない。 ^{233}Pa は、半減期 27.4 日で ^{233}U になるので、 ^{233}U 生産量には最終的にこの効果を考慮する必要があるが、そのための冷却期間と倍増期間との関連性を十分に検討し、 ^{233}Pa の取扱い方が考える必要がある。

Radial parfait LMFBR では、Homogeneous LMFBR と比べ、高プルトニウム富化度を有することもあって、炉心での核分裂性 Pu の減衰が大きい。内部径ブランケットに UO_2 (Radial parfait LMFBR-2) を使用するか、 ThO_2 (Radial parfait LMFBR-1) を使用するかによる炉心と軸ブランケットの Pu の変化に与える効果を Table 14 と Table 15 の結果で比較すると、Radial parfait LMFBR-2 の方が、炉心の Pu の減衰が小さく、しかも軸ブランケットでの Pu の生成量が多くなっている。次に、Homogeneous LMFBR-1 と Radial parfait LMFBR-2 を比較することによって、炉心内部に UO_2 ブランケットを設けたことによる径方向ブランケットでの ^{233}U 生成量に与える効果を見ることができる。Radial parfait LMFBR-2 の径ブランケットでの ^{233}U 生成量は、Homogeneous LMFBR-1 の同領域での ^{233}U 生成量より約 10% 低くなっている。2 つのモデルの径方向ブランケットでの中性子束を Fig. 21 と Fig. 22 で比較してみると、Radial parfait LMFBR-2 の中性子束は Homogeneous LMFBR-1 の中性子束より約 10% 低く、 ^{233}U 生成量と同傾向である。したがって、内部ブランケットを設けることで炉心プルトニウムが増加し、中性子吸収を増大させ、径方向ブランケットへの中性子漏洩を相対的に減少させ、同領域での中性子レベルを低下させたことによって、Radial parfait LMFBR-2 の径方向ブランケットでの ^{233}U 生成量が Homogeneous LMFBR-1 と比較して低くなると解釈することができる。

Axial parfait LMFBR も、Radial parfait LMFBR と同様に、Homogeneous LMFBR より炉心装荷 Pu 量が多くなり、その結果炉心 Pu の燃焼による減衰がより多くなる。しかし、内部軸ブランケット中での Pu 生成量が非常に大きくなる。径方向ブランケット中の Pu 生成量は、Homogeneous LMFBR と比較して、内部軸ブランケットの厚さを 30cm - 40cm にすることによって 20% - 35% 増加している。Fig. 23, Fig. 24 と Fig. 20 を比較すると、径ブランケットでの中性子束の大きさが Pu 生成量と比例していることが明らかである。内部軸ブ

ランケットを炉心中心部に配置することで、炉心周辺領域の中性子レベルを上げ、したがって径ブランケットへの中性子漏洩を増加させている。このことが、Axial parfait LMFBR の径方向ブランケットでのPu生成量を増加させる理由である。ThO₂ を径ブランケットに使用するか、軸ブランケットに使用するかの効果は、Table 17とTable 18のAxial parfait LMFBR-2とAxial parfait LMFBR-3の比較から、核分裂性Pu、²³³Uの両方について大きな差がないことが理解できる。

²³²Th から²³³U が生成される過程において²³³Pa が生成される。²³³Pa は 27.4 日の半減期を持って²³³U に変換される。このことは、2つの点において問題となる。1つは、炉停止後の反応度上昇、他は²³³U 有効抽出のための冷却期間である。炉心外側にThブランケットを用いる場合には反応度上昇は問題にならないであろうが、内部ブランケットを用いた場合には、炉停止直後の²³³Pa 蓄積量も多く、またインポートランスも高いことから、反応度上昇も高いと予想される。この時の反応度上昇の程度と反応度制御を検討する必要がある。

Pu-Uサイクル領域のPu同位元素組成およびU-Thサイクル領域のU同位元素組成の燃焼に伴う変化をTable 19に滞在期間(稼働率0.80)の関数として示した。炉心のプルトニウム同位元素組成の燃焼による変化は、小さくしかもLMFBR-モデルによる差はない。Thブランケットから得られるウランは、U-233を多く含む非常にクリーンなウランである。²³³Pa →²³³Uの崩壊を考慮すれば、このウランはほぼ²³³Uであると云って差つかえない。

Table 20には各モデルの各領域の燃焼度と炉内滞在期間の関係を、最高燃焼度と平均燃焼度について示した。炉心の最高燃焼度を見ると、Homogeneous LMFBR、Axial parfait LMFBRでは、2年間の炉内滞在期間に対する最高燃焼度は、約100,000 MWD/Tに相当しているが、Radial parfait LMFBRの同期間に対する最高燃焼度は、130,000 MWD/Tとかなり大きくなる可能性がある。したがって、Homogeneous LMFBRと同程度の燃焼特性をRadial parfait LMFBRにもたせるとすると、炉心を大きくすることによって出力密度を低くすることを考えなければならない。この点では、Axial parfait LMFBRは出力平坦化の結果、炉心の均一燃焼を達成できるように考えられる。

5.3 燃料自給可能性の検討

Table 21 ~ Table 23に各LMFBRの年間核分裂物質生産量をまとめて示した。核分裂性プルトニウムは²³⁹Puと²⁴¹Puであり、核分裂性ウランは、U-Thサイクルに着目し²³³Uとしている。このTableの²³³U量は²³³Paが完全に²³³Uに転換したとして算出したものである。

HTGR-FBR共存エネルギー・システムのHTGRの年間²³³U消費量を135kgとしているので、システムの燃料自給を満足するためには、FBRは年間135kg以上の²³³Uを生産し、核分裂性プルトニウムの余剰量が正であることが最低の必要条件である。

この条件に照してみると、Homogeneous LMFBR、Axial parfait LMFBR は一応適した高速炉であると言えるが、Radial parfait LMFBR の場合には問題がある。

Axial parfait LMFBRは、Homogeneous LMFBRと比較して、内部および外部ブランケットでの核分裂性物質の生産量が多くなるが、炉心での核分裂性物質の消費量もきわめて大きくなる。この結果、Pu-Uサイクル領域でのAxial parfait LMFBRの核分裂性プルトニウムの余剰量は、Homogeneous LMFBRのそれと比較して、かなり少なくなる。しかし、U-Thサイクル領域での ^{233}U 生産量はきわめて高くなる。

一方、Radial parfait LMFBRでは、特にThを内部ブランケットに使用すると、 ^{233}U 生産量はきわめて高くなるが、炉心での核分裂性プルトニウムの消費量を外部ブランケットでの生産量でまかなうことができず、システムの燃料自給性を満足することができない。また内部ブランケットに劣化ウランを使用しても、核分裂プルトニウム余剰量を高くとることができるが、 ^{233}U 生産量が他の2つの高速炉概念と比較して低く、燃料自給性を満足することができない可能性がある。

5.4 安全性パラメータの検討

炉の安全性の指標となるパラメーターとしてNa-ボイド反応度効果とDoppler効果の検討を行なった。

Na-ボイド反応度効果は、炉心とHomogeneous LMFBRの炉心相当領域に存在する内部ブランケットから完全に冷却材Naが失した時の反応度変化である。したがって、最大Na-ボイド係数を取扱ったものではない。計算も縮約6群定数による2次元拡散計算であるので、その値自身にはかなりの不確かさが伴っていると考えられる。しかし、Na-ボイド反応度効果の各原子炉モデルに対する相対比較の点では充分であると考えられる。

Doppler 反応度効果は、炉心にかぎり温度を 900°K から 2100°K に上昇した時の反応度変化であり、縮約6群定数と2次元拡散計算コードによって計算した。

両反応度効果をTable 24にまとめて示した。

Na-ボイド反応度効果について検討してみる。一般に、Axial parfait LMFBR、Radial parfait LMFBRのようなHeterogeneous LMFBRのNa-ボイド係数は、Homogeneous LMFBRと比較して、かなり小さくなる。Homogeneous LMFBRの径方向ブランケットの厚さがNa-ボイド効果に与える影響は非常に小さい。したがってHeterogeneous LMFBRについても同様なことが云える。

Axial parfait LMFBRでは、内部ブランケットの厚さを増加させることで、Na-ボイド効果をかかなり大きく減少させることが可能である。また、Thを軸方向ブランケットに使用することで、径方向ブランケットに使用することと比較して、5%程度軽減することが可能である。

Radial parfait LMFBRでは、内部ブランケット物質としてThを使用するか、劣化Uを使用するかによって、Na-ボイド効果に大きく影響する。この場合、Thを内部ブランケットに使用することで、約20% Na-ボイド効果が小さくなっている。

Doppler 効果は、高速炉の中性子スペクトルとプルトニウム富化度に依存し、したがって高

速炉の形状に大きく影響されることができると考えることができる。計算の結果によれば、Homogeneous LMFBR の Doppler 効果は Heterogeneous LMFBR のそれを比較して約 50% 高くなる。その理由は Heterogeneous LMFBR は中性子スペクトルが硬く、プルトニウム富化度が高く、加えて温度上昇の対象となる炉心体積が小さいためであると考えられる。

Homogeneous LMFBR での径方向ブランケットの厚さの相違は、Doppler 効果に何らの影響も及ぼしていない。Axial parfait LMFBR では、内部ブランケットの厚さの増加によって、Doppler 効果を若干低くしている。このことは、Homogeneous LMFBR と Heterogeneous LMFBR の傾向理由と同じ理由によるものである。Th を軸方向ブランケットに用いるか、径方向ブランケットに使用するかの Doppler 効果に与える影響程度は 1~2% であり、非常に小さい。Radial parfait LMFBR において、Th を内部ブランケットに用いるか、外部径方向ブランケットに用いるかの相違は約 10% で、内部ブランケットに Th を使用すると、Doppler 効果を低くする傾向が見られる。

以上の検討をまとめると、正の Na-ボイド効果を低くすると負のドップラー効果も低くなり、いずれの形状をした高速炉がより潜在的な安全性を保持するかを決めるためには、詳細な動特性解析を要する。

5.5 経済性の検討

精度の高い燃料サイクル・コストの算出には、一般的に複雑でしかも詳細な解析を要する。ここでは、8つの高速炉形状の平衡状態での燃料サイクル・コストの損得を相対的に見ることを目的として、すでに計算方法のところでも述べた簡単な方法を採用した。

今、基準とする高速炉形状の燃料サイクル・コストを EC_0 とすると、基準体系に対する他の体系の燃料サイクル・コストの advantage の程度 LA は、

$$LA = (EC - EC_0) / EC_0$$

である。 $LA > 0$ であれば advantage となり、 $LA < 0$ の場合には disadvantage となる。

Table 25 には、基準体系として Homogeneous LMFBR-1 を選んだ時の他の体系の advantage, disadvantage を ^{233}U 価格に対して示した。

燃料サイクル・コスト算出において、燃料価格、処理価格に大きな不確かさがあることは勿論であるが、Axial parfait LMFBR の内部ブランケット加工費は炉心燃料加工費と等しいと仮定している。他の計算上の仮定は Table 5 に示している。

この結果、Heterogeneous LMFBR は Homogeneous LMFBR と比較して、初期核分裂性物質装荷量が高いにもかかわらず、増殖特性が良いことで、燃料サイクル・コストの点ですぐれている可能性が強い。

Homogeneous LMFBR において、径方向 Th ブランケットの厚さを 30cm から 50cm に増加させると、燃料サイクル・コストもかなり増加する傾向がある。これは、径方向ブランケットの厚さを増加させることで、ブランケット量が増加し、 ^{233}U 生産による収入よりもブランケット

の加工、再処理費が多くなることによっている。

Axial parfait LMFBR では、内部ブランケットの厚さが増加することによって、増殖性が高くなり、その結果として燃料サイクル・コストの advantage が高くなる。

Radial parfait LMFBR の燃料サイクル・コスト advantage が、他の高速炉より高いのは、選んだモデルの炉心燃料が少なく、したがって炉心燃料加工費が小さくなることによっている。

6. ThとUブランケットの核特性の相違

本研究は、共存エネルギー・システムにおける LMFBR の性能に関するものであり、したがって LMFBR のブランケットの一部に ThO_2 を装荷していた。例えば、通常の Homogeneous core LMFBR の径方向ブランケットには ThO_2 を装荷している。本章では、Homogeneous LMFBR-1 について、径方向ブランケットに UO_2 と ThO_2 を装荷し、それによって生ずる核特性の相違を検討した。

UO_2 と ThO_2 装荷に伴う核特性上の相違は、初装荷時においては径方向ブランケットでの ^{238}U と ^{232}Th の核分裂断面積の相違、平衡状態においては径方向ブランケットにおいて生成した ^{239}Pu と ^{233}U の断面積の相違によって生ずると考えられる。

Table 26 に両 LMFBR の主要核特性の比較を示した。

初期実効増倍率を両体系で共通にし、加えて出力平坦化も考慮することによって、Pu 濃縮度は、U-ブランケットの方が、外部炉心で若干低くなる。この事情は平衡状態においても同様である。同一組成を用いるとすれば、両体系の初期実効増倍率の相違は、約 0.2% である。

一年当りの核分裂物質の生成量の比較から、炉心において U-ブランケット系の核分裂性消費量が 3% 程度低く、軸方向ブランケットでの核分裂性 Pu 生成量が若干低くなっている。径方向ブランケットでは、U-ブランケット系の核分裂性物質は ^{239}Pu であり、Th-ブランケット系では ^{233}U である。Table 26 に示した ^{233}U 量は、将来 ^{233}Pa はすべて ^{233}U に転換されるものとして、一年間に生成された ^{233}U (139.0 kg) と ^{233}Pa (22.0 kg) の和となっている。したがって、 ^{233}Pa から ^{233}U への転換時間を考慮すれば、 ^{239}Pu と ^{233}U の核的性質を同一としても、U-ブランケット系の方が Th-ブランケット系と比べて増殖性能にすぐれていると云える。

燃焼による反応度減少は、U-ブランケット系の方が約 3% 低くなる。これは、炉心での核分裂性 Pu の消費量の相違と同一傾向にある。

炉心内の出力密度では、初装荷時、平衡状態共通して、最高出力密度、平均出力密度共に、U-ブランケット系において約 3% 低くなる。最高出力密度と平均出力密度の比、いわゆる power peaking factor は両体系で相違はない。これは、体系全体の熱出力を 2500 MWt に固定し、初装荷時、平衡状態共に径方向ブランケットでの出力が、U-ブランケット系において高くなっているためである。

Dopper 係数は、Th-ブランケット系において Pu 濃縮度が高いこともあって、約 2% 低く

の加工、再処理費が多くなることによっている。

Axial parfait LMFBRでは、内部ブランケットの厚さが増加することによって、増殖性が高くなり、その結果として燃料サイクル・コストの advantage が高くなる。

Radial parfait LMFBRの燃料サイクル・コスト advantage が、他の高速炉より高いのは、選んだモデルの炉心燃料が少なく、したがって炉心燃料加工費が小さくなることによっている。

6. ThとUブランケットの核特性の相違

本研究は、共存エネルギー・システムにおける LMFBR の性能に関するものであり、したがって LMFBR のブランケットの一部に ThO_2 を装荷していた。例えば、通常の Homogeneous core LMFBR の径方向ブランケットには ThO_2 を装荷している。本章では、Homogeneous LMFBR-1 について、径方向ブランケットに UO_2 と ThO_2 を装荷し、それによって生ずる核特性の相違を検討した。

UO_2 と ThO_2 装荷に伴う核特性上の相違は、初装荷時においては径方向ブランケットでの ^{238}U と ^{232}Th の核分裂断面積の相違、平衡状態においては径方向ブランケットにおいて生成した ^{239}Pu と ^{233}U の断面積の相違によって生ずると考えられる。

Table 26 に両 LMFBR の主要核特性の比較を示した。

初期実効増倍率を両体系で共通にし、加えて出力平坦化も考慮することによって、Pu 濃縮度は、U-ブランケットの方が、外部炉心で若干低くなる。この事情は平衡状態においても同様である。同一組成を用いるとすれば、両体系の初期実効増倍率の相違は、約 0.2% である。

一年当りの核分裂物質の生成量の比較から、炉心において U-ブランケット系の核分裂性消費量が 3% 程度低く、軸方向ブランケットでの核分裂性 Pu 生成量が若干低くなっている。径方向ブランケットでは、U-ブランケット系の核分裂性物質は ^{239}Pu であり、Th-ブランケット系では ^{233}U である。Table 26 に示した ^{233}U 量は、将来 ^{233}Pa はすべて ^{233}U に転換されるものとして、一年間に生成された ^{233}U (139.0 kg) と ^{233}Pa (22.0 kg) の和となっている。したがって、 ^{233}Pa から ^{233}U への転換時間を考慮すれば、 ^{239}Pu と ^{233}U の核的性質を同一としても、U-ブランケット系の方が Th-ブランケット系と比べて増殖性能にすぐれていると云える。

燃焼による反応度減少は、U-ブランケット系の方が約 3% 低くなる。これは、炉心での核分裂性 Pu の消費量の相違と同一傾向にある。

炉心内の出力密度では、初装荷時、平衡状態共通して、最高出力密度、平均出力密度共に、U-ブランケット系において約 3% 低くなる。最高出力密度と平均出力密度の比、いわゆる power peaking factor は両体系で相違はない。これは、体系全体の熱出力を 2500 MWt に固定し、初装荷時、平衡状態共に径方向ブランケットでの出力が、U-ブランケット系において高くなっているためである。

Dopper 係数は、Th-ブランケット系において Pu 濃縮度が高いこともあって、約 2% 低く

なっている。一方、Na-ボイド係数は、約4%、Th-ブランケット系で低くなっている。これは、径方向ブランケットでの核分裂ボーナスがTh-ブランケット系で小さく、炉心から径方向ブランケットへの中性子漏洩が若干増加していることが原因の1つであると考えられる。

以上の検討から、ThO₂をUO₂の代わりに径方向ブランケットに使用することによる核特性に与える影響は、径方向ブランケットにおける²³³U生成量と²³⁹Pu生成量に10%程度の相違があることを除けば、非常に小さいと云うことができる。

7. 結 論

²³³Uを燃料とするHTGR(転換比0.85)とPuを燃料とし²³³Uを生産するLMFBRの1基つつからなる共存エネルギー・システムにおいて、システムがまた燃料自給システムでもあるために要するLMFBRの形状がどのようなものであるか検討した。検討を加えた高速炉は、上記共存システムが燃料自給システムであることを満足する通常のHomogeneous LMFBRとその炉心内に内部ブランケットを設けたAxial parfait LMFBR、Radial parfait LMFBRのいわゆるHeterogeneous LMFBRである。

検討は、上述の燃料自給性に加えて、核特性、反応度効果を中心とした安全特性および燃料サイクル・コストに基づく経済性に関して実施した。

主なる結論は以下の通りである。

- (1) 通常のTh-径方向ブランケットを有するHomogeneous LMFBRは、適切な径方向ブランケット厚さを選定することによって、燃料自給性を満足する。しかし、Na-ボイド効果や燃料サイクル・コストは、他のHeterogeneous LMFBRと比較して若干劣り、問題がある。
- (2) Axial parfait LMFBRは、燃料自給性、安全性、経済性および燃料の均一燃焼度達成を含む核特性から見て、もっともすぐれたLMFBRである可能性が強い。しかし、この概念は、軸方向ブランケットの1部を炉心内部に有することによる燃料加工、再処理に対する考察、冷却材と燃料軸方向の温度差による材料強度に対する考察、運転特性、安全性の幅広い検討を必要とする。
- (3) Radial parfait LMFBRは、ここに選んだモデルでは、燃料自給性を満足しない。内部ブランケットにおけるPuまたは²³³Uの生産効率が非常に高い特徴を持っているので、炉心容量、内部ブランケット量、内部ブランケットの位置等の点を考慮して、再検討が必要である。

共存エネルギー・システムに適した高速炉は、HTGRの必要基数および転換性能にもよるが、一般的に云って増殖性能の高いことが望ましい。PuO₂-UO₂燃料を用いたLMFBRでは、通常のHomogeneous LMFBRよりHeterogeneous LMFBRの方が増殖性という点ですぐれている。しかし、より高い増殖性能を有する高速炉を含む共存エネルギー・システムを考えるためには、炭化物または窒化物燃料を用いたLMFBRおよび冷却材NaのかわりにHeを使用したGCFRについての検討を加える必要がある。

なっている。一方、Na-ボイド係数は、約4%、Th-ブランケット系で低くなっている。これは、径方向ブランケットでの核分裂ボーナスがTh-ブランケット系で小さく、炉心から径方向ブランケットへの中性子漏洩が若干増加していることが原因の1つであると考えられる。

以上の検討から、ThO₂をUO₂の代りに径方向ブランケットに使用することによる核特性に与える影響は、径方向ブランケットにおける²³³U生成量と²³⁹Pu生成量に10%程度の相違があることを除けば、非常に小さいと云うことができる。

7. 結 論

²³³Uを燃料とするHTGR(転換比0.85)とPuを燃料とし²³³Uを生産するLMFBRの1基つつからなる共存エネルギー・システムにおいて、システムがまた燃料自給システムでもあるために要するLMFBRの形状がどのようなものであるか検討した。検討を加えた高速炉は、上記共存システムが燃料自給システムであることを満足する通常のHomogeneous LMFBRとその炉心内に内部ブランケットを設けたAxial parfait LMFBR、Radial parfait LMFBRのいわゆるHeterogeneous LMFBRである。

検討は、上述の燃料自給性に加えて、核特性、反応度効果を中心とした安全特性および燃料サイクル・コストに基づく経済性に関して実施した。

主なる結論は以下の通りである。

- (1) 通常のTh-径方向ブランケットを有するHomogeneous LMFBRは、適切な径方向ブランケット厚さを選定することによって、燃料自給性を満足する。しかし、Na-ボイド効果や燃料サイクル・コストは、他のHeterogeneous LMFBRと比較して若干劣り、問題がある。
- (2) Axial parfait LMFBRは、燃料自給性、安全性、経済性および燃料の均一燃焼度達成を含む核特性から見て、もっともすぐれたLMFBRである可能性が強い。しかし、この概念は、軸方向ブランケットの1部を炉心内部に有することによる燃料加工、再処理に対する考察、冷却材と燃料軸方向の温度差による材料強度に対する考察、運転特性、安全性の幅広い検討を必要とする。
- (3) Radial parfait LMFBRは、ここに選んだモデルでは、燃料自給性を満足しない。内部ブランケットにおけるPuまたは²³³Uの生産効率が非常に高い特徴を持っているので、炉心容量、内部ブランケット量、内部ブランケットの位置等の点を考慮して、再検討が必要である。

共存エネルギー・システムに適した高速炉は、HTGRの必要基数および転換性能にもよるが、一般的に云って増殖性能の高いことが望ましい。PuO₂-UO₂燃料を用いたLMFBRでは、通常のHomogeneous LMFBRよりHeterogeneous LMFBRの方が増殖性という点ですぐれている。しかし、より高い増殖性能を有する高速炉を含む共存エネルギー・システムを考えるためには、炭化物または窒化物燃料を用いたLMFBRおよび冷却材NaのかわりにHeを使用したGCFRについての検討を加える必要がある。

参 考 文 献

- (1) P. Fortescue ; Advanced HTGR Systems, Annals of Nuclear Energy Vol.2 pp787-799 (1975).
- (2) R. Avenhaus, W. Häfele and P.E. McGrath ; Considerations on the Large-Scale Deployment of the Nuclear-Fuel Cycle, Energy, Vol.2, pp323-363 (1977).
- (3) H. Nishimura ; ETOA-1, A Code to Calculate Group Constants for Fast Reactor Calculations, (October 1972).
- (4) 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)。
- (5) J.C. Mogniot et al. ; Gains de Regeneration des Reacteurs Rapides a Combustible Oxyde et a Refrigerant Sodium, Proceedings of First European Nuclear Conference, Paris, (1975).
- (6) G.A. Ducat ; Evaluation of the Parfait Blanket Concept for Fast Breeder Reactors, COO-2250-5 (1974).
- (7) H. Takano, A. Hasegawa, M. Nakagawa, Y. Ishiguro and S. Katsuragi ; JAERI Fast Reactor Group Constants Set, Version II, JAERI 1255 (March 1978).
- (8) R.K. Lane, R. Brogli, R.F. Turner and N. Koo ; High Conversion and Near-Breeding HTGR, GA-A14029 (July, 1976).

TABLE 1. PRINCIPAL PARAMETERS OF PROCESS HEAT HTGR

THERMAL POWER	2700 MW
POWER DENSITY	5 W/cm ³
INITIAL U 233 INVENTORY	1426.5 KG
INITIAL TH INVENTORY	44.2 TON
CONVERSION RATIO	0.85
ANNUAL CONSUMPTION OF U 233	135.0 KG
FUEL RESIDENCE TIME	3 YR AT 0.8 L.F

TABLE 2. DISTINCTION OF EIGHT DIFFERENT FAST REACTOR CONFIGURATIONS SELECTED.

CONFIGURATION	CORE	TH BLANKET	U BLANKET
FBR-A-1	1,2	4(30cm)	3
FBR-A-2	1,2	4(40cm)	3
FBR-A-3	1,2	4(50cm)	3
FBR-B-1	2	3	1(30cm),4
FBR-B-2	2	3	1(40cm),4
FBR-B-3	2	4	1 40cm 3
FBR-C-1	1	2	3,4
FBR-C-2	1	4	2,3

* VALUES IN THE TABLE STAND FOR REGION-NUMBER AND DIMENSION IN FIG. 1.

Table 3 Comparison of infinite dilute cross-sections of Pu-239 and U-233 produced from ENDF/B-III

(unit:barn)

Group number	Lower energy	σ_f		σ_c		ν	
		Pu-239	U-233	Pu-239	U-233	Pu-239	U-233
1	10.5-6.5MeV	2.2002	2.1105	0.0018	0.0124	4.0392	3.4812
2	4.0	1.6989	1.5121	0.0016	0.0177	3.5909	3.0806
3	2.5	1.8887	1.7253	0.0030	0.0250	3.3102	2.8313
4	1.4	2.0227	1.8821	0.0094	0.0364	3.1319	2.6744
5	0.8	1.7563	1.8314	0.0247	0.0543	3.0183	2.5769
6	0.4	1.6095	1.8445	0.0912	0.1154	2.9531	2.5215
7	0.2	1.5131	2.1147	0.1781	0.1884	2.9163	2.4913
8	0.1	1.5436	2.1778	0.2286	0.2121	2.8982	2.4765
9	46.5 keV	1.6692	2.3865	0.3063	0.2501	2.8891	2.4689
10	21.5	1.7452	2.9763	0.5650	0.3325	2.8845	2.4652
11	10.0	1.8789	3.7878	0.9310	0.4399	2.8824	2.4635
12	4.65	2.2280	4.9105	1.6721	0.5819	2.8815	2.4627
13	2.15	3.0505	6.5515	2.7578	0.7841	2.8812	2.4623
14	1.0	4.6187	9.4075	3.8220	0.9251	2.8809	2.4621
15	465 eV	8.6224	12.7114	6.6601	1.4200	2.8806	2.4621
16	215	12.2207	17.8175	12.3258	2.4665	2.8806	2.4620
17	100	18.8670	25.5816	16.3726	3.9887	2.8806	2.4620
18	46.5	58.3558	37.2662	37.1931	5.6649	2.8806	2.4620
19	21.5	23.1901	65.5697	34.9540	6.7423	2.8806	2.4620
20	10.0	105.8779	108.6366	71.9741	17.7658	2.8806	2.4620
21	4.65	32.2472	95.4400	33.8231	17.3864	2.8806	2.4620
22	2.15	11.1719	118.3701	1.5259	46.1320	2.8806	2.4620
23	1.0	23.8269	347.5573	7.4220	60.0674	2.8806	2.4620
24	0.465	98.6308	123.0616	44.4959	9.5085	2.8806	2.4620
25	0.215	1640.5	163.0	1108.0	14.3603	2.8806	2.4620
26	Thermal					2.8806	2.4620

Table 4 Comparison of infinite dilute cross-sections of U-238 and Th-232 produced from ENDF/B-III
(unit:barn)

Group number	Lower energy	σ_f		σ_c		ν	
		U-238	Th-232	U-238	Th-232	U-238	Th-232
1	10.5-6.5MeV	0.9437	0.3180	0.0060	0.0107	3.5120	3.0557
2	4.0	0.5594	0.1471	0.0105	0.0190	3.0886	2.6306
3	2.5	0.5415	0.1289	0.0226	0.0349	2.8057	2.3501
4	1.4	0.4671	0.0986	0.0571	0.0722	2.6237	2.1569
5	0.8	0.0317	0.0043	0.1196	0.1409	2.5073	2.0644
6	0.4	0.0009	0	0.1222	0.1782	2.4226	-
7	0.2	0.0001	0	0.1262	0.1802	2.3651	-
8	0.1	0	0	0.1700	0.2207	-	-
9	46.5 keV	0	0	0.2702	0.3402	-	-
10	21.5	0	0	0.4510	0.4579	-	-
11	10.0	0	0	0.6454	0.6453	-	-
12	4.65	0	0	0.8772	0.8826	-	-
13	2.15	0	0	1.2938	1.3322	-	-
14	1.00	0	0	1.8878	2.0108	-	-
15	465 eV	0	0	3.5261	3.2825	-	-
16	215	0	0	4.6433	8.6686	-	-
17	100	0	0	20.8298	14.6823	-	-
18	46.5	0	0	16.7927	23.3385	-	-
19	21.5	0	0	56.8607	52.2048	-	-
20	10.0	0	0	81.1906	0.5227	-	-
21	4.65	0	0	171.1657	0.1426	-	-
22	2.15	0	0	0.6653	0.2904	-	-
23	1.00	0	0	0.4938	0.6239	-	-
24	0.465	0	0	0.5992	1.1477	-	-
25	0.215	0	0	0.8172	1.9001	-	-
26	Thermal	0	0			-	-

TABLE 5. PRINCIPAL FUEL CYCLE COST PARAMETERS

FISSILE PLUTONIUM ; C_P	10 \$/GR
U 233 ; C_U	10 AND 15 \$/GR
FABRICATION OF CORE FUEL ; $C_{F,C}$	350 \$/KG
FABRICATION OF BLANKET ; $C_{F,B}$	70 \$/KG
REPROCESSING OF CORE FUEL ; $C_{R,C}$	100 \$/KG
REPROCESSING OF BLANKET ; $C_{R,B}$	40 \$/KG
ANNUAL DISCOUNT RATE ; X	0.08/YR

$$EC = C_P(G_P - X I_P) + C_U G_U - C_F W_F - C_R W_R$$

Table 6 Initial fuel material inventories of Homogeneous LMFBRs

(unit:kg)

Region	Mat.	Plutonium						Uranium			
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Fiss. Pu	Pu	U-235	U-238	U	
Inner core		818.9	287.1	157.3	39.5	976.2	1302.8	19.6	7931.0	7950.6	0
Outer core		1218.7	427.3	234.1	58.8	1452.8	1938.9	20.1	8118.3	8138.4	0
Axial blanket		0	0	0	0	0	0	38.5	15552.4	15590.9	0
Radial blanket		0	0	0	0	0	0	0	0	0	24662.4
Reactor		2037.6	714.4	391.4	98.3	2429.0	3241.7	78.2	31601.7	31679.9	24662.4

Homogeneous LMFBR-2 (FBR-A-2)

Inner core		818.9	287.1	157.3	39.5	976.2	1302.8	19.6	7931.0	7950.6	0
Outer core		1218.7	427.3	234.1	58.8	1452.8	1938.9	20.1	8118.3	8138.4	0
Axial blanket		0	0	0	0	0	0	38.5	15552.4	15590.9	0
Radial blanket		0	0	0	0	0	0	0	0	0	34017.1
Reactor		2037.6	714.4	391.4	98.3	2429.0	3241.7	78.2	31601.7	31679.9	34017.1

Homogeneous LMFBR-3 (FBR-A-3)

Inner core		818.9	287.1	157.3	39.5	976.2	1302.8	19.6	7931.0	7950.6	0
Outer core		1218.7	427.3	234.1	58.8	1452.8	1938.9	20.1	8118.3	8138.4	0
Axial blanket		0	0	0	0	0	0	38.5	15552.4	15590.9	0
Radial blanket		0	0	0	0	0	0	0	0	0	43938.8
Reactor		2037.6	714.4	391.4	98.3	2429.0	3241.7	78.2	31601.7	31679.9	43938.8

Table 7 Initial fuel material inventories of Radial-parfait LMFBRs

Radial parfait LMFBR-1 (FBR-C-1)

(unit:kg)

Region	Mat.	Plutonium						Uranium			Th
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Fiss. Pu	Pu	U-235	U-238	U	
Core		2252.7	789.9	432.7	108.7	2685.4	3584.0	29.9	11746.5	11776.4	0
Axial blanket		0	0	0	0	0	0	30.4	12331.4	12361.8	0
Internal R.B.		0	0	0	0	0	0	0	0	0	9922.1
External R.B.		0	0	0	0	0	0	58.8	23768.1	23826.9	0
Reactor		2252.7	789.9	432.7	108.7	2685.4	3584.0	119.1	47846.0	47965.1	9922.1

Radial parfait LMFBR-2 (FBR-C-2)

Core		2114.0	741.3	406.7	102.0	2520.1	3363.4	29.9	11965.7	11995.6	0
Axial blanket		0	0	0	0	0	0	30.4	12331.4	12361.8	0
Internal R.B.		0	0	0	0	0	0	23.6	9561.9	9585.8	0
External R.B.		0	0	0	0	0	0	0	0	0	24663.2
Reactor		2114.0	741.3	406.0	102.0	2520.1	3363.4	83.9	33859.0	33942.9	24663.2

Table 8 Initial fuel material inventories of Axial-parfait LMFBRs

Mat.		Plutonium							Uranium			Th
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Fiss. Pu	Pu	U-235	U-238	U		
Region												
Core		2169.8	760.9	416.7	104.7	2586.5	3452.1	35.6	13302.2	13337.8	0	
Internal A.B.		0	0	0	0	0	0	6.9	2795.3	2864.3	0	
External A.B.		0	0	0	0	0	0	0	0	0	16137.3	
Radial blanket		0	0	0	0	0	0	58.8	23768.1	23826.9	0	
Reactor		2159.8	760.9	416.7	104.7	2586.5	3452.1	101.3	39865.6	39966.9	16137.3	
Axial parfait LMFBR-1 (FBR-B-1) (unit:kg)												
Axial parfait LMFBR-2 (FBR-B-2)												
Core		2193.7	769.3	421.3	105.8	2615.0	3490.1	33.8	12425.7	12459.5	0	
Internal A.B.		0	0	0	0	0	0	9.2	3727.1	3736.3	0	
External A.B.		0	0	0	0	0	0	0	0	0	16137.3	
Radial blanket		0	0	0	0	0	0	58.8	23768.1	23826.9	0	
Reactor		2193.7	769.3	421.3	105.8	2615.0	3490.1	101.8	39920.9	40022.7	16137.3	
Axial parfait LMFBR-3 (FBR-B-3)												
Core		2188.7	767.5	420.4	105.6	2609.1	3482.2	33.8	12433.6	12467.4	0	
Internal A.B.		0	0	0	0	0	0	9.2	3727.1	3736.3	0	
External A.B.		0	0	0	0	0	0	38.4	15552.4	15590.9	0	
Radial blanket		0	0	0	0	0	0	0	0	0	24663.2	
Reactor		2188.7	767.5	420.4	105.6	2609.1	3482.2	81.5	31713.1	31794.6	24663.2	

Table 9 Variations of power densities and peaking factors of the cores of various LMFBRs with burnup

Configuration	Burnup state	Maximum power density	Average power density	Peaking factor
1 FBR-A-2 3	Initial MOC*	694.9 W/cm ³	420.9 W/cm ³	1.651
		639.5	408.4	1.566
FBR-B-1	Initial MOC	623.2	475.4	1.311
		579.1	433.5	1.336
FBR-B-2	Initial MOC	689.1	498.3	1.383
		607.5	451.0	1.347
FBR-B-3	Initial MOC	666.3	498.0	1.338
		593.8	449.8	1.320
FBR-C-1	Initial MOC	899.6	520.9	1.727
		781.1	464.1	1.683
FBR-C-2	Initial MOC	958.8	507.8	1.888
		847.8	458.5	1.849

MOC ; Middle of equilibrium cycle,

Peaking factor = Max. power density/Ave. power density

Table 10 Variations of neutron flux levels of the cores of various LMFBRs with burnup

Configuration	Burnup state	Maximum neutron flux	Average neutron flux
1 FBR-A-2 3	Initial MOC	8.168×10^{15} n/cm ² ·sec	5.135×10^{15} n/cm ² ·sec
		9.013×10^{15}	5.258×10^{15}
FBR-B-1	Initial MOC	6.267×10^{15}	4.774×10^{15}
		6.483×10^{15}	4.800×10^{15}
FBR-B-2	Initial MOC	6.595×10^{15}	4.750×10^{15}
		6.446×10^{15}	4.778×10^{15}
FBR-B-3	Initial MOC	6.385×10^{15}	4.752×10^{15}
		6.271×10^{15}	4.773×10^{15}
FBR-C-1	Initial MOC	8.130×10^{15}	4.664×10^{15}
		8.072×10^{15}	4.694×10^{15}
FBR-C-2	Initial MOC	9.107×10^{15}	4.789×10^{15}
		9.311×10^{15}	4.848×10^{15}

MOC ; Middle of equilibrium cycle

Table 11 Variations of fuel materials of FBR-A-1 with burnup (unit; kg)

Dwell time Nuclide	0 year	0.5 year	1 year
<u>Core (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	2037.5	2035.7	2026.7
240	714.5	749.0	781.9
241	391.3	335.3	290.9
242	98.3	33.3	28.0
U-235	39.7	33.3	28.0
236	0	1.43	2.56
238	16049.3	15685.5	15326.6
<u>Axial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	83.2	164.1
240	0	0.804	3.10
241	0	0.007	0.045
242	0	0.000	0.000
U-235	38.5	36.3	34.3
236		0.578	1.11
238	15552.4	15463.1	15371.0
<u>Radial blanket (U-Th cycle)</u>			
Pa-233	0	21.6	22.0
U-233	0	60.6	139.0
234	0	0.481	1.31
235	0	0.003	0.016
236	0	0.000	0.000
Th-232	24662.4	24578.3	24494.8

Table 12 Variations of fuel materials of FBR-A-2 with burnup (unit; kg)

Dwell time Nuclide	0 year	0.5 year	1 year
<u>Core (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	2037.5	2035.7	2026.7
240	714.5	749.0	782.0
241	391.3	335.3	290.9
242	98.3	104.5	109.0
U-235	39.7	33.3	28.0
236	0	1.43	2.56
238	16049.3	15685.5	15326.1
<u>Axial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	83.2	164.3
240	0	0.803	3.10
241	0	0.007	0.044
242	0	0.000	0.000
U-235	38.5	36.3	34.3
236	0	0.578	1.11
238	15552.4	15463.1	
<u>Radial blanket</u>			
Pa-233	0	23.3	23.8
U-233	0	65.6	151.1
234	0	0.407	1.12
235	0	0.002	0.011
236	0	0.000	0.000
Th-232	34017.1	33926.0	33836.3

Table 13 Variations of fuel materials of FBR-A-3 with burnup (unit; kg)

Dwell time Nuclide	0 year	0.5 year	1 year
<u>Core (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	2037.5	2035.7	2026.7
240	714.5	749.0	782.0
241	391.3	335.3	290.8
242	98.3	104.5	109.0
U-235	39.7	33.3	28.0
236	0	1.43	2.56
238	16049.3	15685.4	15325.6
<u>Axial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	83.2	164.4
240	0	0.803	3.11
241	0	0.007	0.044
242	0	0.000	0.000
U-235	38.4	36.3	34.3
236	0	0.578	1.12
238	15552.4	15463.1	15370.7
<u>Radial blanket (U-th cycle)</u>			
Pa-233	0	24.0	24.5
U-233	0	67.8	156.7
234	0	0.337	0.932
235	0	0.001	0.007
236	0	0.000	0.000
Th-232	43938.8	43845.5	43752.7

Table 14 Variations of fuel materials of FBR-C-1 with burnup (unit; kg)

Dwell time Nuclide	0 year	0.5 year	1 year
<u>Core (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	2252.7	2142.6	2044.1
240	789.9	819.0	843.5
241	432.7	374.4	327.4
242	108.7	114.7	119.0
U-235	29.9	25.7	22.1
236	0	0.935	1.69
238	11746.5	11509.1	11275.8
<u>Axial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	54.9	109.3
240	0	0.439	1.72
241	0	0.003	0.018
242	0	0.000	0.000
U-235	30.5	29.1	27.8
236	0	0.371	0.725
238	12331.5	12272.4	12211.0
<u>Internal radial blanket (U-th cycle)</u>			
Pa-233	0	39.0	39.4
U-233	0	104.8	227.9
234	0	2.32	6.65
235	0	0.029	0.159
236	0	0.000	0.003
Th-232	9922.0	9762.1	9613.5
<u>External radial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	80.6	159.1
240	0	0.522	1.99
241	0	0.004	0.030
242	0	0.000	0.000
U-235	58.8	56.7	54.6
236	0	0.584	1.13
238	23768.1	23681.8	23594.2

Table 15 Variations of fuel materials of FBR-C-2 with burnup
(unit: kg)

Dwell time Nuclide	0 year	0.5 year	1 year
<u>Core (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	2114.0	2024.0	1943.0
240	741.3	772.2	798.6
241	406.0	350.0	305.3
242	102.0	108.0	112.3
U-235	29.9	25.5	21.8
236	0	0.983	1.77
238	11965.7	11714.5	11466.9
<u>Axial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	58.4	116.1
240	0	0.520	2.04
241	0	0.004	0.027
242	0	0.000	0.000
U-235	30.5	29.0	27.6
236	0	0.396	0.768
238	12331.5	12268.7	12203.1
<u>Internal radial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	133.8	249.3
240	0	2.54	9.29
241	0	0.026	0.176
242	0	0.000	0.003
U-235	23.7	20.5	17.7
236	0	0.760	1.38
238	9561.9	9403.7	9246.0
<u>External radial blanket (U-th cycle)</u>			
Pa-233	0	19.3	20.2
U-233	0	53.7	125.3
234	0	0.369	1.05
235	0	0.002	0.011
236	0	0.000	0.000
Th-232	24663.2	24588.7	24512.2

Table 16 Variations of fuel materials of FBR-B-1 with burnup (unit; kg)

Dwell time Nuclide	0 year	0.5 year	1 year
<u>Core (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	2169.8	2093.2	2023.2
240	760.1	789.5	815.0
241	416.7	359.8	313.6
242	104.7	110.6	114.9
U-235	35.6	30.5	26.1
236	0	1.13	2.05
238	13302.2	13030.4	12762.7
<u>Internal axial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	58.5	106.1
240	0	2.04	7.01
241	0	0.044	0.233
242	0	0.001	0.006
U-235	6.92	5.47	4.32
236	0	0.364	0.620
238	2795.3	2725.4	2653.9
<u>External axial blanket (U-th cycle)</u>			
Pa-233	0	26.1	26.9
U-233	0	72.5	165.0
234	0	0.847	2.39
235	0	0.007	0.036
236	0	0.000	0.000
Th-232	16137.3	16035.4	15933.0
<u>Radial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	88.2	171.1
240	0	0.647	2.36
241	0	0.007	0.042
242	0	0.000	0.000
U-235	58.8	56.4	54.3
236	0	0.649	1.23
238	23768.1	23673.8	23581.4

Table 17 Variations of fuel materials of FBR-B-2 with burnup (unit; kg)

Dwell time Nuclide	0 year	0.5 year	1 year
<u>Core (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	2193.7	2099.8	2014.9
240	769.3	796.1	819.6
241	421.3	364.2	317.5
242	105.8	111.6	115.8
U-235	33.8	29.0	24.9
236	0	1.05	1.91
238	12425.7	12175.2	11927.8
<u>Internal axial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	67.6	125.5
240	0	2.08	7.37
241	0	0.041	0.225
242	0	0.000	0.005
U-235	92.2	7.53	6.13
236	0	0.430	0.752
238	3727.1	3647.7	3564.7
<u>External axial blanket (U-th cycle)</u>			
Pa-233	0	26.1	27.2
U-233	0	72.3	165.4
234	0	0.837	2.39
235	0	0.007	0.035
236	0	0.000	0.000
Th-232	16137.3	16035.6	15932.1
<u>Radial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	99.8	192.4
240	0	0.820	2.96
241	0	0.010	0.057
242	0	0.000	0.000
U-235	58.8	56.1	53.7
236	0	0.730	1.38
238	23768.1	23661.0	23556.7

Table 18 Variations of fuel materials of FBR-B-3 with burnup (unit; kg)

Dwell time Nuclide	0 year	0.5 year	1 year
<u>Core (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	2188.7	2095.6	2011.5
240	767.5	794.6	818.2
241	420.4	363.4	316.9
242	105.6	111.3	115.6
U-235	33.8	29.0	24.9
236	0	1.05	1.91
238	12433.6	12182.6	11935.0
<u>Internal axial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	68.8	127.4
240	0	2.16	7.62
241	0	0.044	0.236
242	0	0.000	0.005
U-235	92.2	7.50	6.08
236	0	0.438	0.762
238	3727.1	3646.1	3561.8
<u>External axial blanket (Pu-U cycle)</u>			
Pu-239	0	98.6	192.1
240	0	1.10	4.14
241	0	0.011	0.064
242	0	0.000	0.000
U-235	38.5	36.0	33.6
236	0	0.671	1.28
238	15552.4	15445.1	15336.2
<u>Radial blanket (U-th cycle)</u>			
Pa-233	0	25.7	25.7
U-233	0	72.3	163.9
234	0	0.672	1.79
235	0	0.005	0.024
236	0	0.000	0.000
Th-232	24663.2	24562.6	24464.6

Table 19 Variations of isotopic compositions of Pu and U with burnup

(1) Pu-U cycle

Model	Region	0.5 year				1 year			
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
FBR-A-1	Core	0.6313	0.2323	0.1040	0.0324	0.6317	0.2437	0.0907	0.0340
	A.blanket	0.9903	0.0096	0.0001	0.0000	0.9812	0.0185	0.0003	0.0000
FBR-A-2	Core	0.6313	0.2323	0.1040	0.0324	0.6317	0.2437	0.0907	0.0340
	A.blanket	0.9903	0.0096	0.0001	0.0000	0.9812	0.0185	0.0003	0.0000
FBR-A-3	Core	0.6313	0.2323	0.1040	0.0324	0.6317	0.2437	0.0907	0.0340
	A.blanket	0.9903	0.0096	0.0001	0.0000	0.9812	0.0185	0.0003	0.0000
FBR-C-1	Core	0.6209	0.2373	0.1085	0.0332	0.6131	0.2530	0.0982	0.0357
	A.blanket	0.9920	0.0079	0.0001	0.0000	0.9843	0.0155	0.0002	0.0000
	E.R. blanket	0.9935	0.0064	0.0001	0.0000	0.9875	0.0124	0.0002	0.0000
FBR-C-2	Core	0.6220	0.2373	0.1076	0.0332	0.6150	0.2528	0.0966	0.0355
	A.blanket	0.9911	0.0088	0.0001	0.0000	0.9825	0.0173	0.0002	0.0000
	I.R. blanket	0.9812	0.0186	0.0002	0.0000	0.9634	0.0359	0.0007	0.0000
FBR-B-1	Core	0.6243	0.2355	0.1073	0.0330	0.6193	0.2495	0.0960	0.0352
	I.A. blanket	0.9656	0.0337	0.0007	0.0000	0.9360	0.0618	0.0021	0.0001
	R.blanket	0.9926	0.0073	0.0001	0.0000	0.9862	0.0136	0.0002	0.0000
FBR-B-2	Core	0.6228	0.2361	0.1080	0.0331	0.6166	0.2508	0.0972	0.0354
	I.A. blanket	0.9696	0.0298	0.0006	0.0000	0.9429	0.0554	0.0017	0.0000
	R.blanket	0.9918	0.0081	0.0001	0.0000	0.9846	0.0151	0.0002	0.0000
FBR-B-3	Core	0.6228	0.2361	0.1080	0.0331	0.6166	0.2508	0.0971	0.0354
	I.A. blanket	0.9690	0.0304	0.0006	0.0000	0.9419	0.0563	0.0017	0.0000
	E.A. blanket	0.9886	0.0110	0.0001	0.0000	0.9786	0.0211	0.0003	0.0000

Initial loaded Pu; $^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}=0.6285:0.2204:0.1207:0.0304$

(2) U-th cycle

Model	Region	0.5 year			1 year		
		U-233	U-234	U-235	U-233	U-234	U-235
FBR-A-1	R.blanket	0.9921	0.0079	0.0000	0.9906	0.0093	0.0001
FBR-A-2	R.blanket	0.9938	0.0062	0.0000	0.9926	0.0073	0.0001
FBR-A-3	R.blanket	0.9951	0.0049	0.0000	0.9940	0.0059	0.0001
FBR-C-1	I.R.blanket	0.9781	0.0217	0.0001	0.9710	0.0283	0.0007
FBR-C-2	E.R.blanket	0.9931	0.0068	0.0001	0.9916	0.0083	0.0001
FBR-B-1	E.A.blanket	0.9884	0.0115	0.0001	0.9855	0.0143	0.0002
FBR-B-2	E.A.blanket	0.9885	0.0114	0.0001	0.9856	0.0142	0.0002
FBR-B-3	R.blanket	0.9907	0.0092	0.0001	0.9891	0.0108	0.0001

Excluding contribution from ^{233}Pa .

Table 20 Variations of maximum and average burnups with irradiation
(unit; MWD/T)

Dwell Time Model	0.5 year				1 year			
	Core	Axial blanket	Radial blanket	Internal blanket	Core	Axial blanket	Radial blanket	Internal blanket
FBR-A-1	30,230 (18,597)	1,786 (446)	408 (65)	-	58,341 (36,895)	4,852 (1,325)	1,528 (332)	-
FBR-A-2	30,240 (18,603)	1,787 (446)	383 (44)	-	58,426 (36,945)	4,868 (1,327)	1,324 (213)	-
FBR-A-3	30,250 (18,609)	1,788 (447)	365 (31)	-	58,506 (36,994)	4,885 (1,329)	1,175 (143)	-
FBR-C-1	38,518 (22,687)	1,906 (385)	1,893 (291)	2,169 (876)	71,853 (43,078)	4,756 (1,114)	4,231 (746)	11,918 (5,152)
FBR-C-2	41,514 (22,044)	2,214 (406)	377 (57)	6,491 (2,487)	79,095 (42,324)	5,877 (1,028)	1,356 (285)	19,264 (7,544)
FBR-B-1	27,223 (20,735)	640 (164)	1,853 (300)	5,435 (3,730)	52,781 (39,931)	2,980 (960)	4,186 (777)	16,254 (13,693)
FBR-B-2	29,846 (21,716)	620 (166)	2,177 (354)	5,324 (2,942)	56,461 (41,678)	2,785 (978)	4,917 (929)	15,322 (10,840)
FBR-B-3	28,808 (21,669)	2,402 (606)	508 (87)	5,284 (3,018)	54,802 (41,569)	6,037 (1,770)	1,915 (447)	15,278 (11,109)

Table 21 Accumulation of fuel materials of Homogeneous LMFRs

FBR-A-1

(unit; kg)

Region	Mat.	Plutonium					U & Th			
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Fiss. Pu	Pu	U-233	Th	Other U
Inner core		44.5	38.4	-47.4	5.4	-2.9	40.9	0	0	-437.3
Outer core		-55.4	29.1	-53.1	5.3	-108.5	-74.1	0	0	-294.6
Axial blanket		164.1	3.1	0.0	0.0	164.1	167.2	0	0	-184.5
Radial blanket		0	0	0	0	0	0	161.0	-167.6	1.3
Reactor		153.2	70.6	-100.5	10.7	52.7	134.0	161.0	-167.6	-915.1

FBR-A-2

Inner core		44.5	38.5	-47.4	5.4	-2.9	41.0	0	0	-437.8
Outer core		-55.4	29.1	-53.1	5.3	-108.5	-74.1	0	0	-294.6
Axial blanket		164.3	3.1	0.0	0.0	164.3	167.4	0	0	-184.7
Radial blanket		0	0	0	0	0	0	174.9	-180.5	1.1
Reactor		153.4	70.7	-100.5	10.7	52.9	134.3	174.9	-180.5	-916.0

FBR-A-3

Inner core		44.5	38.5	-47.4	5.4	-2.9	41.0	0	0	-438.3
Outer core		-55.4	29.1	-53.1	5.3	-108.5	-74.1	0	0	-294.6
Axial blanket		164.4	3.1	0.0	0.0	164.4	167.4	0	0	-184.8
Radial blanket		0	0	0	0	0	0	181.2	-186.1	0.9
Reactor		153.5	70.7	-100.5	10.7	53.0	134.3	181.2	-186.1	-916.8

Table 22 Accumulation of fuel materials of Radial-parfait LMFBRs

FBR-C-1

(unit; kg)

Region	Mat.	Plutonium					U & Th			
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Fiss. Pu	Pu	U-233	Th	Other U
Core		-208.6	53.6	-105.3	10.3	-313.9	-250.0	0	0	-476.8
Axial blanket		109.3	1.7	0.0	0.0	109.3	111.0	0	0	-122.4
Internal R.B.		0	0	0	0	0	0	267.3	-308.6	6.8
External R.B.		159.1	2.0	0.0	0.0	159.1	161.1	0	0	-177.0
Reactor		59.8	57.3	-105.3	10.3	-45.5	22.1	267.3	-308.6	-769.4

FBR-C-2

Core		-171.0	57.3	-100.7	10.3	-271.7	-204.1	0	0	-505.1
Axial blanket		116.1	2.0	0.0	0.0	116.1	118.1	0	0	-130.4
Internal R.B.		249.3	9.3	0.2	0.0	249.5	258.8	0	0	-320.7
External R.B.		0	0	0	0	0	0	145.5	-151.0	1.0
Reactor		194.4	68.6	-100.5	93.9	162.5	172.8	145.5	-151.0	-955.2

Table 23 Accumulation of fuel materials of Axial-parfait LMFBRs

FBR-B-1

(unit; kg)

Region	Mat.	Plutonium					U & Th			
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Fiss. Pu	Pu	U-233	Th	Other U
Core		-146.6	54.1	-103.1	10.2	-249.7	-185.4	0	0	-546.9
Internal A.B.		106.1	7.0	0.2	0.0	106.3	113.3	0	0	-205.5
External A.B.		0	0	0	0	0	0	191.9	-204.3	2.4
Radial blanket		171.1	2.4	0.0	0.0	171.1	173.5	0	0	-190.0
Reactor		130.6	63.5	-102.9	10.2	27.7	101.4	191.9	-204.3	-940.0

FBR-B-2

Core		-178.8	50.3	-103.7	10.0	-282.5	-222.2	0	0	-505.3
Internal A.B.		125.5	7.4	0.2	0.0	125.7	133.1	0	0	-164.7
External A.B.		0	0	0	0	0	0	192.6	-205.2	2.4
Radial blanket		192.4	3.0	0.1	0.0	192.5	195.5	0	0	-215.1
Reactor		139.1	60.7	-103.4	10.0	35.7	106.4	192.6	-205.2	-882.7

FBR-B-3

Core		-177.2	50.7	-103.5	10.0	-280.7	-220.0	0	0	-505.6
Internal A.B.		127.4	7.6	0.2	0.0	127.6	135.2	0	0	-167.6
External A.B.		192.1	4.1	0.1	0.0	192.2	196.3	0	0	-219.8
Radial blanket		0	0	0	0	0	0	189.6	-198.6	1.8
Reactor		142.3	62.4	-103.2	10.0	39.1	115.1	189.6	-198.6	-891.2

TABLE 24. SODIUM VOID COEFFICIENT AND ISOTHERMAL DOPPLER COEFFICIENT AT MIDDLE OF EQUILIBRIUM CYCLE

CONFIGURATION	SODIUM VOID*	DOPPLER**
FBR-A-1	1.579	- 0.00527
FBR-A-2	1.576	- 0.00527
FBR-A-3	1.573	- 0.00527
FBR-B-1	1.420	- 0.00361
FBR-B-2	1.199	- 0.00329
FBR-B-3	1.253	- 0.00334
FBR-C-1	1.139	- 0.00326
FBR-C-2	1.431	- 0.00358

* % $\Delta K/K$, ** - $T(DK/DT)$

TABLE 25. RELATIVE FUEL CYCLE COST ADVANTAGE OF FAST REACTOR CONFIGURATIONS TO FBR-A-1.

CONFIGURATION	UNIT COST OF U 233	
	10 \$/GR	15 \$/GR
FBR-A-1	0 (%)	0 (%)
FBR-A-2	- 6.0	- 5.6
FBR-A-3	- 13.4	- 13.5
FBR-B-1	- 1.1	1.0
FBR-B-2	0.1	2.4
FBR-B-3	- 0.0	2.1
FBR-C-1	5.7	13.9
FBR-C-2	9.7	9.7

Table 26 Comparison of nuclear characteristics of IMFBRs with ThO₂ and UO₂ blankets

Items	Th-Blanket	U-Blanket
(1) Pu-enrichment ($\frac{^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu}}{\text{Pu}+\text{U}}$ a/o) Initial Inner core/outer core Equilibrium Inner core/outer core	10.50/14.35 10.94/13.79	10.50/14.17 10.94/13.65
(2) Fissile production ; Core/A.blanket/R.blanket (kg/yr)	-111.3/164.2/161.0*	-106.5/163.2/159.9
(3) Burnup reactivity swing (% Δk/k/yr)	-3.172	-3.060
(4) Core power density (W/cm ³) Initial ; Max. (Ave.) Equilibrium ; Max. (Ave.)	694.9(420.9) 638.3(407.7)	677.8(415.6) 623.4(402.5)
(5) Doppler coefficient at equilibrium ($T \frac{\partial k}{\partial T}$)	-0.00527	-0.00535
(6) Na-void coefficient at equilibrium (%Δk/k)	1.579	1.641

* ²³³U + ²³³Pa as fissile

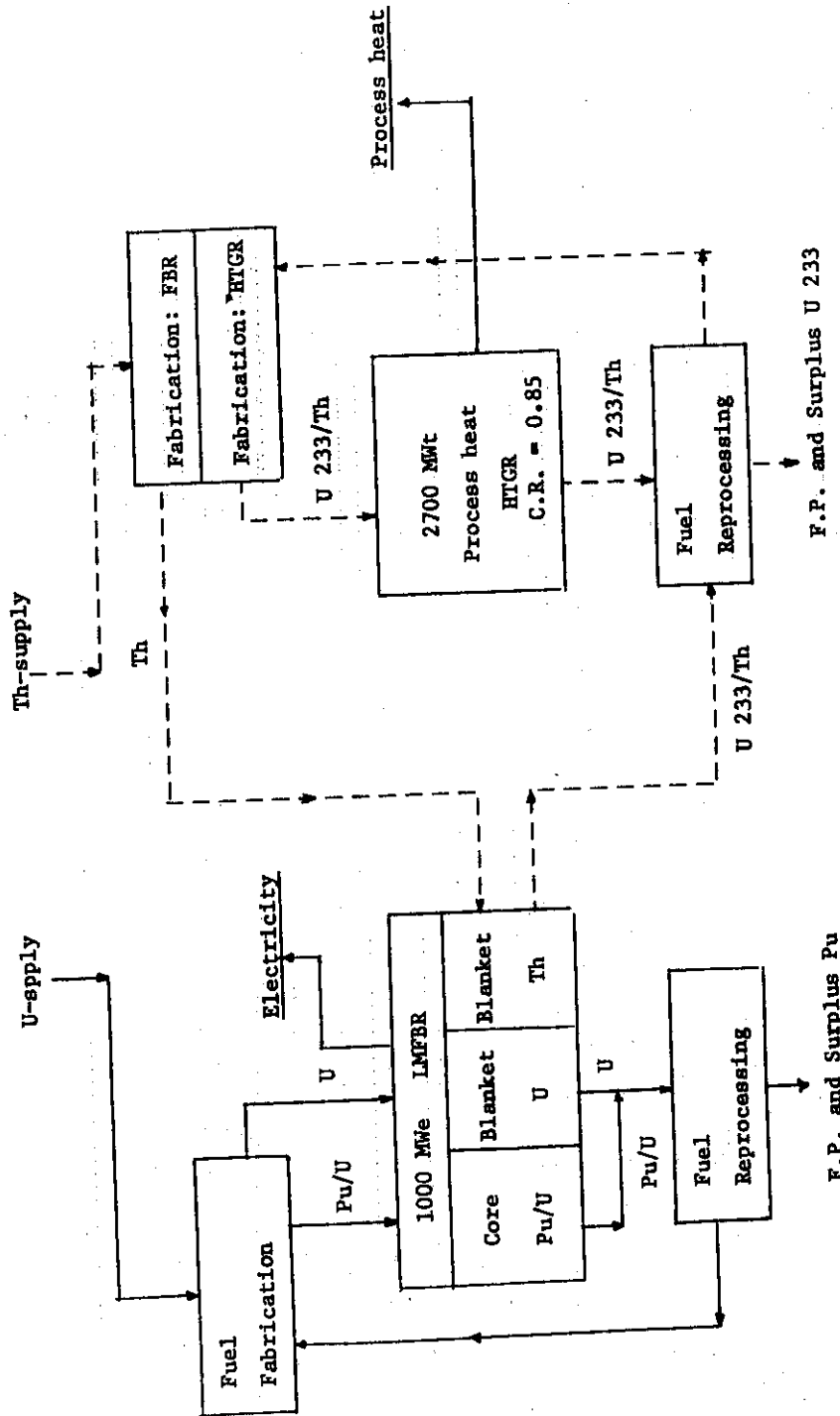


Fig. 1 Schematic diagram of fuel flow in the symbiotic energy system between a sodium-cooled fast breeder reactor and a process heat HTGR.

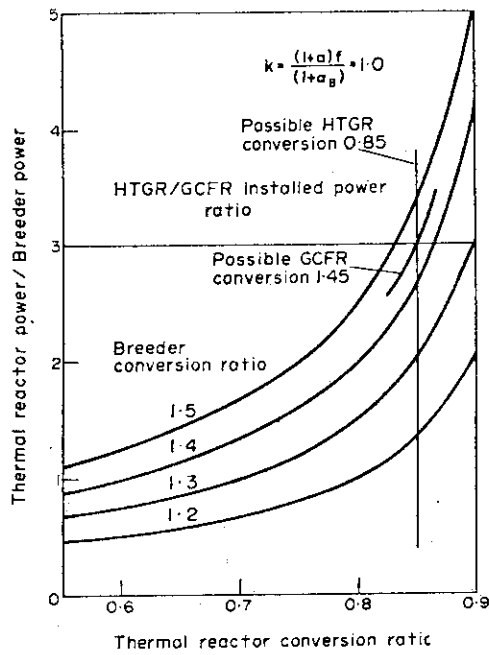


Fig. 2 Breeder-thermal reactor symbiosis, steady state. (1)

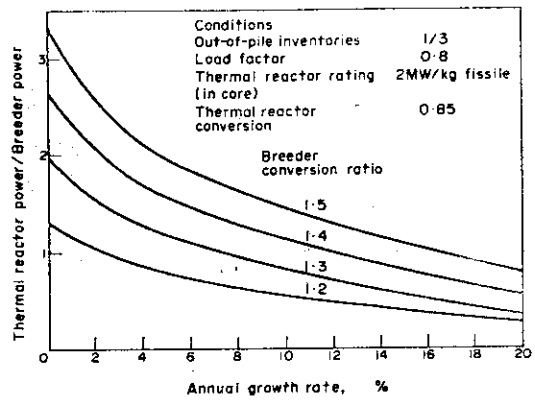


Fig. 3 Breeder-thermal reactor symbiosis, growth of breeder inventory separately provided. (1)

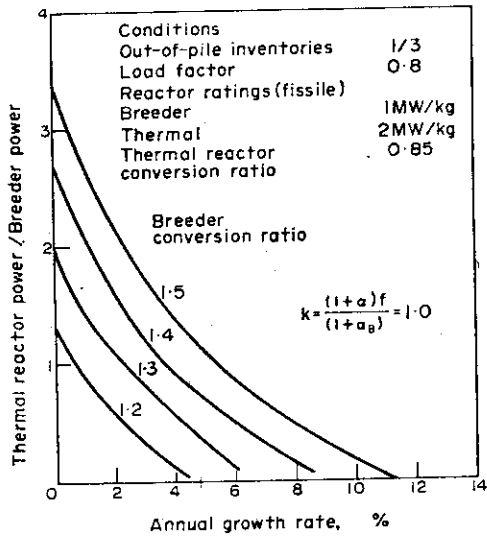


Fig. 4 Breeder-thermal reactor symbiosis, growth of both breeder and thermal reactor inventories provided. (1)

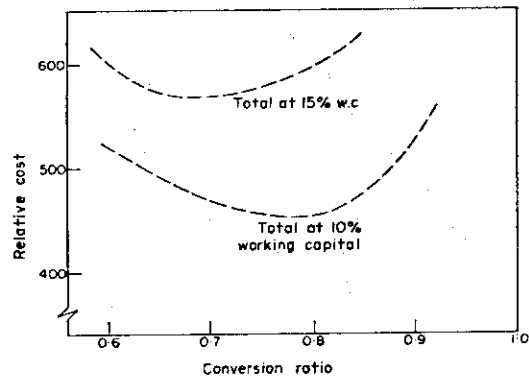


Fig. 5 Relative fuel costs vs conversion ratio. (1)

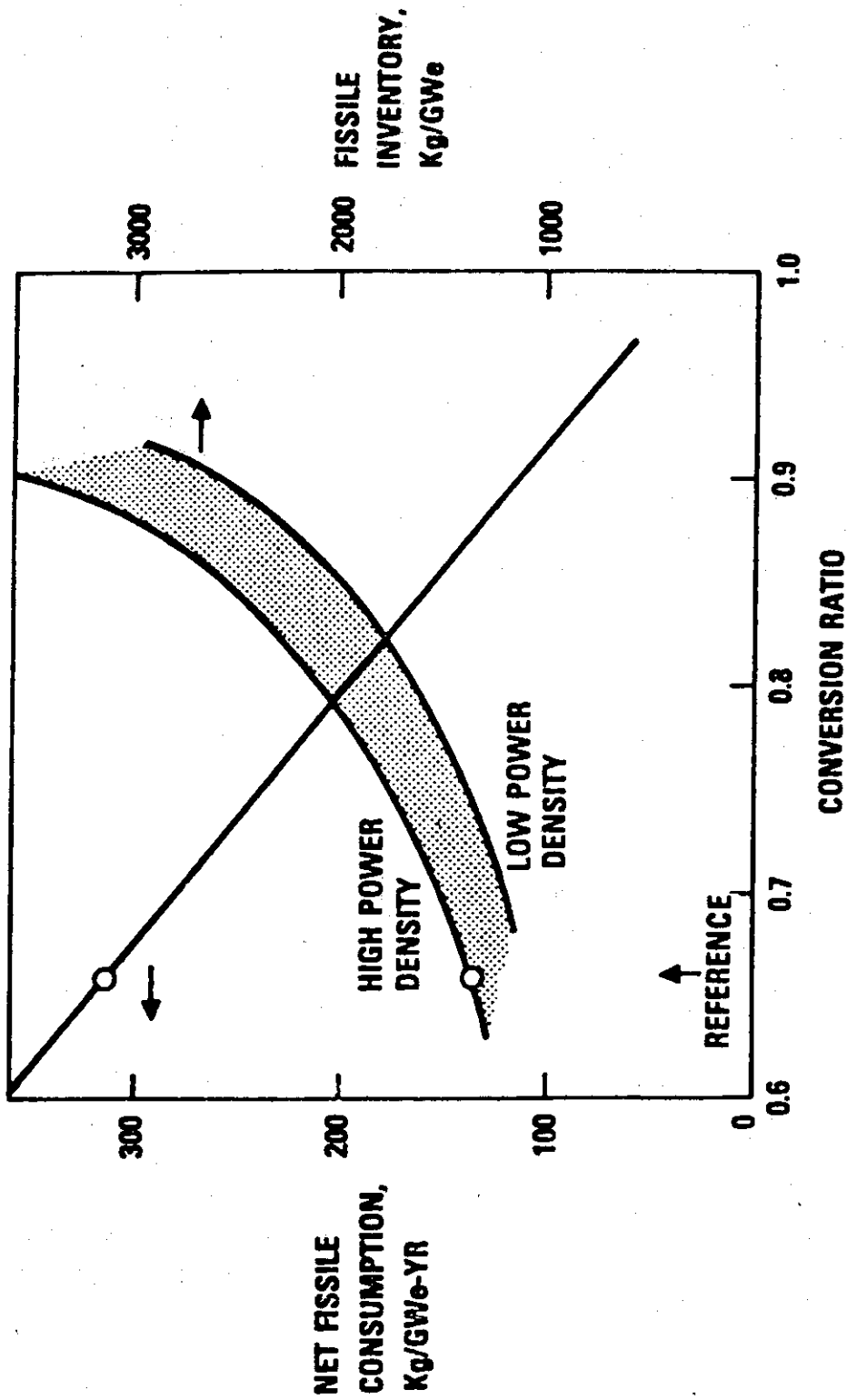


Fig. 6 Effects of conversion ratio on U consumption and inventory.⁽⁸⁾

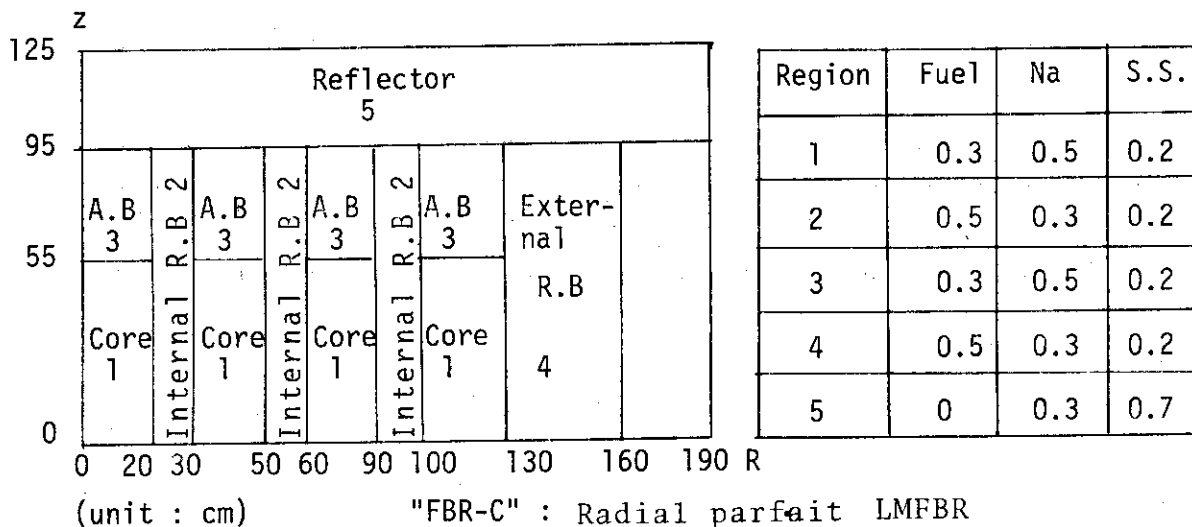
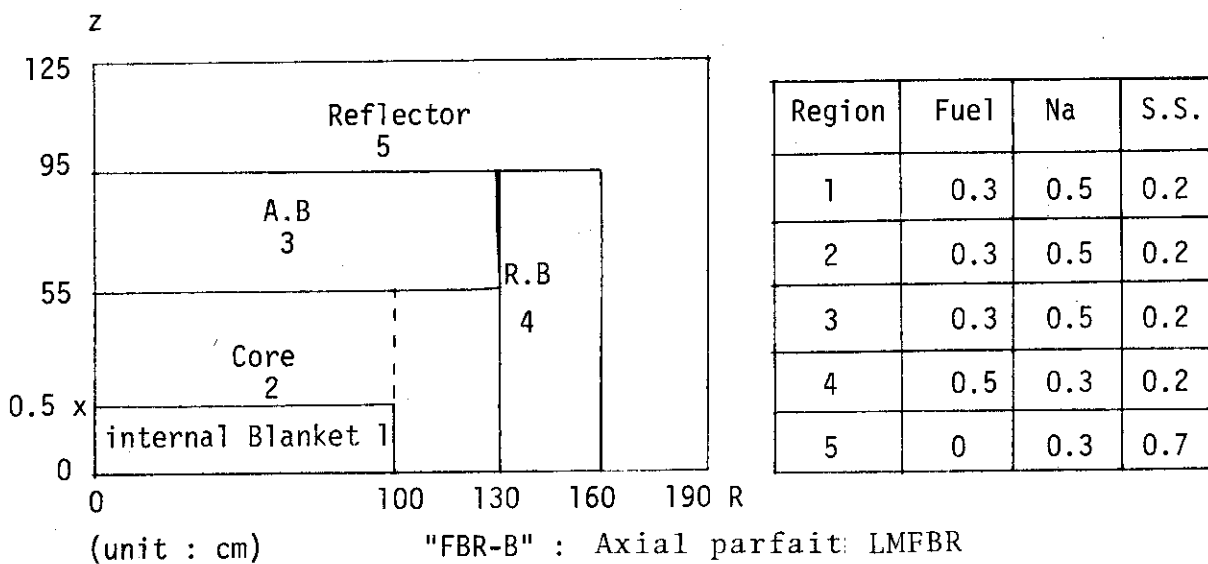
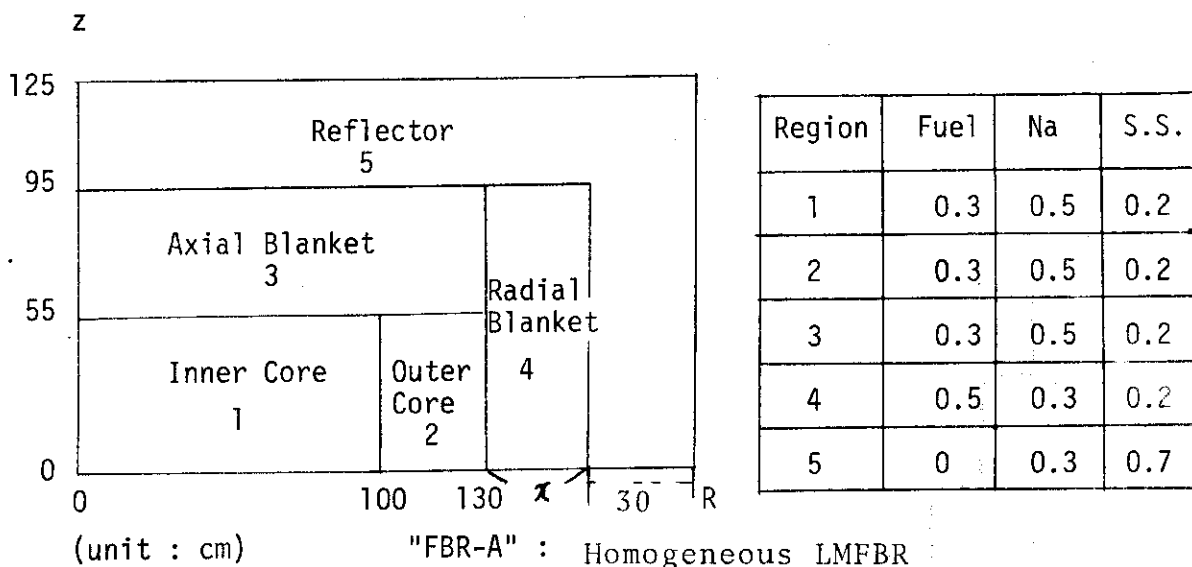


Fig. 7 Dimension and region compositions of LMFBR concepts.

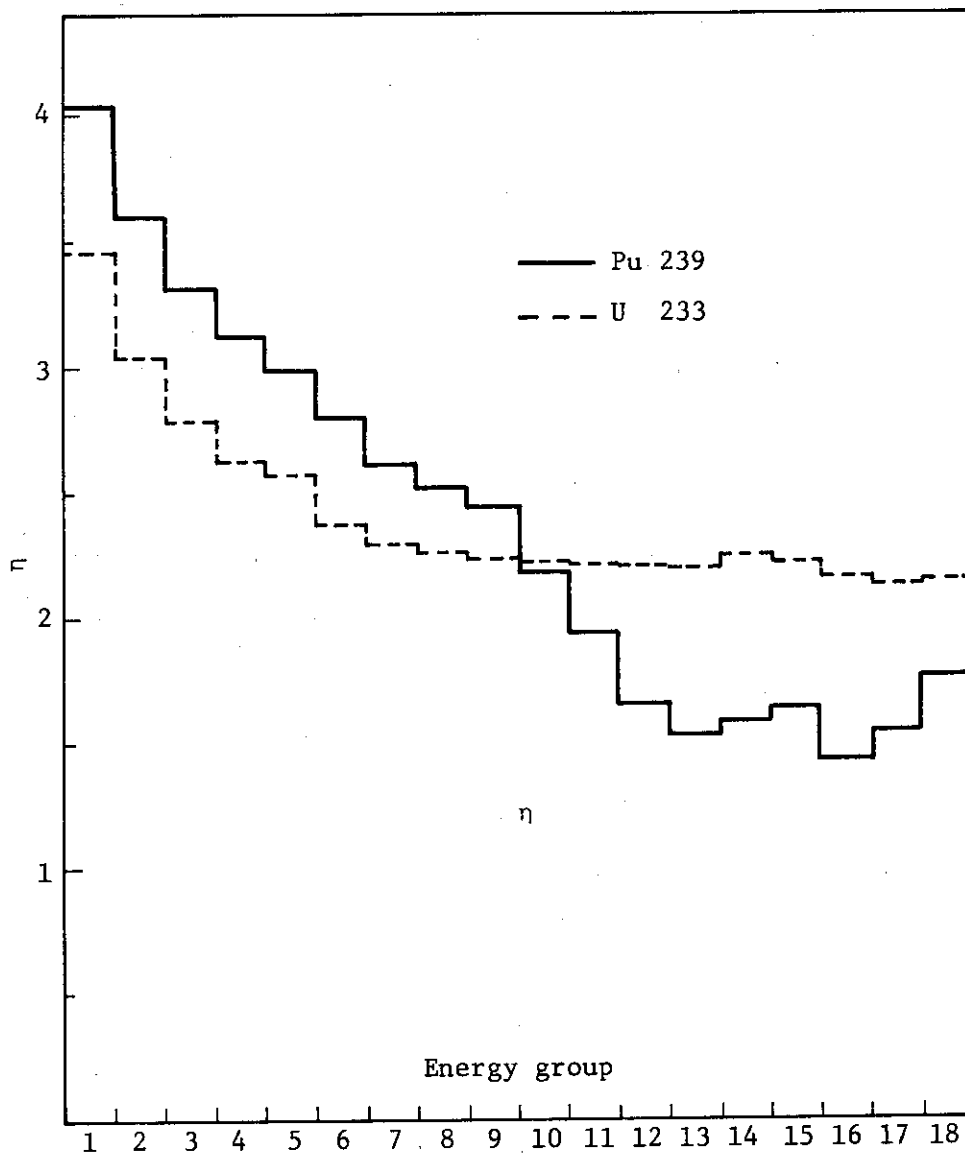


Fig. 8 η -values of ^{233}U and ^{239}Pu as a function of neutron energy group

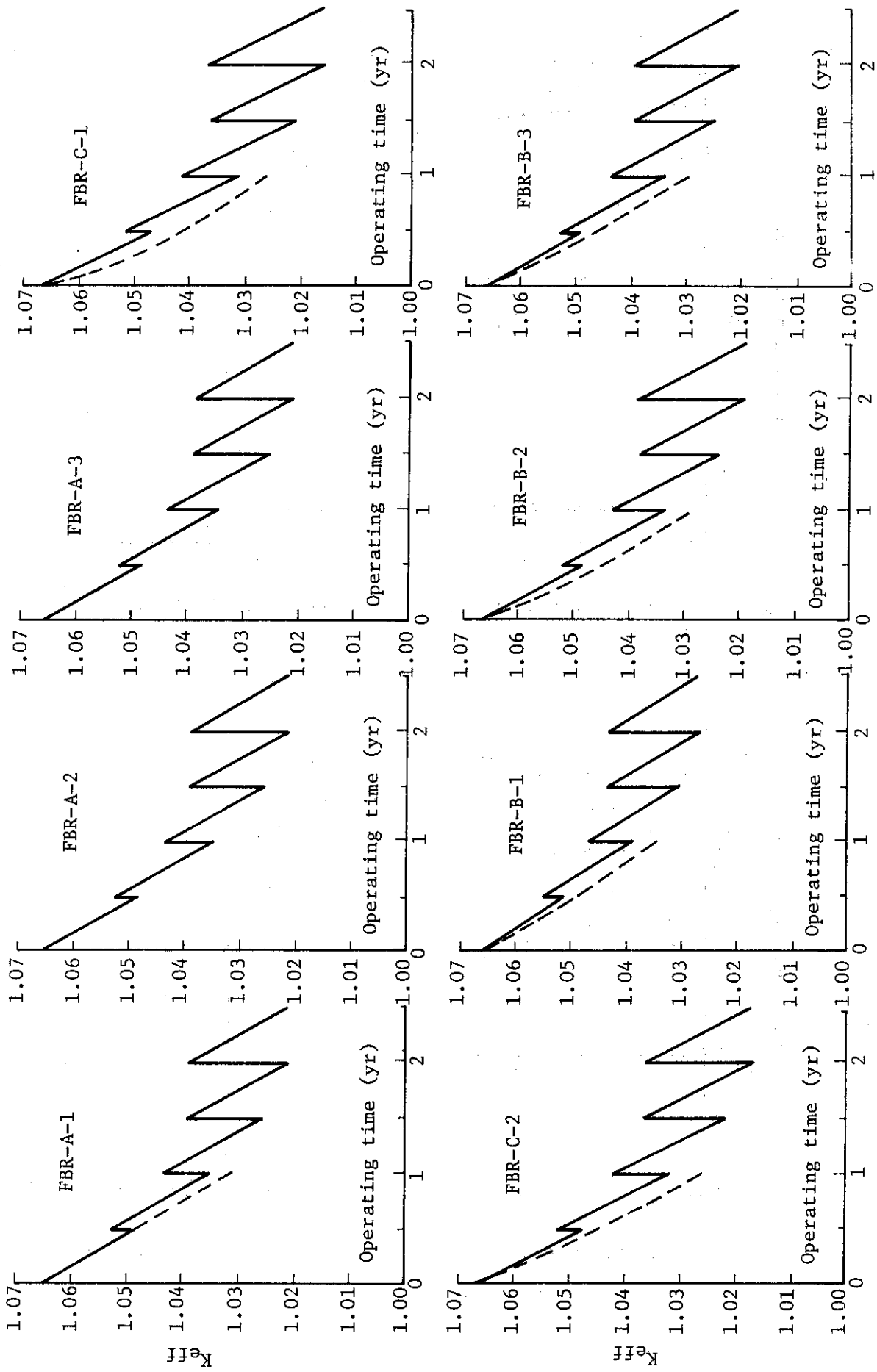


Fig. 9 Variation of K_{eff} with burnup for various IMFBR models

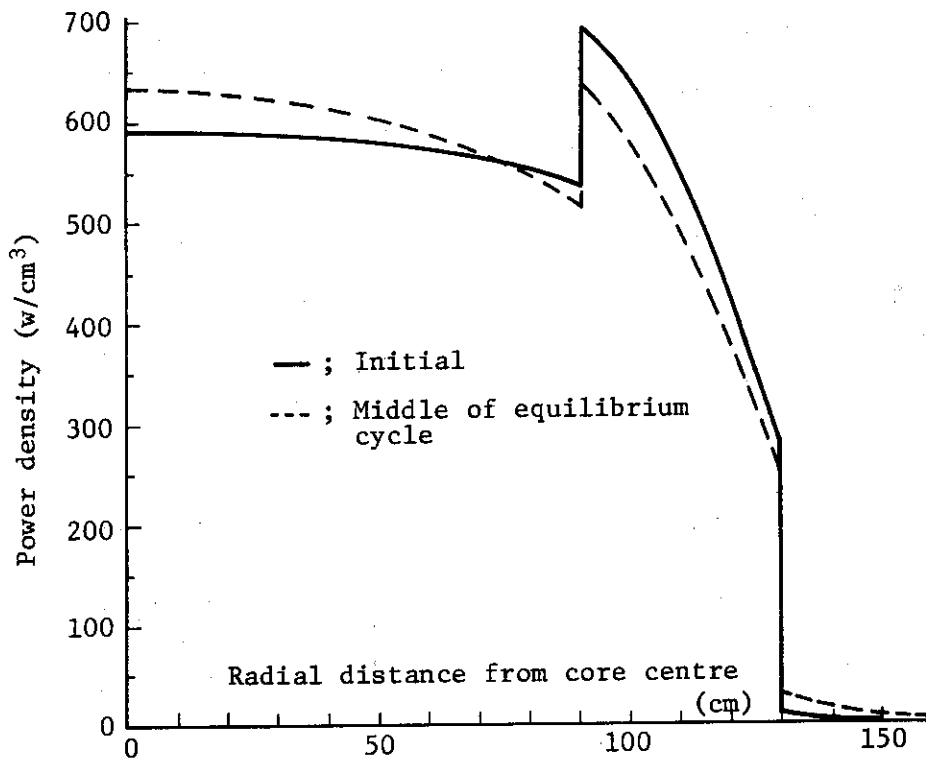


Fig. 10 Radial power distributions in the central plane of FBR-A-1

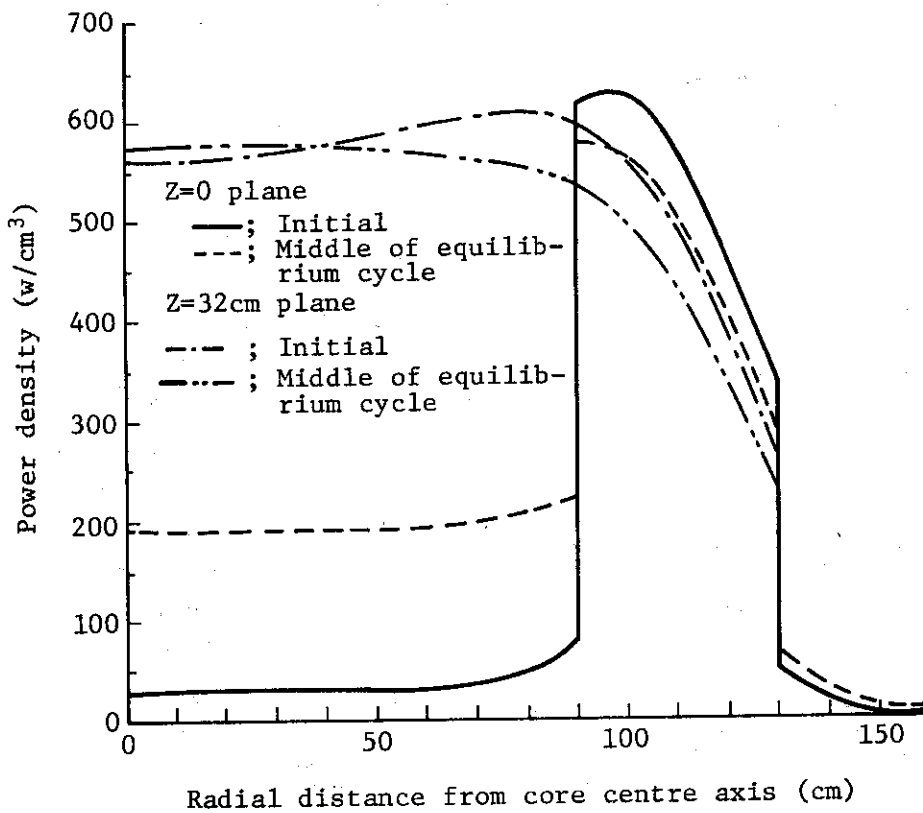


Fig. 11 Radial power distributions of FBR-B-1

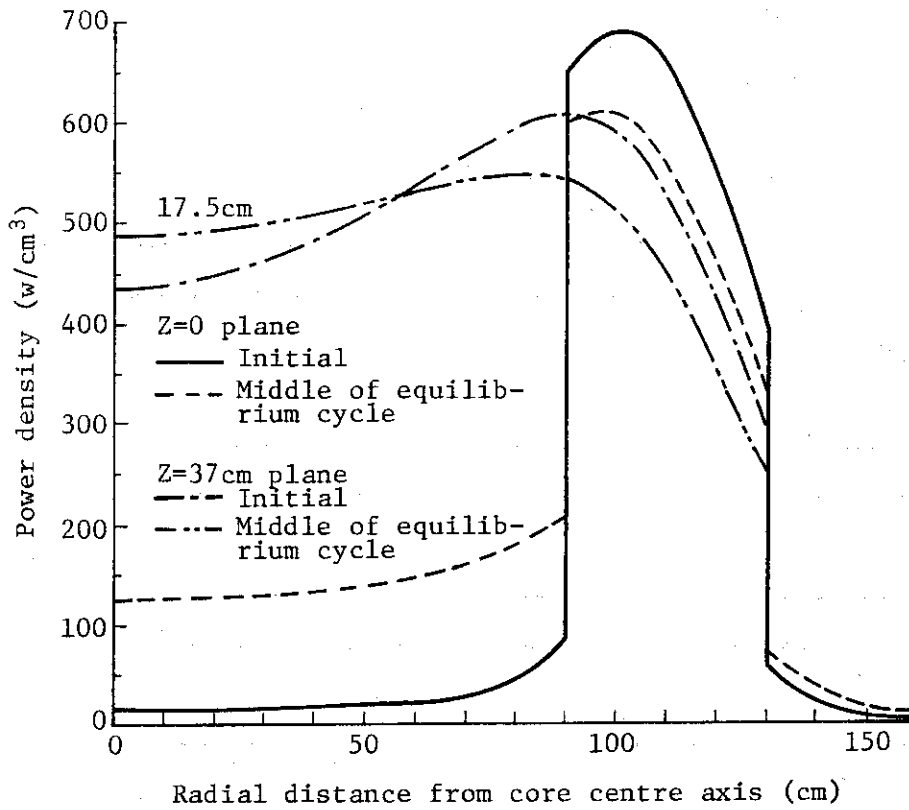


Fig. 12 Radial power distributions of FBR-B-2

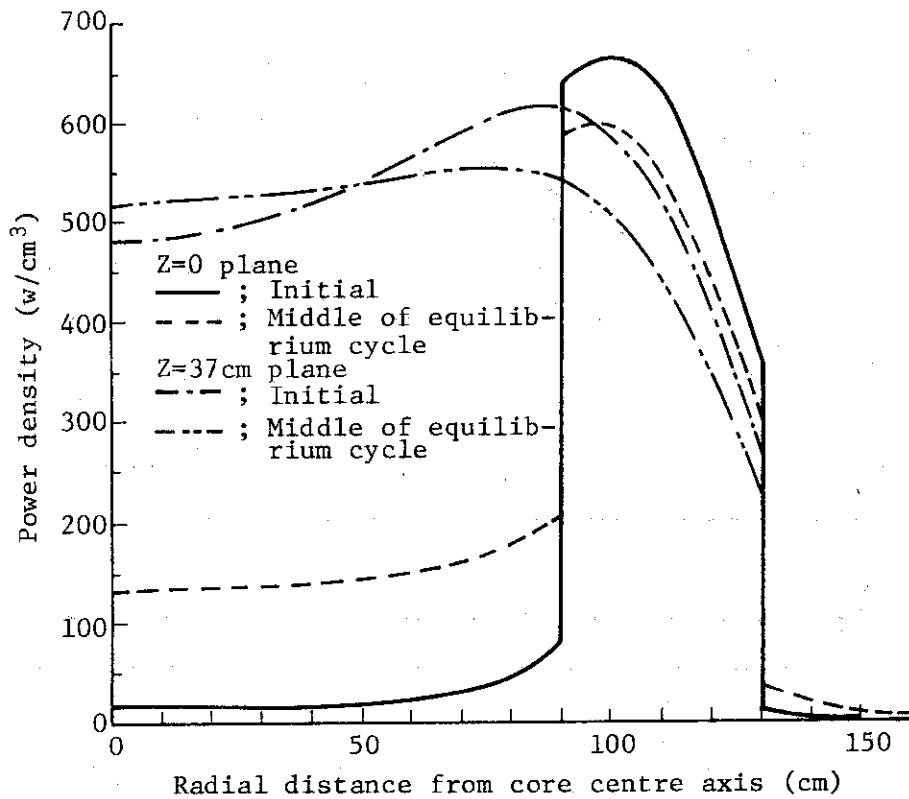


Fig. 13 Radial power distributions of FBR-B-3

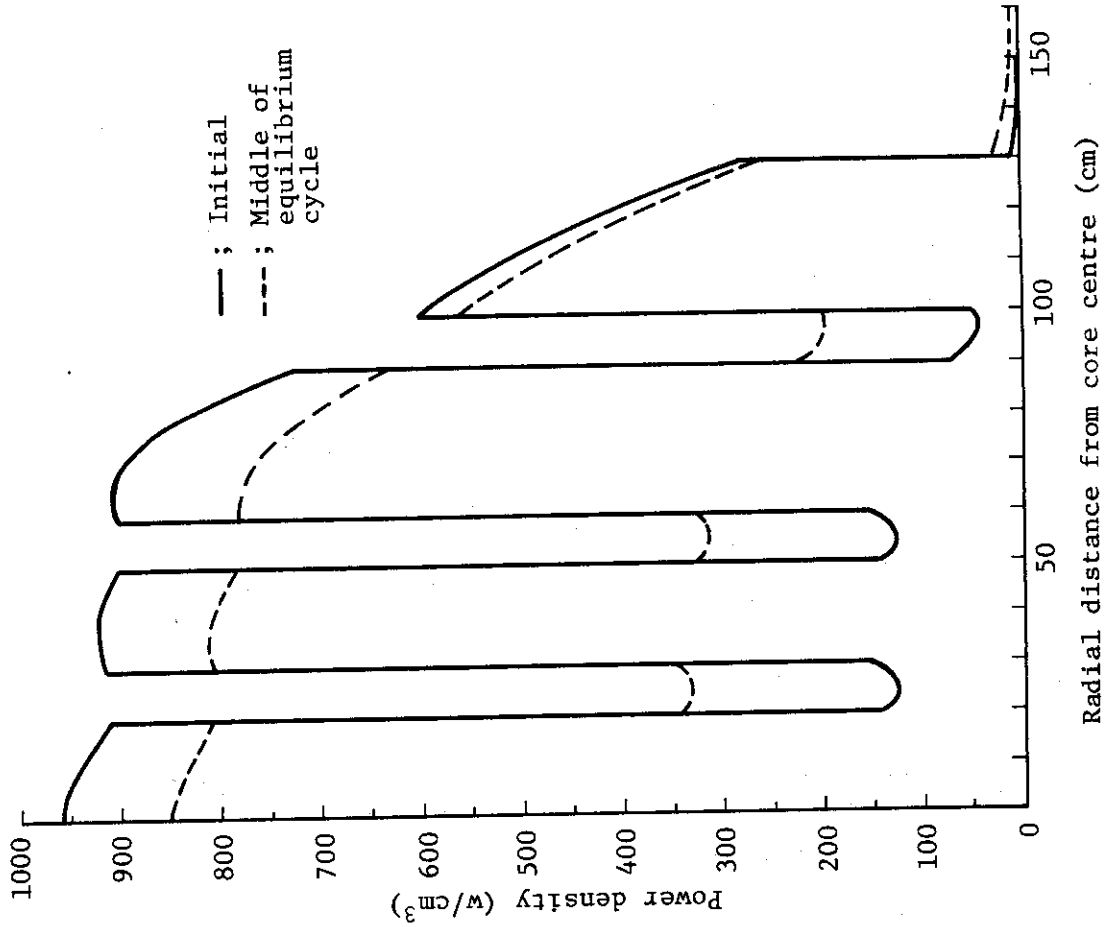


Fig. 15 Radial power distributions in central plane of FBR-C-2

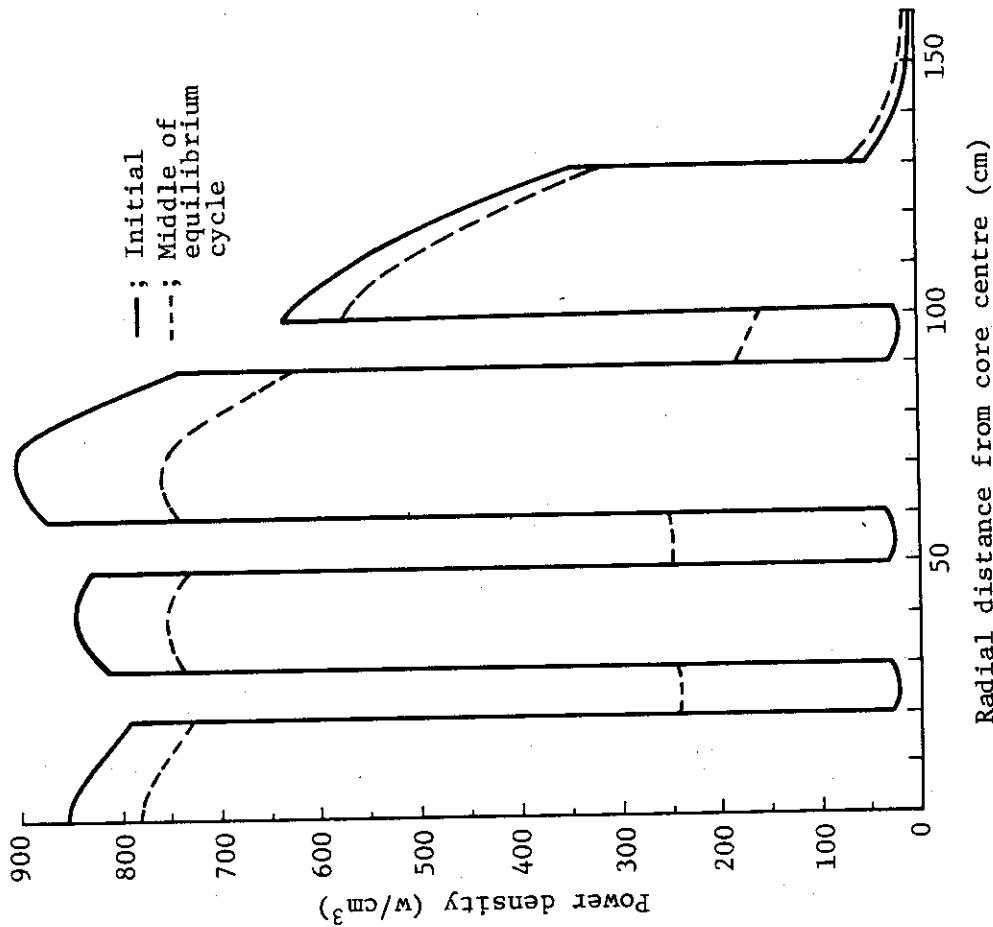


Fig. 14 Radial power distributions in central plane of FBR-C-1

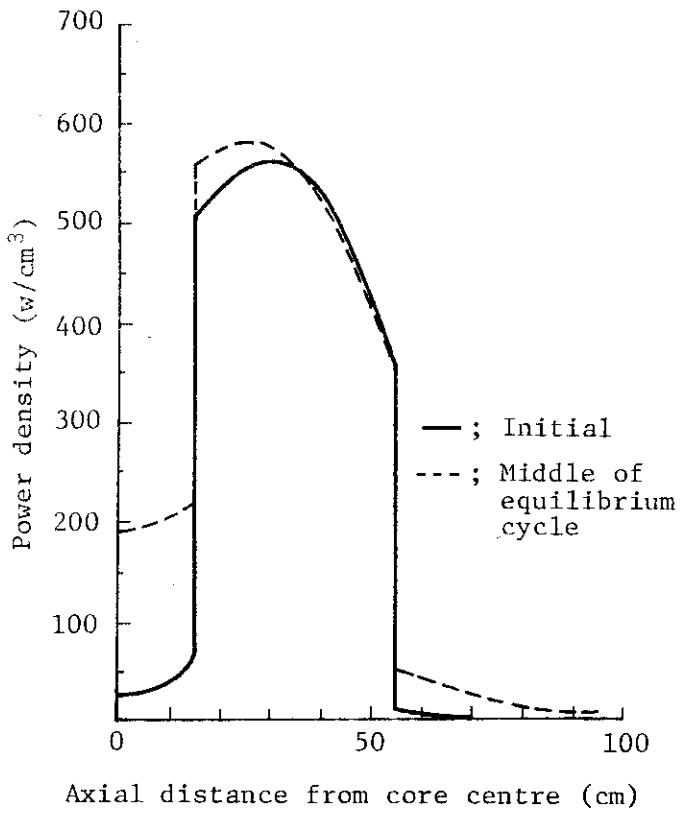


Fig. 16 Axial power distributions along centre axis of FBR-B-1

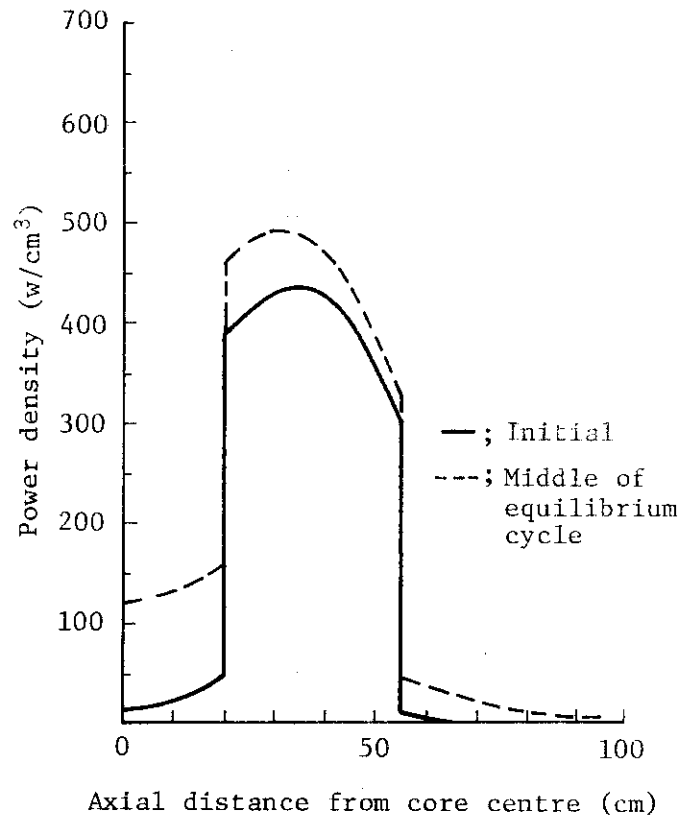


Fig. 17 Axial power distributions along centre axis of FBR-B-2

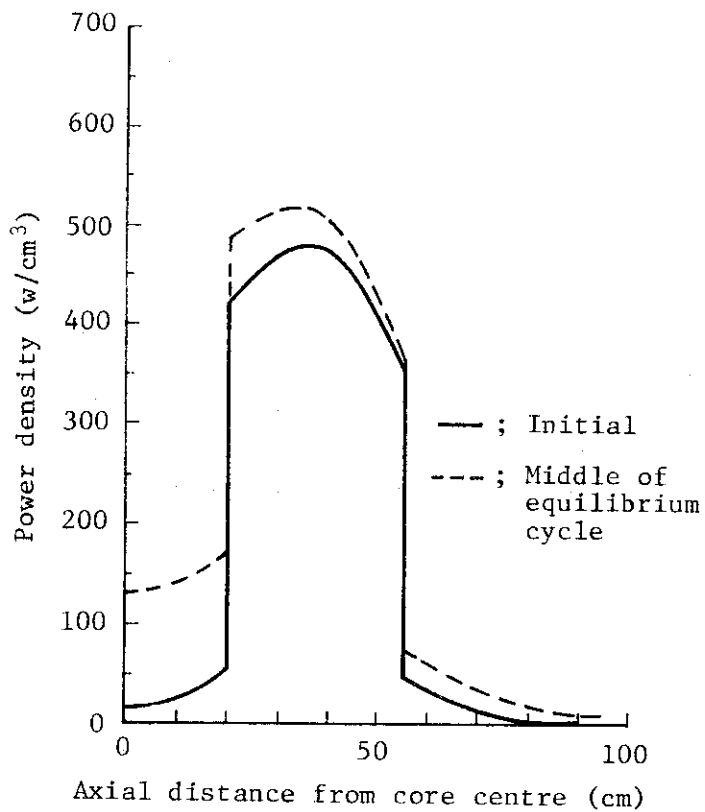


Fig. 18 Axial power distributions along centre axis of FBR-B-3

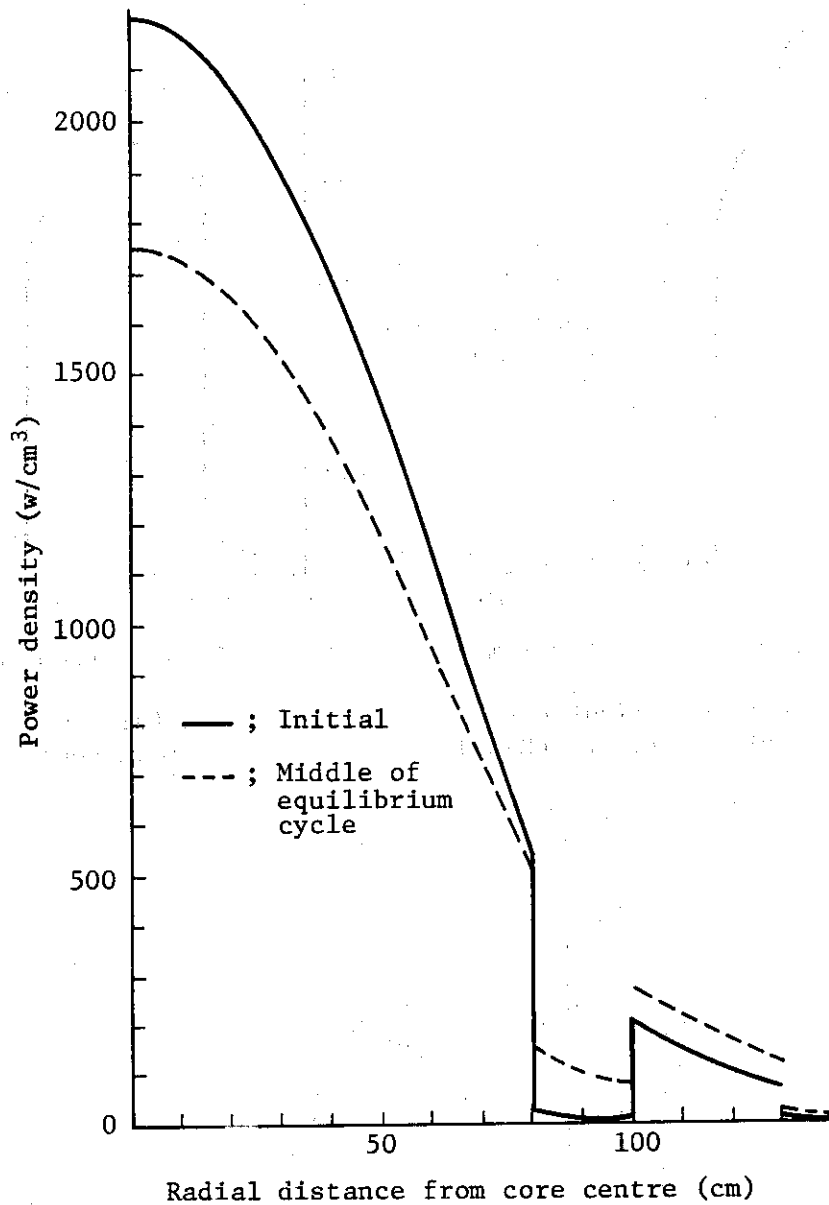


Fig. 19 Radial power distributions of a radial parfait LMFBR of which core is divided two regions by one layer of internal blanket with thickness of 20 cm

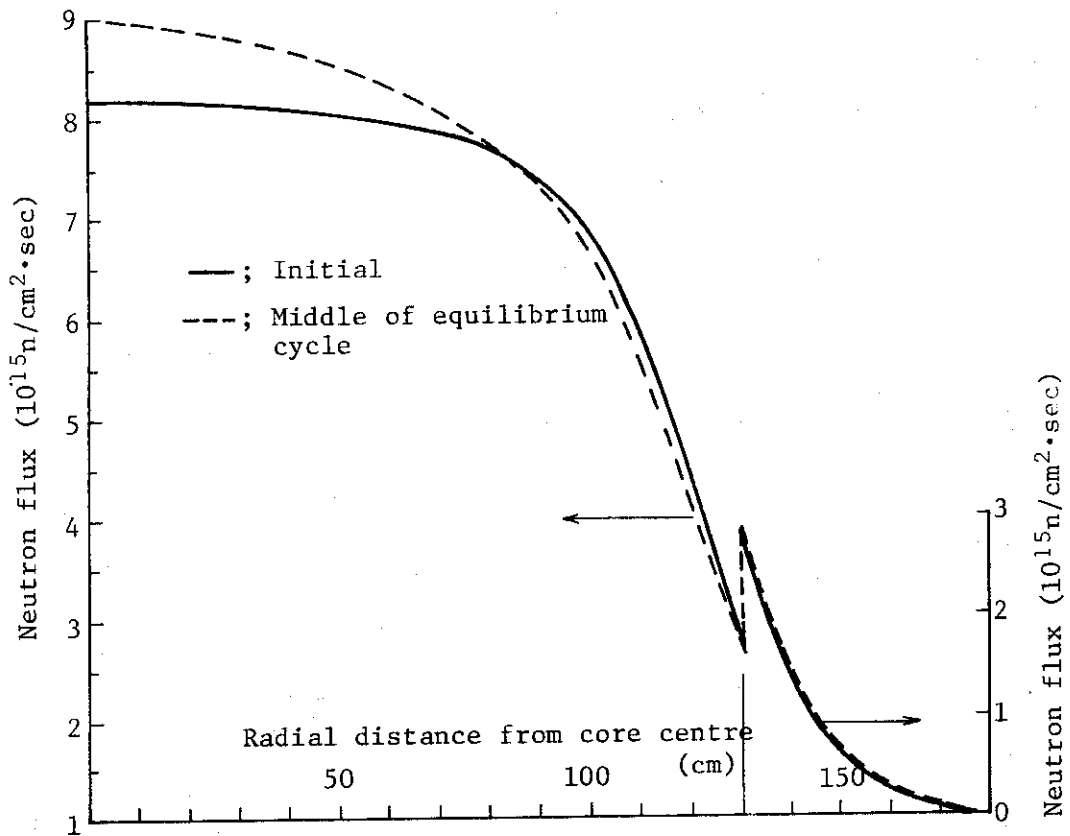


Fig. 20 Radial neutron flux distributions in the central plane of FBR-A-1

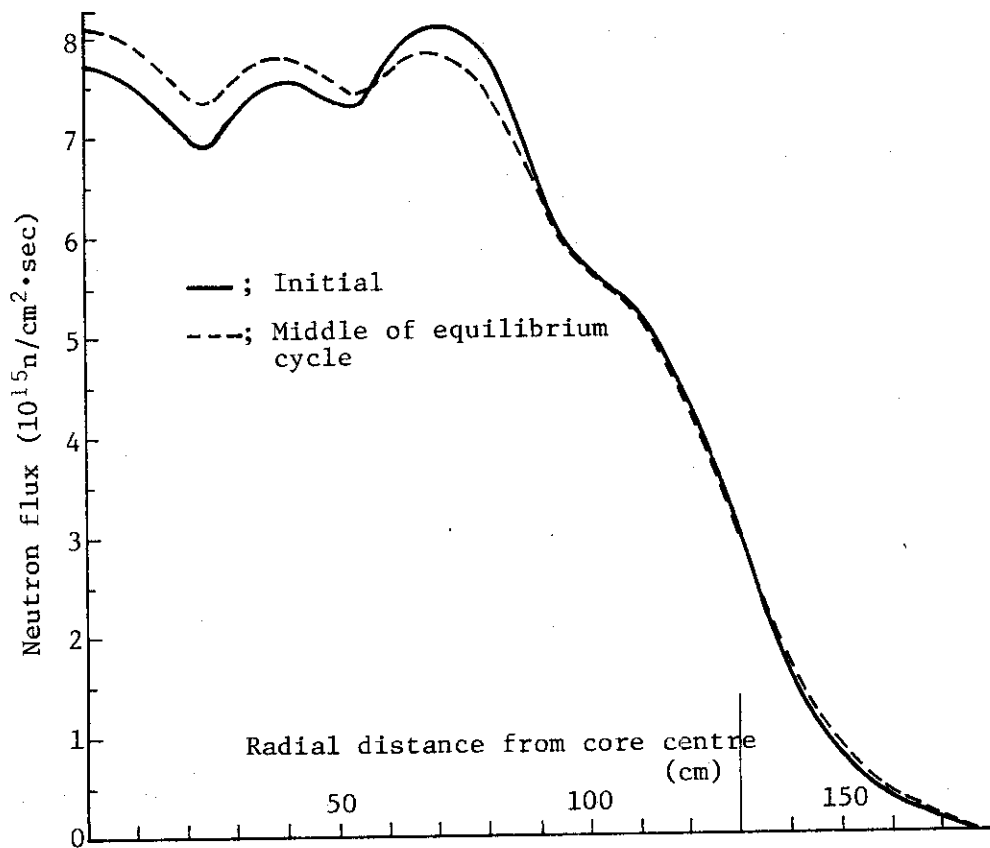


Fig. 21 Radial neutron flux distributions in the central plane of FBR-C-1

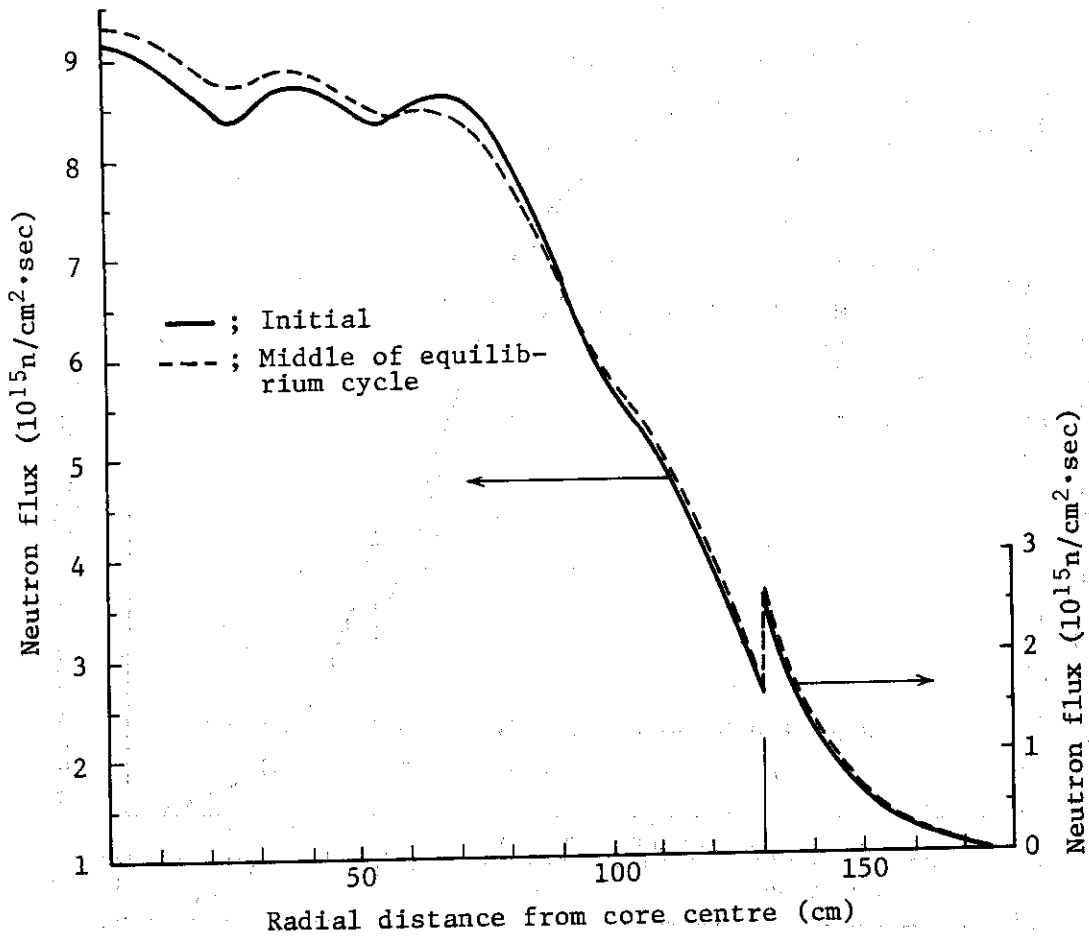


Fig. 22 Radial neutron flux distributions in the central plane of FBR-C-2

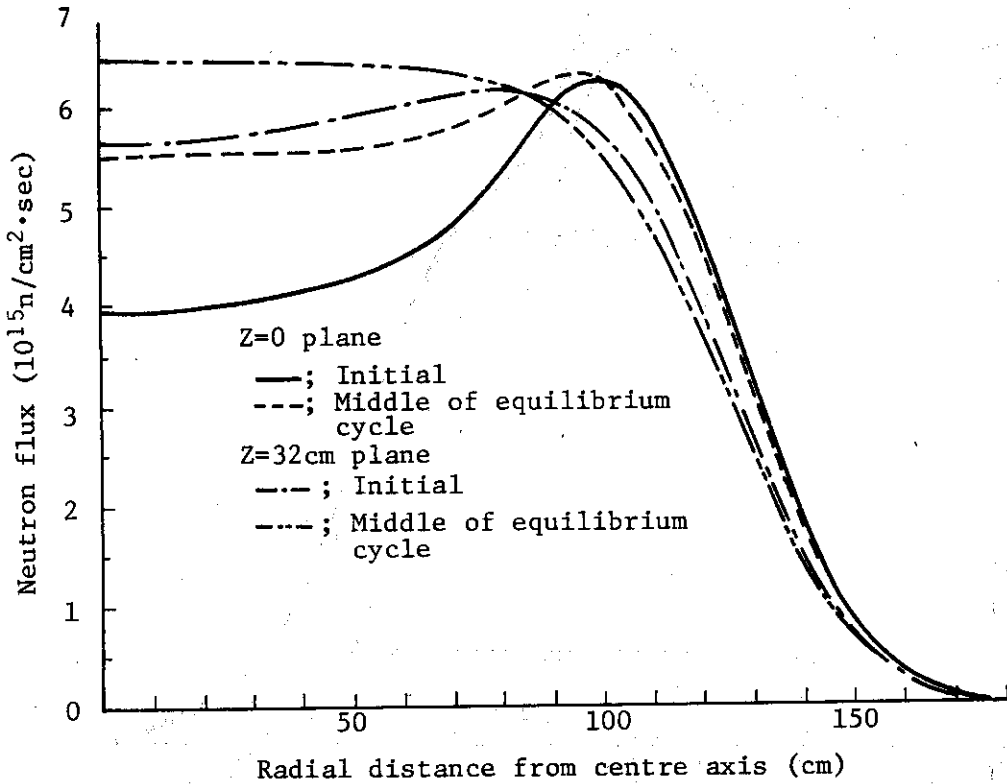


Fig. 23 Radial neutron flux distributions of FBR-B-1

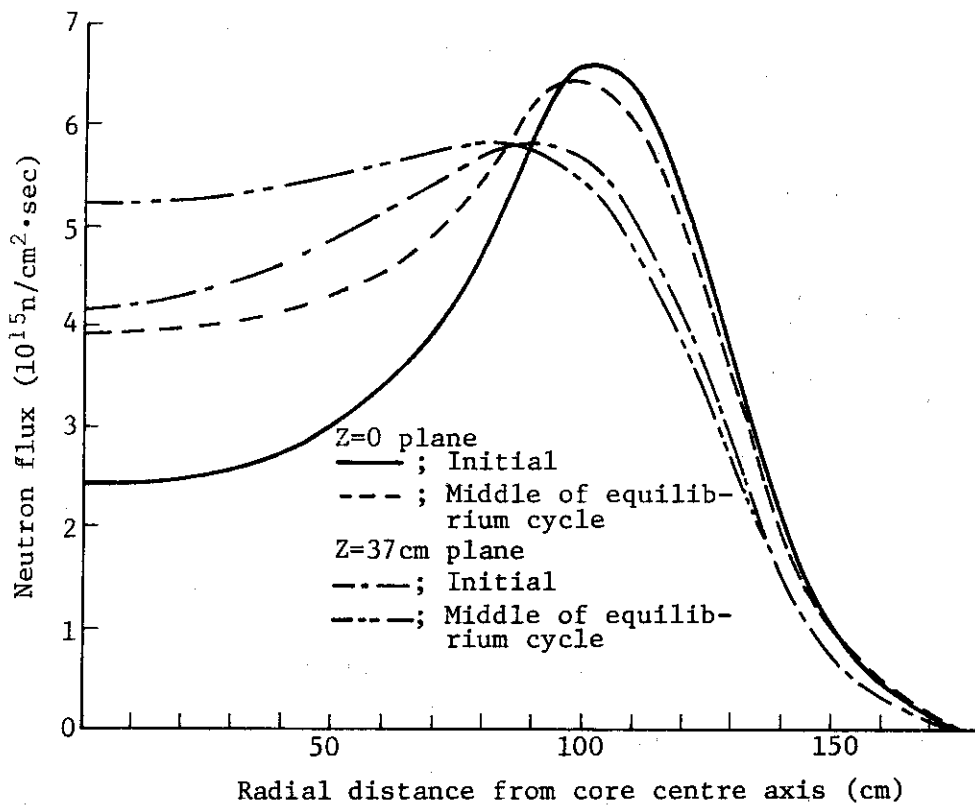


Fig. 24 Radial neutron flux distributions of FBR-B-2

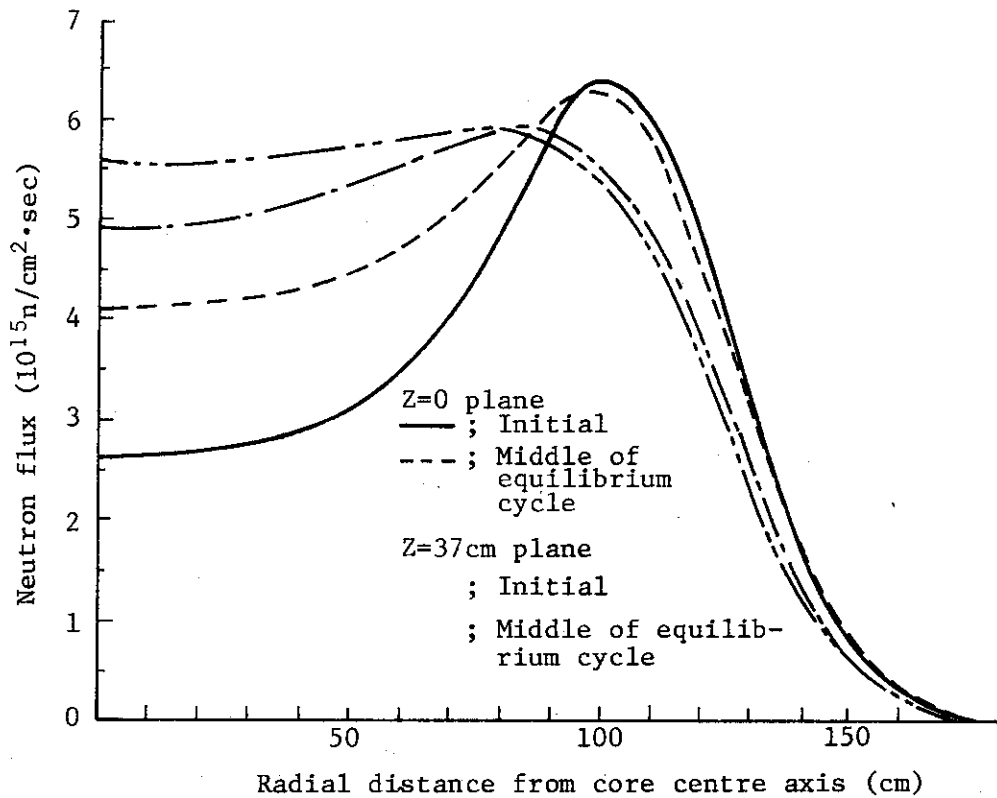


Fig. 25 Radial neutron flux distributions of FBR-B-3

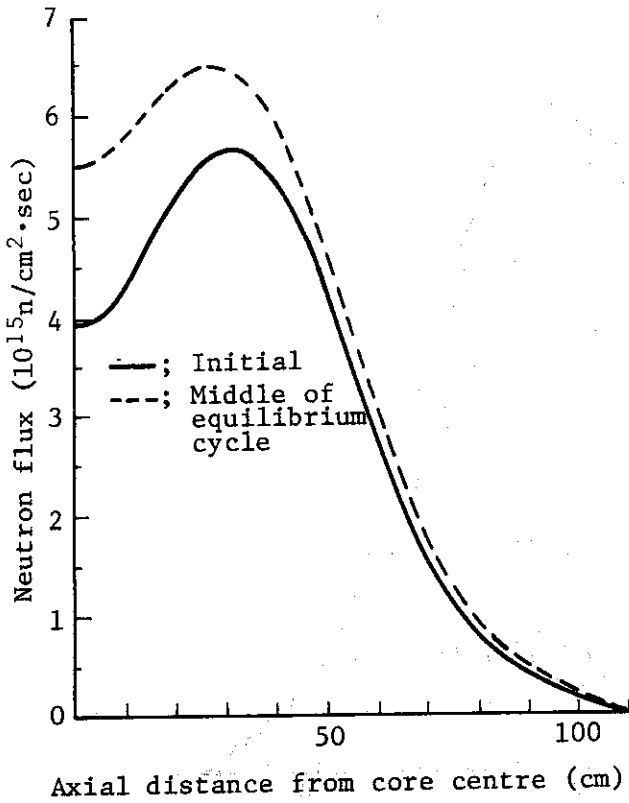


Fig. 26 Axial neutron flux distributions along centre axis of FBR-B-1

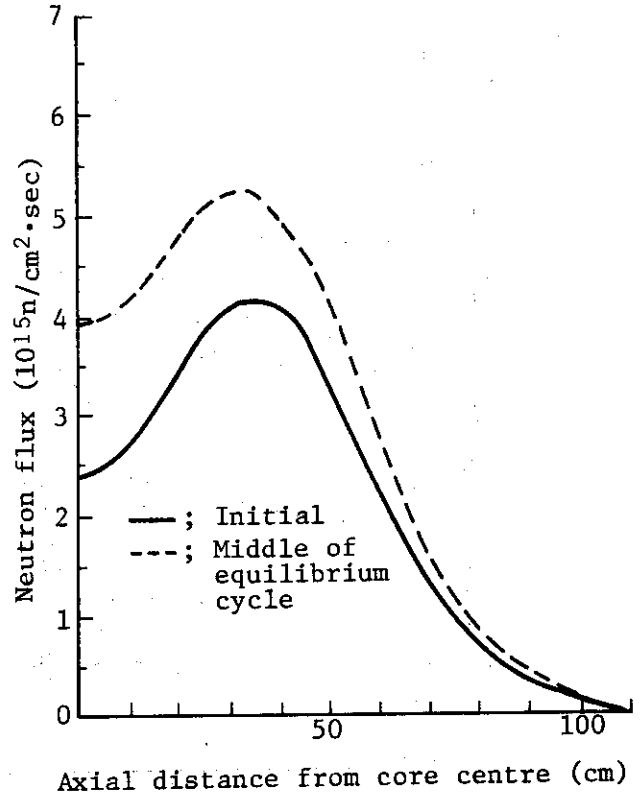


Fig. 27 Axial neutron flux distributions along centre axis of FBR-B-2

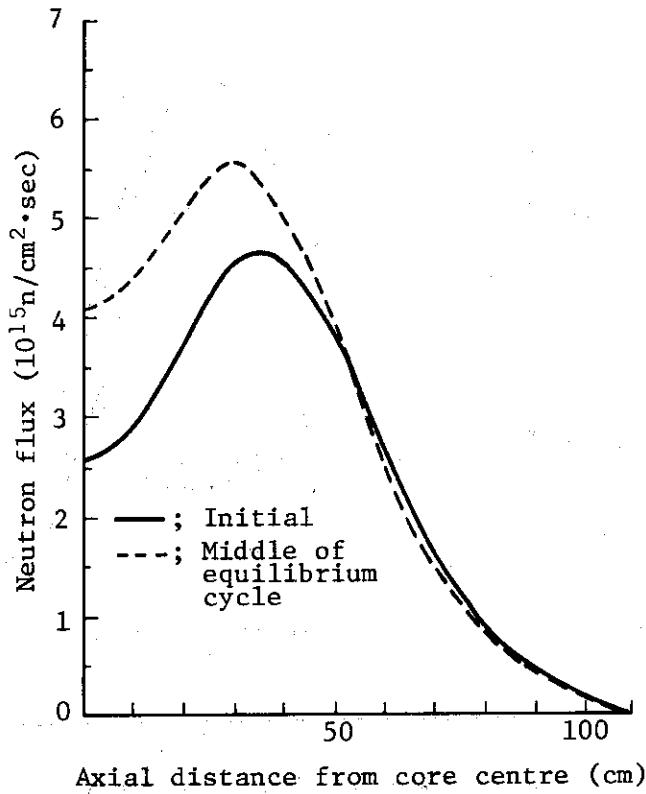


Fig. 28 Axial neutron flux distributions along centre axis of FBR-B-3