

JAERI-M
86-052

JRR-2 中濃縮炉心の核設計

1986年3月

黒沢 正義・鳥居 義也

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）
あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城
県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 日立高速印刷株式会社

JRR-2 中濃縮炉心の核設計

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

黒沢 正義・鳥居 義也

(1986年2月17日受理)

JRR-2は熱出力10MWの重水減速・重水冷却の研究用熱中性子炉である。燃料は93%濃縮ウラン・アルミニウム合金を用いている。

JRR-2では、試験・研究炉濃縮度低減化計画に基づき、燃料の濃縮度を93%から45%に変更する計画を進めている。この計画遂行の基本方針は、大幅な設計変更なしに原子炉の性能を維持することである。

今回、この45%濃縮ウラン・アルミニウム分散型合金燃料を用いた炉心の核設計計算を行った。その結果、反応度、中性子束および燃焼特性等の炉心特性の大幅な低下を引起さず従来の核的安全性が確保されることが示された。

Neutronics Design of Medium-Enriched Uranium
Core of the Research Reactor, JRR-2

Masayoshi KUROSAWA and Yoshiya TORII
Department of Research Reactor Operation
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received February 17, 1986)

JRR-2 is a 10 MW research reactor moderated and cooled with heavy water, using 93 % enriched U-Al alloy fuel.

The JRR-2 core is currently planned to be converted from highly-enriched (93%) uranium core to medium-enriched (45%) uranium core, based on Reduced Enrichment for Research and Test Reactor (RERTR) program. The basis of the conversion is to keep the core performance unchanged without the considerable modification of the reactor design.

The neutronics calculations have been carried out on the core using 45% enriched UAlx-Al dispersion fuel. The results show that the performance of the conversion core, such as, reactivity, neutron flux, and burn-up and nuclear safety, are almost kept unchanged.

Keywords: JRR-2, SRAC, RERTR, Heavy Water, Research Reactor
Neutronics, MEU, Dispersion Fuel, Reactor Physics,
Reactivity.

目 次

1. 序	1
2. 核設計方針	1
3. 炉心構成	2
3.1 概 要	2
3.2 燃料要素	2
3.3 制 御 棒	3
3.4 燃料要素内照射設備	3
3.5 重水反射体領域	4
3.6 熱遮蔽軽水領域	4
3.7 生体遮蔽体	5
4. 計算方法	16
4.1 計算コードおよびライブラリ	16
4.2 中性子エネルギー群構造	16
4.3 少数群定数	17
4.3.1 燃料板セルの多群均質化断面積	17
4.3.2 燃料要素セルの多群均質化断面積	17
4.3.3 燃料要素セルおよび構造材の少数群定数	17
4.3.4 制御棒領域の対数微分条件	17
4.4 臨界計算	18
4.4.1 過剰反応度および反応度停止余裕	18
4.4.2 反応度係数	18
4.4.3 制御棒反応度価値曲線	19
4.4.4 重水ダンブによる負の反応度効果	19
4.5 出力ピーキング係数	19
4.5.1 定 義	19
4.5.2 出力分布因子の計算方法	20
5. 反 応 度	27
5.1 過剰反応度	27
5.2 反応度停止余裕	27
5.3 制御棒反応度価値	27
5.4 重水ダンブによる負の反応度効果	28
5.5 反応度係数	29
5.5.1 減速材温度係数	29
5.5.2 ボイド係数	29

5.5.3	ドプラ係数	29
5.6	実効遅発中性子割合および即発中性子寿命	29
5.7	最小臨界炉心	29
6.	中性子束および出力	37
6.1	中性子束および出力密度の分布	37
6.2	出力ピーキング係数	37
6.2.1	半径方向および軸方向出力分布因子	38
6.2.2	局所出力分布因子	38
6.2.3	実験物による出力ピーキング係数の変化	38
6.2.4	出力ピーキング係数の誤差	39
7.	結 語	50
	謝 辞	50
	参照文献	51
APPENDIX A	SRACによるHEU炉心の実験解析	52

Contents

1. Introduction	1
2. Neutronics design policy	1
3. Core configuration	2
3.1 Outline	2
3.2 Fuel elements	2
3.3 Control rod	3
3.4 In-core irradiation facility	3
3.5 Heavy water reflector region	4
3.6 Light water region for thermal shield	4
3.7 Biological shield	5
4. Calculation method	16
4.1 Computer codes and libraries	16
4.2 Structure of neutron energy group	16
4.3 Generation of few group constants	17
4.3.1 Average multigroup constants of fuel plate cell	17
4.3.2 Average multigroup constants of fuel element cell	17
4.3.3 Few group constants of fuel element cell and structure materials	17
4.3.4 Logarithmic derivative condition of control rod	17
4.4 Criticality calculation	18
4.4.1 Excess reactivity and shutdown margin	18
4.4.2 Reactivity coefficient	18
4.4.3 Worth curve of control rod	19
4.4.4 Negative reactivity effect by heavy water dump	19
4.5 Power peaking factor	19
4.5.1 Definition	19
4.5.2 Calculation method of power distribution	20
5. Reactivity	27
5.1 Excess reactivity	27
5.2 Shutdown margin of reactivity	27
5.3 Control rod	27
5.4 Negative reactivity effect by heavy water dump	28
5.5 Reactivity coefficient	29
5.5.1 Temperature coefficient of moderator	29
5.5.2 Void coefficient	29
5.5.3 Doppler coefficient	29

5.6	Effective delayed neutron fraction and prompt neutron lifetime	29
5.7	Minimum critical core	29
6.	Neutron flux and power	37
6.1	Distribution of neutron flux and power density	37
6.2	Power peaking factor	37
6.2.1	Radial and axial power peaking factors	38
6.2.2	Local power peaking factor	38
6.2.3	Change of peaking factor by experimental sample	38
6.2.4	Error in power peaking factor	39
7.	Conclusion	50
	Acknowledgments	50
	References	51
	Appendix A. Benchmark calculation on JRR-2 HEU core for SRAC code ..	52

1. 序

JRR-2の燃料の中濃縮化は研究炉の中・低濃縮化プロジェクトの一環として進められている。このプロジェクトは国際的協力の下に進められている試験・研究炉濃縮度低減化計画（RERTRプログラム）に基づいている。この計画は米国アルゴンヌ国立研究所を中心に、日本およびヨーロッパ各国の研究機関等の協力により進められている。計画発足（1977年）当初は、高密度燃料の開発および濃縮度低減化の実現可能性の核・熱水力学的検討が主なテーマであった。現在では、高密度燃料は、健全性の実証から実用化の段階に入ってきている。

RERTRプログラムでは、研究炉燃料の濃縮度を約90%（高濃縮ウラン；HEU）から20%未満（低濃縮ウラン；LEU）にすることが最終目標となっているが、その中間の段階として、45%濃縮ウラン（中濃縮ウラン；MEU）の使用が位置付けられている。JRR-2の場合は、既存の原子炉であるという理由もあって、現時点では中濃縮化が最終目標となっている。

JRR-2は重水減速・重水冷却の研究用原子炉であり、ビーム実験、燃材料照射および放射性同位元素の生産に広く利用されている。中濃縮炉心は約45%濃縮ウラン・アルミニウム分散型合金燃料を用いて、従来の高濃縮炉心の性能をほとんど低下させることなく、各種の利用を行うことが可能である。

本報告書は、中濃縮燃料を用いた炉心（中濃縮炉心）の性能評価のために行われた核計算の結果をまとめたものである。

2. 核設計方針

中濃縮炉心の諸元は次の通りである。

- (1) 熱出力：10MW
- (2) 型式：重水冷却・重水減速タンク型（CP-5型）
- (3) 燃料：板状45%濃縮UAl₃-Al分散型合金および板状93%濃縮U-Al合金
- (4) 炉心構成：燃料要素24体（内、高濃縮燃料要素の装荷は最大3体とする。）
- (5) 制御棒：6本（熱中性子吸収材カドミウム）

中濃縮炉心の核設計は次の設計方針を満足するように行う。

- (1) 反応度停止余裕

制御棒は10% $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を有するように設計する。また、最大反応度値を持つ制御棒1本引抜時でも1% $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を有するよう設計する。

炉心上部重水反射体の重水レベルを低下させる重水ダンプによる負の反応度効果は0.5% $\Delta k/k$ 以上となるように設計する。

1. 序

JRR-2の燃料の中濃縮化は研究炉の中・低濃縮化プロジェクトの一環として進められている。このプロジェクトは国際的協力の下に進められている試験・研究炉濃縮度低減化計画（RERTRプログラム）に基づいている。この計画は米国アルゴンヌ国立研究所を中心に、日本およびヨーロッパ各国の研究機関等の協力により進められている。計画発足（1977年）当初は、高密度燃料の開発および濃縮度低減化の実現可能性の核・熱水力学的検討が主なテーマであった。現在では、高密度燃料は、健全性の実証から実用化の段階に入ってきている。

RERTRプログラムでは、研究炉燃料の濃縮度を約90%（高濃縮ウラン；HEU）から20%未満（低濃縮ウラン；LEU）にすることが最終目標となっているが、その中間の段階として、45%濃縮ウラン（中濃縮ウラン；MEU）の使用が位置付けられている。JRR-2の場合は、既存の原子炉であるという理由もあって、現時点では中濃縮化が最終目標となっている。

JRR-2は重水減速・重水冷却の研究用原子炉であり、ビーム実験、燃材料照射および放射性同位元素の生産に広く利用されている。中濃縮炉心は約45%濃縮ウラン・アルミニウム分散型合金燃料を用いて、従来の高濃縮炉心の性能をほとんど低下させることなく、各種の利用を行うことが可能である。

本報告書は、中濃縮燃料を用いた炉心（中濃縮炉心）の性能評価のために行われた核計算の結果をまとめたものである。

2. 核設計方針

中濃縮炉心の諸元は次の通りである。

- (1) 熱出力：10MW
- (2) 型式：重水冷却・重水減速タンク型（CP-5型）
- (3) 燃料：板状45%濃縮UAl₃-Al分散型合金および板状93%濃縮U-Al合金
- (4) 炉心構成：燃料要素24体（内、高濃縮燃料要素の装荷は最大3体とする。）
- (5) 制御棒：6本（熱中性子吸収材カドミウム）

中濃縮炉心の核設計は次の設計方針を満足するように行う。

- (1) 反応度停止余裕

制御棒は10% $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を有するように設計する。また、最大反応度値を持つ制御棒1本引抜時でも1% $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を有するよう設計する。

炉心上部重水反射体の重水レベルを低下させる重水ダンプによる負の反応度効果は0.5% $\Delta k/k$ 以上となるように設計する。

(2) 反応度付加率

制御棒引抜きによる最大反応度付加率は、制御棒引抜き手順上可能な最大駆動速度で引抜かれても、 $0.1\% \Delta k/k/s$ 以下になるように設計する。

(3) 過剰反応度

過剰反応度は、温度、燃焼および実験物等による反応度変化を補償すると共に、(1)に示した反応度停止余裕を満足するように設計する。

(4) 反応度係数

炉心が固有の負の反応度フィードバック特性を持つように、反応度係数が負となるよう設計する。

(5) 出力分布

炉心は、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時において燃料板が損傷するような異常な出力分布が生じないように設計する。

(6) 燃 焼 度

燃料要素平均の最大燃焼度は40%以下になるよう設計する。

3. 炉 心 構 成

3.1 概 要

炉心は図 3.1 に示すように、24体の燃料要素および6本の制御棒、中央垂直実験孔から構成されており、等価直径78 cm、燃料有効部高さ60 cmの円筒型をしている。炉心は、重水タンク内において重水反射体に囲まれており、更にその外側が軽水および熱遮蔽軽水タンクに囲まれている。

原子炉水平断面図を図 3.2 に、原子炉垂直断面図を図 3.3 に示す。

冷却水は上向流で、重水入口管からプレナムチェンバーを通過して燃料要素下部ノズルに入り、燃料要素内を流れて熱除去を行った後上部から流出して、重水タンク内の重水と混合する。重水タンク内の重水は出口管を通過して炉心から排出され、主重水ポンプ（一次冷却材ポンプ）および熱交換器を経て再び炉心に戻る。

図 3.2 に示すようにビーム実験のための水平実験孔が13本、図 3.3 に示すように照射のための垂直実験孔が10本設置されている。また、燃料要素内実験孔が照射設備としては7本設置されている。

3.2 燃料要素

燃料はU・A ℓ 分散型合金又はU-A ℓ 合金板状燃料であり、45%濃縮ウラン（MEU）の他、従来の93%濃縮ウラン（HEU）も用いる。燃料要素はJRR-2円筒BM型燃料要素（HEU）およびJRR-2B型燃料要素（HEU）の3種類である。各燃料要素の垂直断面図、水

(2) 反応度付加率

制御棒引抜きによる最大反応度付加率は、制御棒引抜き手順上可能な最大駆動速度で引抜かれても、 $0.1\% \Delta k/k/s$ 以下になるように設計する。

(3) 過剰反応度

過剰反応度は、温度、燃焼および実験物等による反応度変化を補償すると共に、(1)に示した反応度停止余裕を満足するように設計する。

(4) 反応度係数

炉心が固有の負の反応度フィードバック特性を持つように、反応度係数が負となるよう設計する。

(5) 出力分布

炉心は、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時において燃料板が損傷するような異常な出力分布が生じないように設計する。

(6) 燃焼度

燃料要素平均の最大燃焼度は40%以下になるよう設計する。

3. 炉心構成

3.1 概要

炉心は図 3.1 に示すように、24体の燃料要素および6本の制御棒、中央垂直実験孔から構成されており、等価直径78 cm、燃料有効部高さ60 cmの円筒型をしている。炉心は、重水タンク内において重水反射体に囲まれており、更にその外側が軽水および熱遮蔽軽水タンクに囲まれている。

原子炉水平断面図を図 3.2 に、原子炉垂直断面図を図 3.3 に示す。

冷却水は上向流で、重水入口管からプレナムチェンバーを通過して燃料要素下部ノズルに入り、燃料要素内を流れて熱除去を行った後上部から流出して、重水タンク内の重水と混合する。重水タンク内の重水は出口管を通過して炉心から排出され、主重水ポンプ（一次冷却材ポンプ）および熱交換器を経て再び炉心に戻る。

図 3.2 に示すようにビーム実験のための水平実験孔が13本、図 3.3 に示すように照射のための垂直実験孔が10本設置されている。また、燃料要素内実験孔が照射設備としては7本設置されている。

3.2 燃料要素

燃料はU・A ℓ 分散型合金又はU-A ℓ 合金板状燃料であり、45%濃縮ウラン（MEU）の他、従来の93%濃縮ウラン（HEU）も用いる。燃料要素はJRR-2円筒BM型燃料要素（HEU）およびJRR-2B型燃料要素（HEU）の3種類である。各燃料要素の垂直断面図、水

平断面図を、図 3.4 および 3.5 に示す。また、燃料要素諸元を表 3.1 に示す。MEU は U・A ℓ 分散型合金、HEU は U-A ℓ 合金の芯材である。

燃料要素は、濃縮度の違いによって MEU 燃料要素と HEU 燃料要素に分けられる。また、形状・寸法の違いによって円筒型燃料要素（JRR-2 円筒 BM 型燃料要素および JRR-2 円筒 B 型燃料要素）と角型燃料要素（JRR-2 B 型燃料要素）に分けられる。すなわち、JRR-2 円筒 BM 型燃料要素と JRR-2 円筒 B 型燃料要素は、燃料ミートの濃縮度およびウラン含有量が異なるだけで、形状・寸法は同一仕様のものである。

炉心は、基本的に JRR-2 円筒 BM 型燃料要素（MEU 燃料要素）24 体で構成されるが、HEU 燃料要素も最大 3 体まで MEU 燃料要素に換えて装荷する場合もある。MEU 燃料要素のみで構成される炉心を MEU 炉心、HEU 燃料要素を含む炉心を混合炉心と呼ぶ。表 3.2 に燃料要素の分類、表 3.3 に炉心構成を示す。また MEU 炉心および混合炉心の燃料要素配置図を、図 3.6 および 3.7 に示す。

燃料要素は、24 体が同心円上に配置されており、炉心の中心から A-リング（6 体）、B-リング（6 体）、C、D-リング（12 体）と組分けされている。C、D-リングは、便宜上、C-リング（6 体）、D-リング（6 体）に区分されている。そして、各リングの燃料孔は 1 から 6 まで、図 3.1 に示すように番号が付けられている。MEU 炉心は、燃料要素 24 体が全て JRR-2 円筒 BM 型燃料要素である。混合炉心では、1 C および 3 C の燃料孔が JRR-2 B 型燃料要素、5 C の燃料孔が JRR-2 円筒 B 型燃料要素になる。

3.3 制御棒

制御棒は 6 本全てが同一仕様となっており、炉心の同一円周上に配置されている。制御棒は、その役割分担から、シム棒（安全棒）5 本と出力調整用制御棒 1 本とに分けられる。

制御棒の垂直断面図を図 3.8 に示す。

制御棒は、制御棒駆動設備と吸収体で構成されている。制御棒駆動設備は炉心上部に位置し、吸収体を上方からつり下げ、ボールねじ方式で吸収体を上下させる。駆動部は、電磁石で吸収体を吸着しており、スクラム時には電磁石の電流を切って吸収体を重力落下させる。吸収体は円筒型で、吸収材にはステンレスを被覆したカドミウムを用いている。

制御棒の駆動範囲は、燃料有効部下端を原点として吸収体下端の高さで示すと、6.8 cm から 77.8 cm まで、全ストローク 71 cm である。制御棒の引抜速度は最大で 7 cm/min である。

3.4 燃料要素内照射設備（インコア照射孔）

JRR-2 円筒 BM 型燃料要素の中央部には、照射用キャプセルを装荷するための中空部がある。照射物は、照射用キャプセルに入れられて、燃料要素の中空部に装荷される。

円筒型燃料要素は全てこの中空部を持っているが、照射設備として用いられる燃料要素内実験孔は 7 本である。炉心の上部遮蔽体には燃料要素挿入のための燃料孔があり、燃料孔用遮蔽プラグが装荷されているが、照射設備として用いられる燃料孔には、照射用遮蔽プラグが装荷

されている。図 3.1 にインコア照射孔の位置を示す。

3.5 重水反射体領域

炉心部は、重水タンク内にあり、周囲を重水反射体に囲まれている。重水タンクは、内径 152 cm、高さ 193 cm、厚さ 1.3 cm の円筒型のアルミニウム製であり、約 3 m³ の重水を収めている。重水タンクの重水レベルが基準レベルのとき、炉心の燃料要素上端から約 60 cm が炉心上部重水反射体となる。また、炉心の直径が約 80 cm であるから、炉心の側部重水反射体は水平方向の厚さが約 36 cm である。

重水領域には、水平実験孔が 13 本、垂直実験孔が 10 本設けられている。内訳は次の通りである。

(1) 水平実験孔

直径	4 インチ	4 本
直径	6 インチ	3 本
直径	7.5 インチ	2 本
直径	11 インチ	2 本

水平貫通実験孔

直径	6 インチ	2 本
----	-------	-----

(2) 垂直実験孔

炉心中央部	直径	88 cm	1 本
炉心周辺部	直径	50 cm	3 本
反射体領域	直径	50 cm	1 本
	直径	88 cm	5 本

3.6 熱遮蔽軽水領域

軽水タンクは重水タンクを囲んでおり、その間隙には 2.54 cm 厚のステンレス鋼板が 6 層に配置され、その他は軽水で満たされる。このステンレス鋼板および軽水から成る領域を熱遮蔽軽水領域と言う。

熱遮蔽軽水領域は、炉心から漏れ出るガンマ線をステンレス鋼板で遮蔽し、発生する熱を軽水で冷却するために設けられている。これによって、直接ガンマ線が外側の生体遮蔽重コンクリートに入射して、重コンクリート内で熱発生することを防いでいる。コンクリートの健全性のために、コンクリート内の熱応力を低く抑えているのである。

軽水タンクはアルミニウム材で、内径 244 cm、高さ 246 cm、厚さ 1.3 cm である。

3.7 生体遮蔽体

生体遮蔽体は、重コンクリートでできており、原子炉本体の最外殻を構成している。

側部遮蔽体は、平均厚さ約 190 cm、上部遮蔽体は、厚さ約 190 cm である。

各遮蔽体には、燃料装荷および実験のための孔が設けられており、その目的に応じた遮蔽プラグが装荷されている。

表 3.1 燃 料 要 素 諸 元

項 目 \ 燃料要素	①JRR-2円筒 BM型燃料要素	②JRR-2B型 燃料要素	③JRR-2円筒 B型燃料要素
外 径 寸 法 (mm)	約 103φ × 950	約 76.2 × 76.2 × 950	約 103φ × 950
U-235含 有 量 (g)	約 220	約 195	約 195
U-235濃 縮 度 (%)	約 45	約 93	約 93
芯材中のウラン密度 (g/cm ³)	約 1.6	約 0.72	約 0.69
芯 材 厚 さ (mm)	約 0.51	約 0.51	約 0.51
芯 材 幅 (mm)	約 49 約 58 約 67 約 76 約 85	約 62	約 49 約 58 約 67 約 76 約 85
芯 材 長 さ (mm)	約 600	約 600	約 600
被 覆 材 厚 さ (mm)	約 0.38	約 0.38	約 0.38
燃 料 板 厚 さ (mm)	約 1.27	約 1.27	約 1.27
燃 料 板 幅 (mm)	約 58 約 67 約 76 約 85 約 94	約 72	約 58 約 67 約 76 約 85 約 94
燃 料 板 長 さ (mm)	約 625	約 625	約 625
冷 却 水 流 路 数	6	16	6
冷却水流路ギャップ (mm)	約 2.59 × 1 約 3.00 × 5	約 2.97 × 16	約 2.59 × 1 約 3.00 × 5
燃 料 材	ウラン・アルミニウム分散型合金 (UAl _x -Al)	ウラン・アルミニウム合金 (U-Al)	ウラン・アルミニウム合金 (U-Al)
被 覆 材	アルミニウム合金 AG 3 NE 又は相当品	アルミニウム JISA 1200 又は相当品	アルミニウム合金 JISA 1200 又は相当品

表 3.2 燃 料 要 素 の 分 類

使用目的による 区分	標準燃料要素 ① ② ③		
	濃縮度による 区分	MEU燃料要素 ①	HEU燃料要素 ②
形状による区分			③
円筒型燃料要素	① JRR-2円筒BM型 燃料要素	③ JRR-2円筒B型 燃料要素	
角型燃料要素	—————	② JRR-2B型 燃料要素	

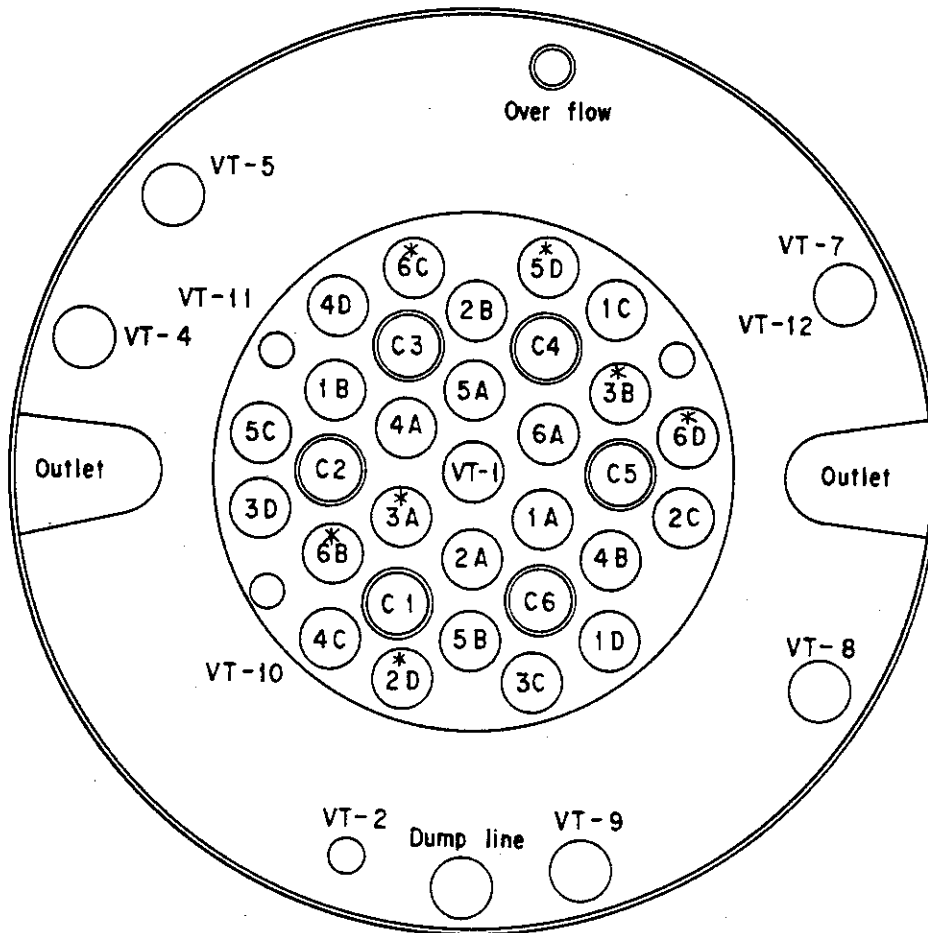
標準燃料要素には、①、②及び③の3種類があるが、用途に応じて名称を使い分ける。

表 3.3 炉 心 構 成

燃料要素の名称	炉心最大 装荷量 (体)	標準炉心	
		MEU炉心	混合炉心
① JRR-2円筒BM型燃料要素	24	○	○
② JRR-2B型燃料要素	2		○*
③ JRR-2円筒B型燃料要素	1		○*

○ 装荷されることを示す。

* 炉心最大装荷量は、合計3体である。



- | | | |
|--------------|---------|--------|
| 1A ~ 6A | A リング | } 燃料要素 |
| 1B ~ 6B | B リング | |
| 1C ~ 6C | C-D リング | |
| 1D ~ 6D | | |
| C1 ~ C6 | 制御棒 | |
| VT-1 ~ VT-12 | 垂直試験孔 | |
| * | インコア照射孔 | |

図 3.1 炉心配置図

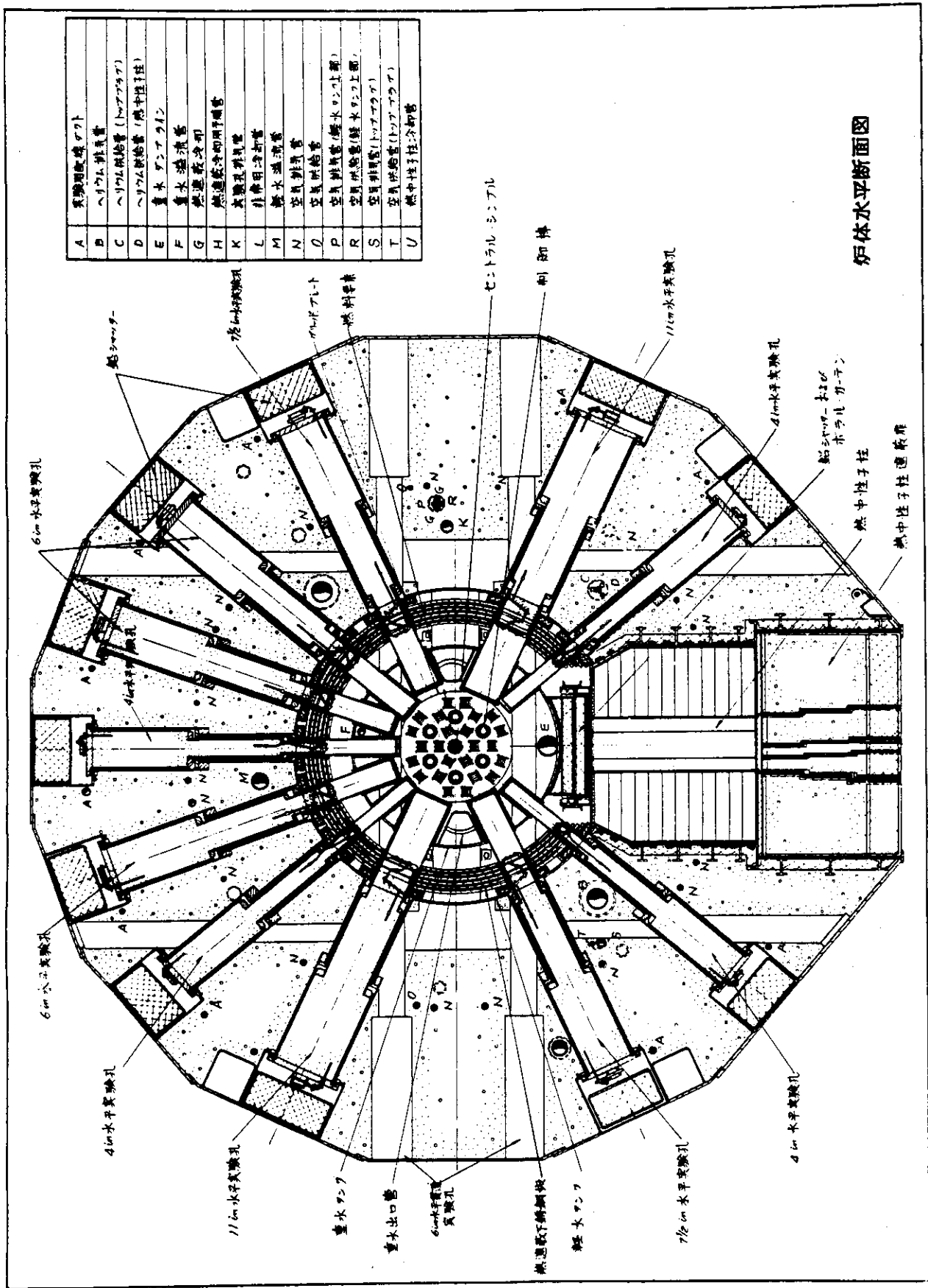


図 3.2 原子炉水平断面図

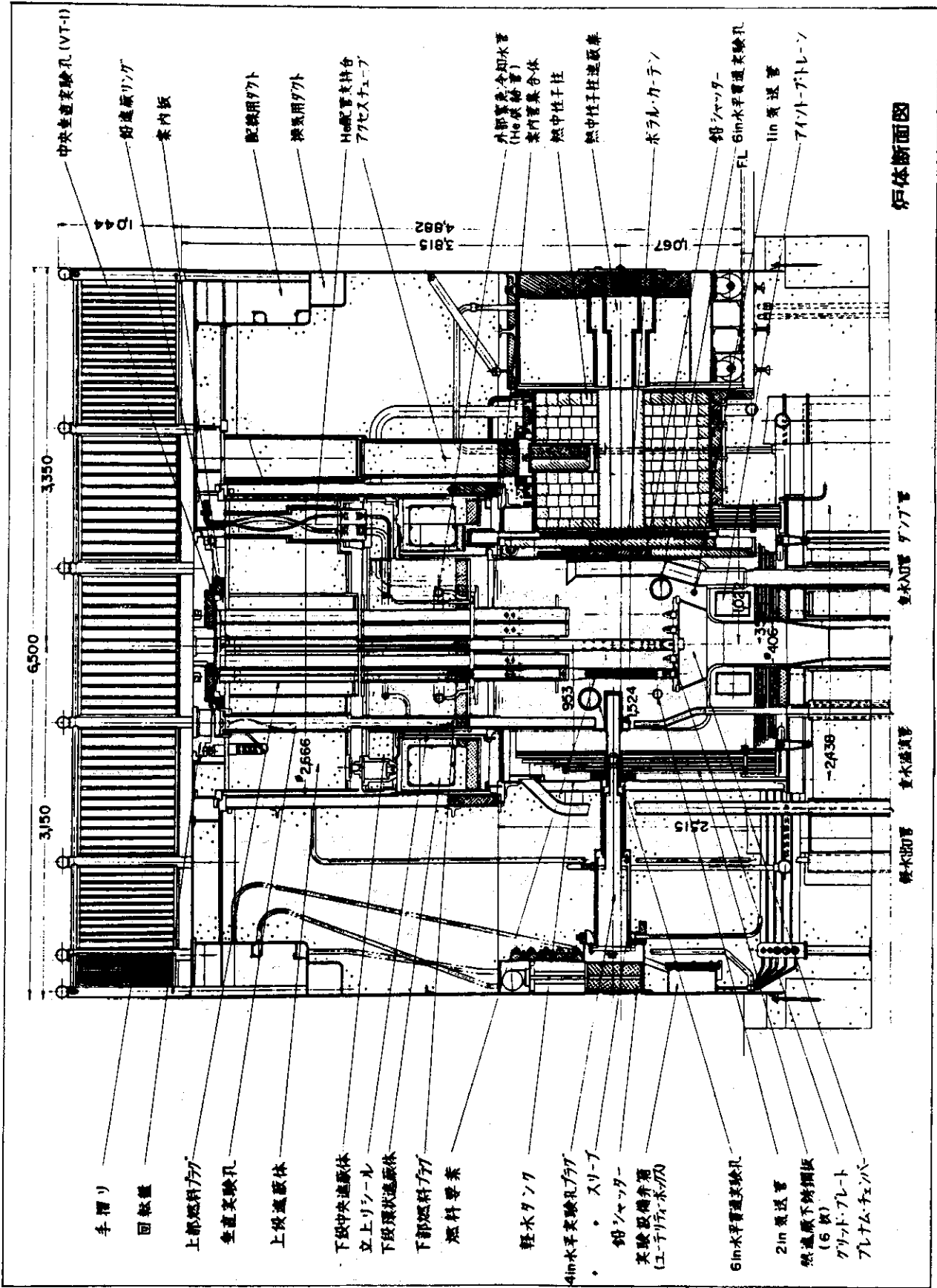


図 3.3 原子炉垂直断面図

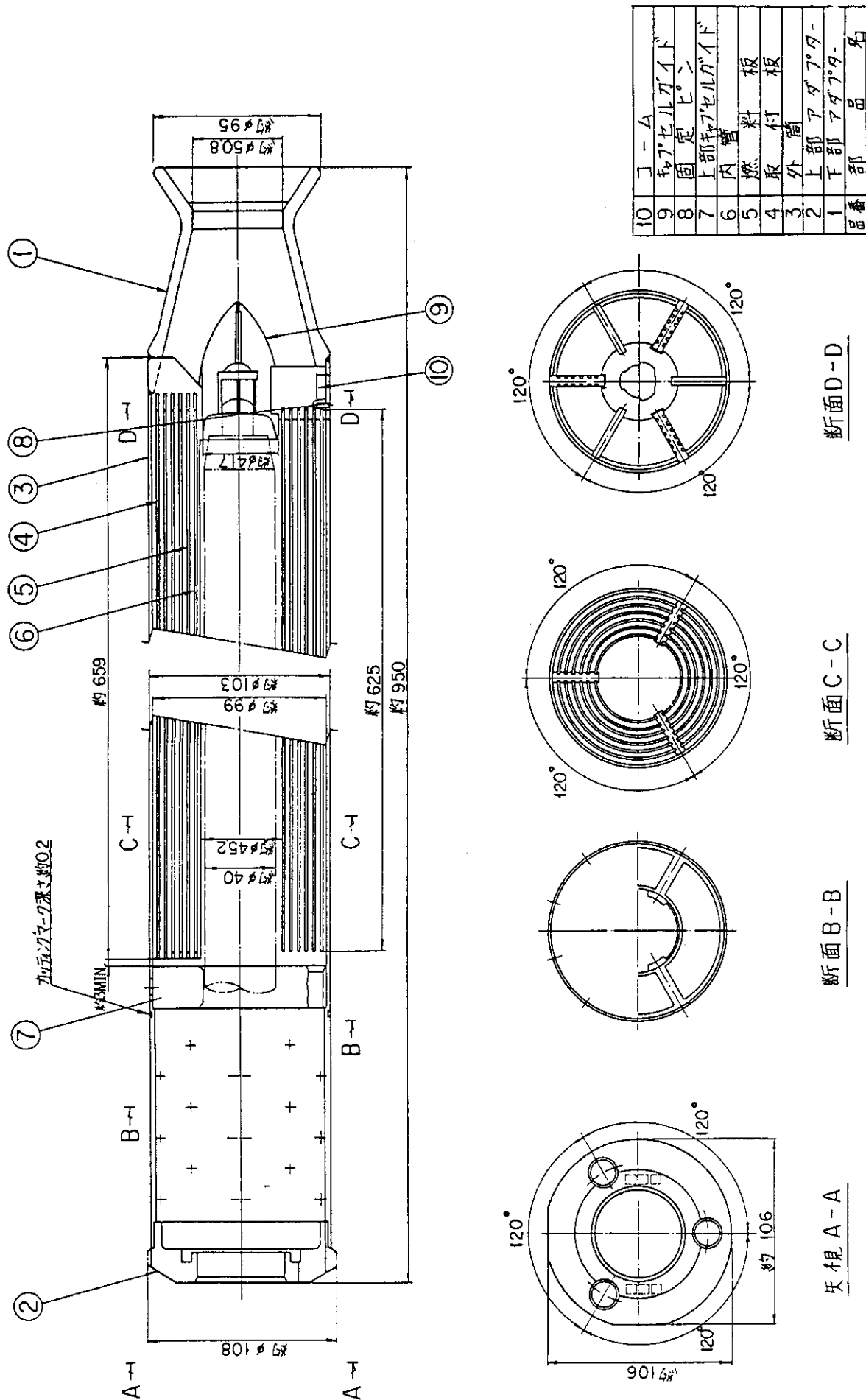


図 3.4 JRR-2 円筒 B 型燃料要素および JRR-2 円筒 BM 型燃料要素

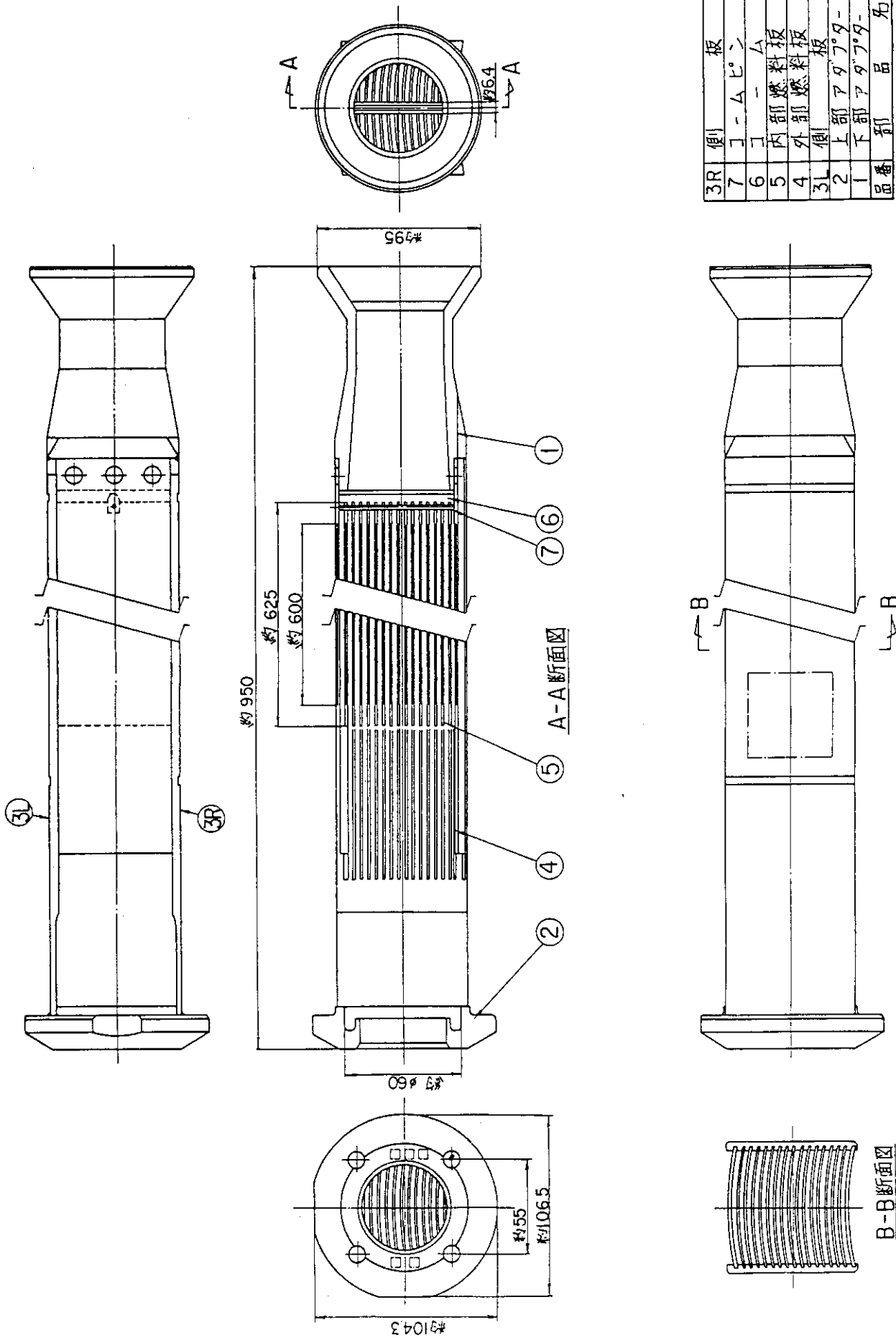
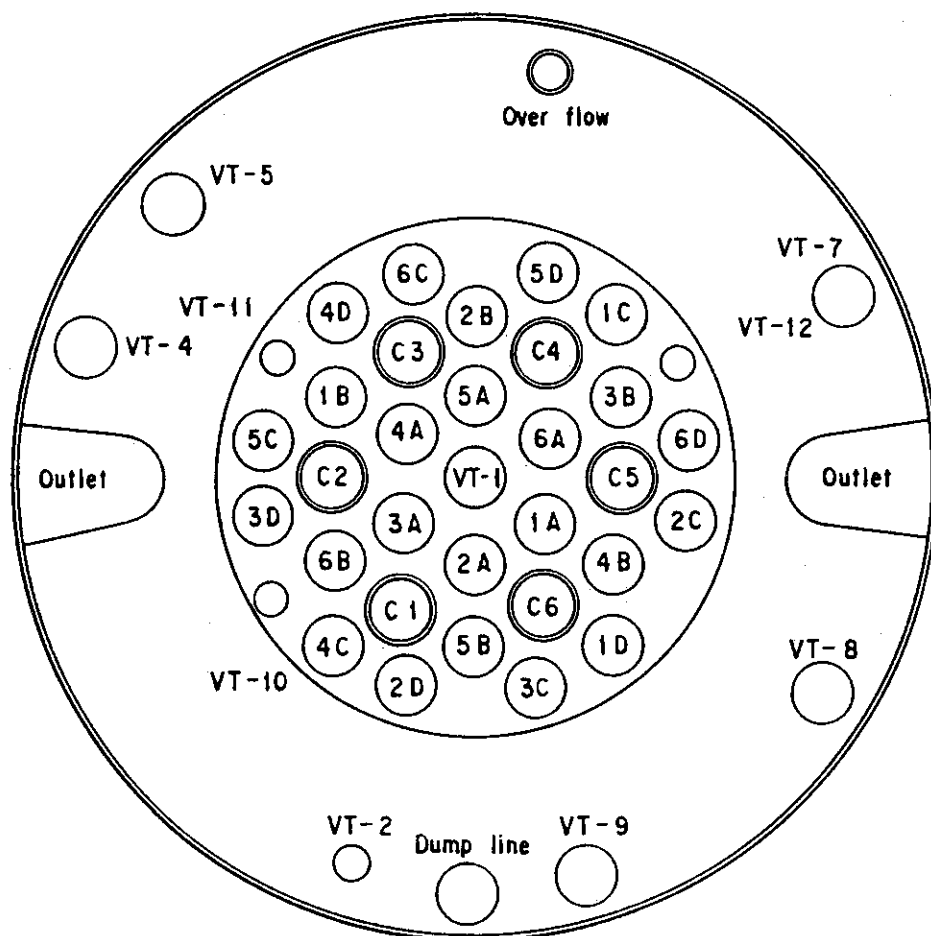
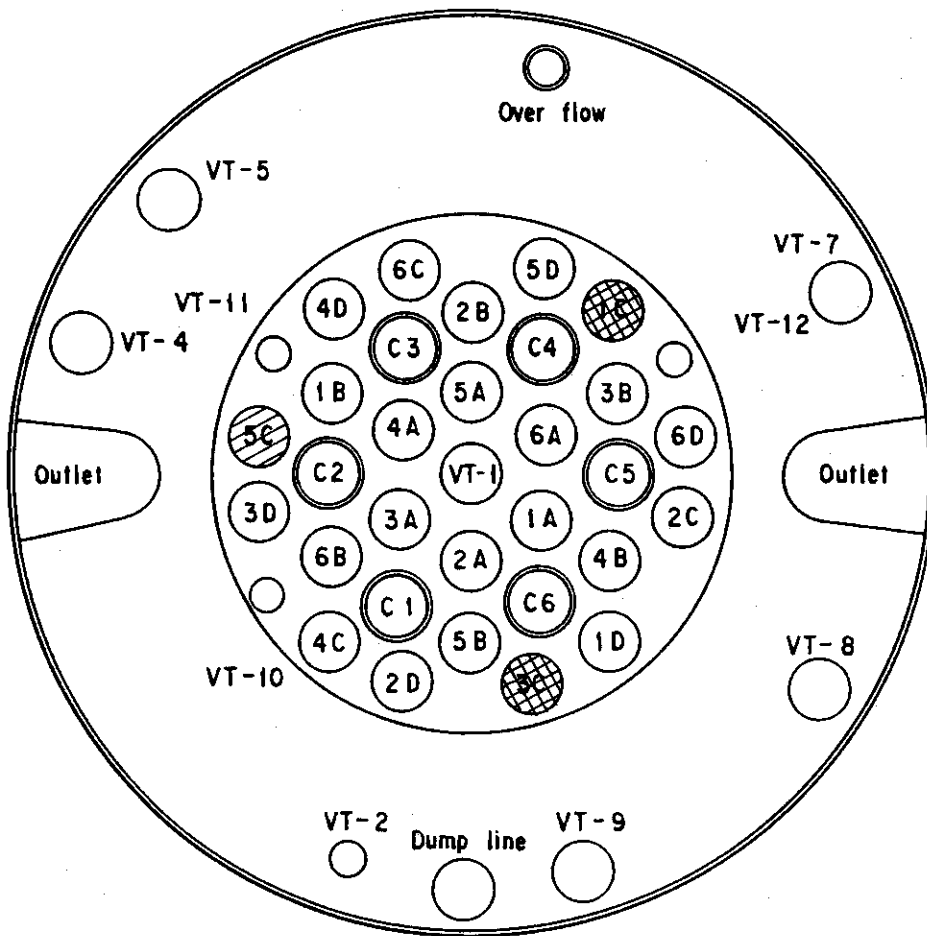


図 3.5 JRR-2B 型燃料要素



- | | | |
|--------------|---------|--------------------|
| 1A ~ 6A | A リング | } ○ JRR-2円筒BM型燃料要素 |
| 1B ~ 6B | B リング | |
| 1C ~ 6C | C-D リング | |
| 1D ~ 6D | | |
| C1 ~ C6 | 制御棒 | |
| VT-1 ~ VT-12 | 垂直管挿孔 | |

図 3.6 MEU 炉心配置図



- | | | |
|--------------|-----------|--|
| 1A ~ 6A | A リング | } ○ JRR-2円筒BM型燃料要素
◐ JRR-2円筒B型燃料要素
◑ JRR-2B型燃料要素 |
| 1B ~ 6B | B リング | |
| 1C ~ 6C | } C-D リング | |
| 1D ~ 6D | | |
| C1 ~ C6 | 制御棒 | |
| VT-1 ~ VT-12 | 垂直実験孔 | |

図 3.7 混合炉心配置図

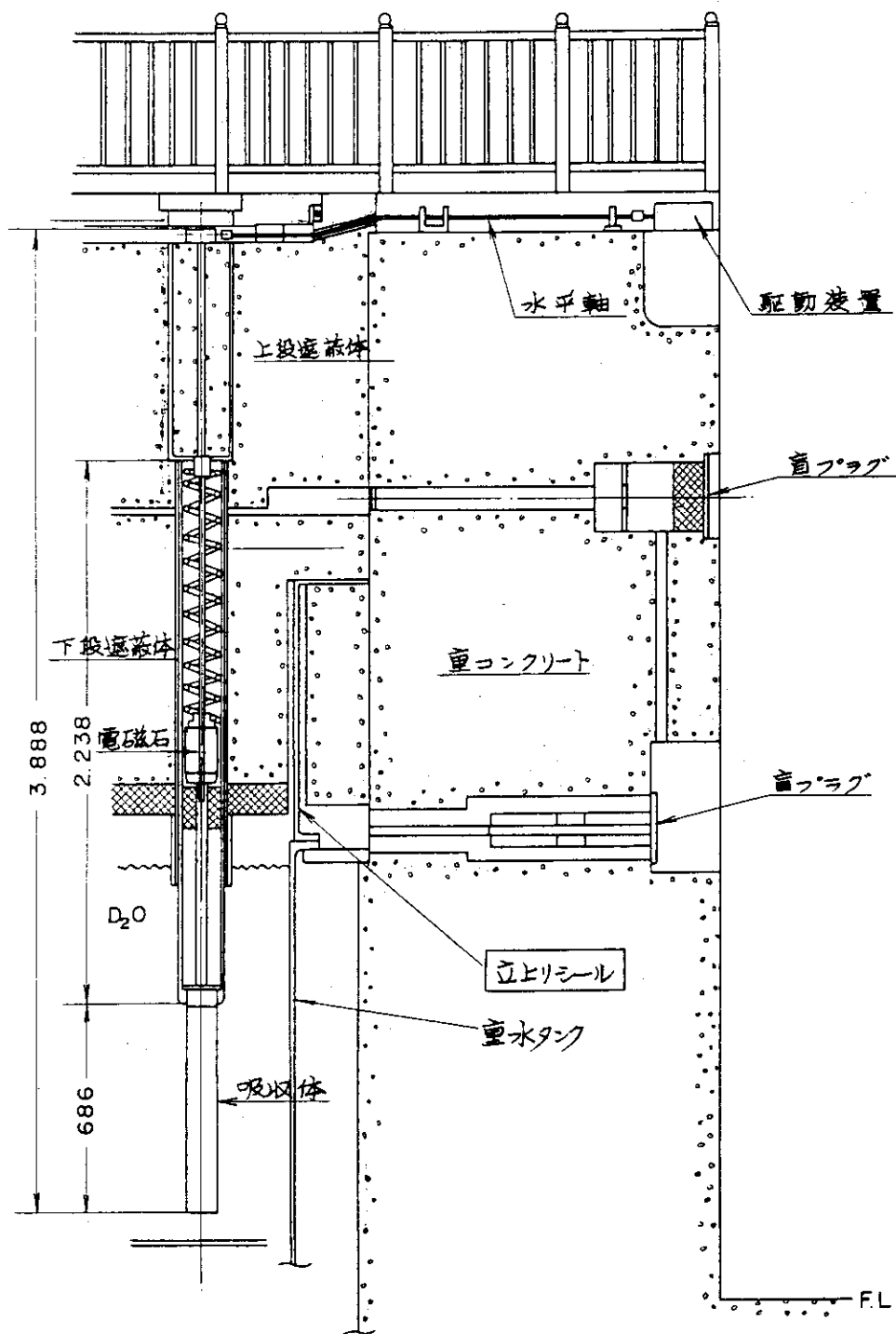


図 3.8 制御棒の垂直断面図

4. 計 算 方 法

核特性の計算は、日本原子力研究所で開発・整備された「熱中性子炉体系標準核設計コードシステム(SRAC)」¹⁾を用いて行った。

SRACは、各種のベンチマーク計算等により、その妥当性が確認されている。^{2),3),4),5)}

4.1 計算コードおよびライブラリ

SRACは、熱中性子炉の核設計と解析のためのコードシステムである。このシステムは、中性子断面積ライブラリとそのための処理コード、種々の輸送、拡散理論コードおよび燃焼計算コード等で構成されている。その主なコードを以下に示す。

- (1) PIJ : 衝突確率法による中性子スペクトルコード
- (2) ANISN : 1次元 S_N 輸送理論コード
- (3) TWOTRAN : 2次元 S_N 輸送理論コード
- (4) TUD : 1次元拡散理論コード
- (5) CITATION : 1, 2又は3次元拡散理論コード
- (6) CORE-BURN : 拡散理論による3次元燃焼計算コード

なお、本計算に使用する中性子断面積ライブラリ等は次のとおりである。

- (1) Fast Library FASTLIB
- (2) Thermal Library THERMALB3, THERMALB2
- (3) Burn-up Library BURN(ENDF/B2)

4.2 中性子エネルギー群構造

炉心計算等に用いる少数群定数は、多数群計算により得られた中性子スペクトルを用い、エネルギー群の縮約を行うことによって求める。

本計算に用いたエネルギー群構造は、多数群70群、少数群3群である。なお、動特性パラメータの計算のために少数群10群を用意した。

エネルギー群構造は以下のとおりである。

- (1) 多数群70群 高速群33群, 熱群37群, 計70群
- (2) 少数群3群 高速群: 10 MeV ~ 183 keV
熱外群: 183 keV ~ 0.6825 keV
熱群: 0.6825 eV ~ 0.0 eV

エネルギー群構造を表4.1に示す。

4.3 少数群定数

少数群定数は次の手順で作成する。

4.3.1 燃料板セルの多群均質化断面積

図 4.1 に示す単位燃料板セルについて、1次元板状体系、70群計算を行い、均質化断面積を作成する。

燃料板セル計算は、中濃縮燃料 1 種類、高濃縮燃料 3 種類の計 4 ケースについて行う。

計算条件は以下のとおりである。

- (1) 解 法 : 1次元衝突確率法 (P I J コード)
- (2) 体 系 温 度 : 300 K
- (3) セル境界条件 : 全反射
- (4) ダンコフ係数 : 衝突確率法
- (5) 共 鳴 積 分 : PEACO コード

4.3.2 燃料要素セルの多群均質化断面積

燃料板セルの均質化断面積を用いて燃料要素セルの計算を行う。計算体系を図 4.2 および 4.3 に示す。

計算条件は以下のとおりである。

- (1) 解 法 : 2次元 S_N 法 (TWOTRAN コード)
- (2) セル境界条件 : ホワイトアルベド ($R - \theta$ 2次元) 又は全反射 (X - Y 2次元)

その他の条件は、4.3.1 に準じている。

4.3.3 燃料要素セルおよび構造材の少数群定数

少数群定数は、燃料要素セルの多群均質化断面積を用いて、1次元又は2次元の炉心計算を行い、得られた中性子スペクトルを用いて、70群から3群への群縮約を行って求める。少数群定数は、2次元臨界計算用と3次元臨界計算用の2種類作成した。

(1) 2次元臨界計算用少数群定数

炉心を1次元円柱体系に近似して、TUDコードで計算した。この定数は、1/6炉心2次元体系用のもので、反射体領域が広い領域で平均化されている。計算体系を図 4.4 に示す。

(2) 3次元臨界計算用少数群定数

炉心を2次元円柱体系に近似して、CITATIONコードで計算した。この定数は、3次元出力分布等を計算するためのもので、(1)より領域が細分化されている。計算体系を図 4.5 に示す。

4.3.4 制御棒領域の対数微分条件

制御棒の対数微分条件は、制御棒の周囲に燃料領域を配置した1次元体系で、ANISNコードを用いて中性子束分布を計算し、その中性子束分布から次式を使って求めた。

$$C = \left[-D \cdot \frac{1}{\phi} \cdot \frac{\partial \phi}{\partial r} \right]_{r=r_0}$$

ここで、Dは燃料領域の拡散係数である。r₀は燃料領域と制御棒領域の境界である。

使用した断面積は、燃料領域については4.3.3で求めたもの、その他はS R A C内蔵の標準スペクトルを用いて作成したものである。

計算体系を図4.6に示す。

4.4 臨界計算

拡散計算コードCITATIONを用いて臨界計算を行い、実効増倍係数、出力分布および反応度係数等を求めた。

実効増倍係数および出力分布は、3次元CITATION(三角メッシュ)を用いて計算した。また、反応度係数は2次元CITATION(三角メッシュ)を用いて計算した。計算体系を図4.7および4.8に示す。

重水領域および軽水領域における実験孔等の構造材は領域分けして均質化した定数を用いた。燃焼度依存性については、S R A C内蔵のセル燃焼計算ルーチンを用いて燃料板セル燃焼計算を行い、4.3に示す手順で少数群定数を求め、この定数を使って計算した。

4.4.1 過剰反応度および反応度停止余裕

過剰反応度および反応度停止余裕は、3次元体系で計算した。過剰反応度は、制御棒全引抜きの状態の実効増倍係数から、反応度停止余裕は、制御棒全挿入の状態の実効増倍率から求めた。

制御棒のワンロードスタック時(最大反応度値を有する制御棒1本引抜き時)の反応度停止余裕は、制御棒1本全引抜き、その他全挿入の状態の実効増倍係数から求めた。計算体系は全炉心3次元体系である。

4.4.2 反応度係数

減速材温度係数、ボイド係数およびドプラ係数の反応度係数を制御棒全引抜き炉心について求めた。これらの計算は、60度回転対称であるので1/6炉心2次元体系で行った。基準炉心は、体系温度300 K、ボイド体積率0%である。この基準炉心について、軸方向バックリングを調整して、実効増倍係数を1.0にした。

(1) 減速材温度係数

炉心内の減速材重水の温度および個数密度を変えて少数群定数を作成し、その各々について炉心の実効増倍係数を計算した。減速材温度係数は、重水温度変化に対する反応度変化の比として求めた。

(2) ボイド係数

減速材のボイド係数は、減速材重水の密度を変えて実効増倍係数を計算し、密度変化(ボイ

ド率変化)に対する反応度変化の比として求めた。

(3) ドプラ係数

燃料のドプラ係数は、燃料ミート部の温度を変えて実効増倍係数を計算し、温度変化に対する反応度変化の比として求めた。

4.4.3 制御棒反応度価値曲線

制御棒反応度価値は、3次元全炉心体系で計算した。

制御棒反応度価値曲線は、全制御棒の位置を同時に変えて実効増倍係数を計算して求めた。

4.4.4 重水ダンプによる負の反応度効果

炉心の重水を排水(ダンプ)して重水レベルを低下させることによって、炉心に負の反応度が添加される。この重水ダンプによる負の反応度効果は、3次元拡散コードCITATIONを用いて計算した。重水ダンプにより重水が無くなった部分については、真空境界条件を用いた。

4.5 出力ピーキング係数

4.5.1 定義

出力ピーキング係数(F_N)を炉心内の各場所における出力密度の炉心平均出力密度に対する比の最大値として定義する。すなわち、出力ピーキング(f_n)を

$$f_n = \frac{\text{局所出力密度}}{\text{炉心平均出力密度}}$$

とする時、

$$F_N = (f_n) \text{の最大値}$$

である。ここで、最大値とは初装荷炉心から燃料交換を考慮した平衡炉心を含めて想定される炉心構成における最大値である。

f_n を、半径方向出力分布、軸方向出力分布、局所的出力分布の各因子に分けて、各々 f_r, f_z, f_l で表わす。ここで、

$$f_n = f_r \times f_z \times f_l$$

である。

図4.9に示す体系で、各因子を次のように定義する。

$$f_r = \left(\frac{\text{燃料要素 } i \text{ 平均出力密度}}{\text{炉心平均出力密度}} \right)$$

$$f_z = \left(\frac{\text{プレーン } j \text{ 平均出力密度}}{\text{燃料要素 } i \text{ 平均出力密度}} \right)$$

$$f_j = \left(\frac{\text{局所出力密度}}{\text{プレーン } j \text{ 平均出力密度}} \right)$$

出力ピーキング係数 F_N は、 f_n すなわち f_r 、 f_z 、 f_j の積の最大値であり、この時の各因子の最大値を以下のように定義する。

F_R : 半径方向出力分布因子

F_Z : 軸方向出力分布因子

F_L : 局所出力分布因子

4.5.2 出力分布因子の計算方法

(1) f_r および f_z

燃料板セル燃焼計算によって得られた燃焼依存の少数群定数を用いて3次元拡散計算を行い出力密度分布を求めた。これより燃料要素ごとの出力密度、プレーンごとの出力密度を計算し、 f_r 、 f_z を求めた。

(2) f_j

燃料要素内の出力分布を2次元輸送コード TWOTRAN を用いて計算した。このときの局所的出力密度と平均出力密度の比として f_j を求めた。

表 4.1 エネルギー群構造 (70 G, 10 G, 3 G)

GR.N	UP.E(EV)	10G	3G
1	10.0000 E+6		
2	60.6531 E+5		
3	36.7879 E+5	1	
4	22.3130 E+5		1
5	13.5335 E+5		
6	82.0850 E+4	2	
7	49.7871 E+4		
8	30.1974 E+4		
9	18.3156 E+4		
10	11.1090 E+4		
11	67.3794 E+3		
12	40.8677 E+3		
13	24.7875 E+3		
14	15.0344 E+3		
15	91.1882 E+2	3	
16	55.3084 E+2		
17	33.5463 E+2		
18	20.3468 E+2		
19	12.3410 E+2		2
20	74.8518 E+1		
21	45.3999 E+1		
22	27.5364 E+1		
23	16.7017 E+1	4	
24	10.1301 E+1		
25	61.4421 E+0		
26	37.2665 E+0		
27	22.6033 E+0		
28	13.7096 E+0		
29	83.1529 E-1		
30	50.4348 E-1	5	
31	30.5902 E-1		
32	18.5539 E-1		
33	11.2535 E-1		

F
A
S
T

GR.N	UP.E(EV)	10G	3G
34	68.2560 E-2		
35	60.2357 E-2		
36	53.1579 E-2		
37	46.9116 E-2		
38	41.3994 E-2		
39	38.9261 E-2		
40	36.5276 E-2	6	
41	34.2052 E-2		
42	31.9627 E-2		
43	29.7929 E-2		
44	27.6985 E-2		
45	25.6843 E-2		
46	23.7425 E-2		
T 47	21.8779 E-2		
H 48	20.0910 E-2		
E 49	18.3784 E-2	7	
R 50	16.7429 E-2		
M 51	15.1829 E-2		
A 52	13.6996 E-2		
L 53	12.2947 E-2		3
54	10.9624 E-2		
55	97.0827 E-3		
56	85.2982 E-3	8	
57	74.2737 E-3		
58	64.0171 E-3		
59	54.5192 E-3		
60	45.7852 E-3		
61	37.8474 E-3		
62	30.6016 E-3	9	
63	24.1544 E-3		
64	18.4665 E-3		
65	13.5427 E-3		
66	93.8080 E-4		
67	59.8020 E-4		
68	33.4228 E-4	10	
69	14.6632 E-4		
70	35.2381 E-5		
L.F.	10.0000 E-6		

		Moderator D ₂ O	Clad Al	Meat U-Alx	CL ad Al	Moderator D ₂ O
M-Region		3	2	1	2	3
Sub-Region		1	2	3	4	5
T-Region		3	2	1	2	3
R-Region		3	2	1	2	3
X-Region		1	1	1	1	1
Width (CM)	CYL	0.15	0.038	0.051	0.038	0.15
	MTR inner	0.15	0.038	0.051	0.038	0.15
	MTR outer	0.213	0.0765	0.051	0.0765	0.213

図 4.1 燃料板セル計算モデル

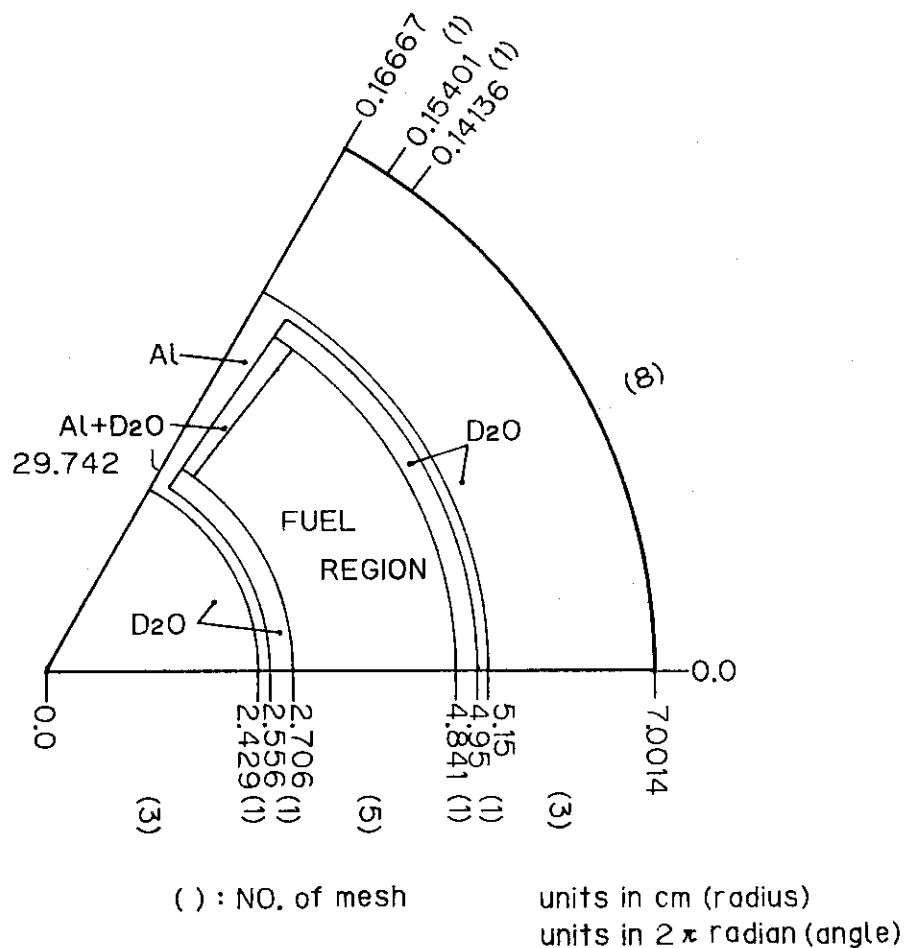
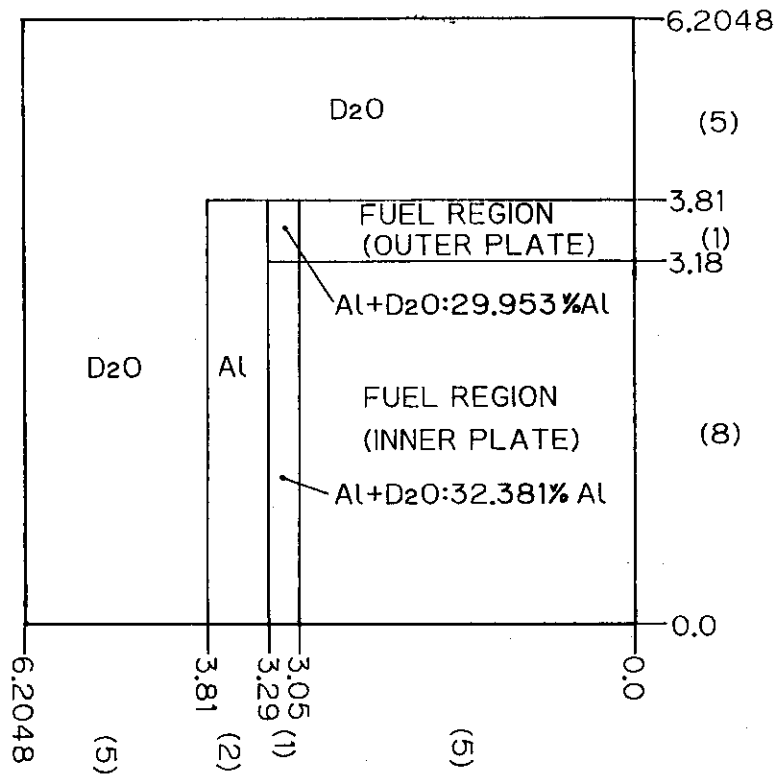


図 4.2 燃料要素セル計算モデル
 (JRR-2円筒BM型およびJRR-2円筒B型燃料要素)



() : NO. of mesh, all units in cm

図 4.3 燃料要素セル計算モデル (JRR-2B型燃料要素)

	D ₂ O	Al	D ₂ O	Fuel	D ₂ O	Fuel	Fuel	D ₂ O	D ₂ O + Al	Al	H ₂ O + Al
M-Region	1	2	1	3	1	3	3	1	4	2	5
X-Region	1	1	1	2	3	4	5	6	6	7	7
Mesh	3	2	3	5	5	5	5	5	5	2	5
Width (CM)	4.4	0.42	2.20	1.52	6.72	5.27	8.46	3.62	33.6	1.27	17.83

図 4.4 群定作成用 1次元炉心円筒モデル

mesh	ΔZ	ΔR	mesh	mesh	mesh	mesh	mesh	mesh	mesh	mesh
15	62.0	0.4	3	3	1	1	10	7	13	2
8	14.6	2.201	3	3	2					2
15	30.0	11.523				3	11	7	14	5
15	30.0	6.72	3	3	9	3	9	9	3	3
8	16.0	5.275			4	4				4
2	5.8	8.464			5					5
6	23.8	3.618			6					6
2	3.2	33.6			7					7
10	37.9	1.27			8					8
		17.83								9

Fuel ; 9 AL + D₂O ; 1, 2, 4, 6, 10, 11
 D₂O ; 3 AL + D₂O ; 13, 14, 15
 AL ; 7 SUS + AL ; 5

図 4.5 群定数作成用 2次元炉心 R-Z モデル

	D ₂ O	SUS	Cd	SUS	D ₂ O	Fuel
M-Region	1	2	3	2	1	4
X-Region	1	1	1	1	1	2
Mesh	5	2	5	2	5	20
Width (CM)	3.35	0.15	0.15	0.15	3.2015	11.523

図 4.6 制御棒セル 1次元円筒モデル

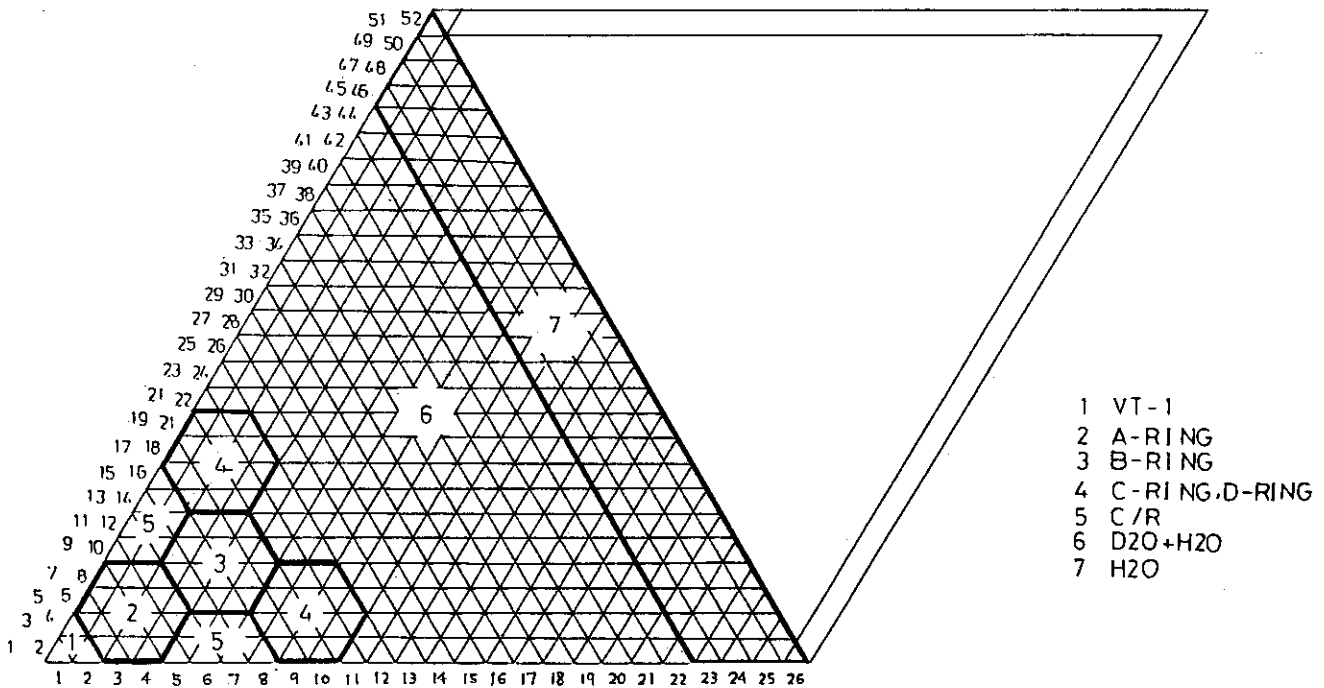


図 4.7 2次元臨界計算 1/6 対称炉心モデル

基本メッシュの大きさ (7.699cm)

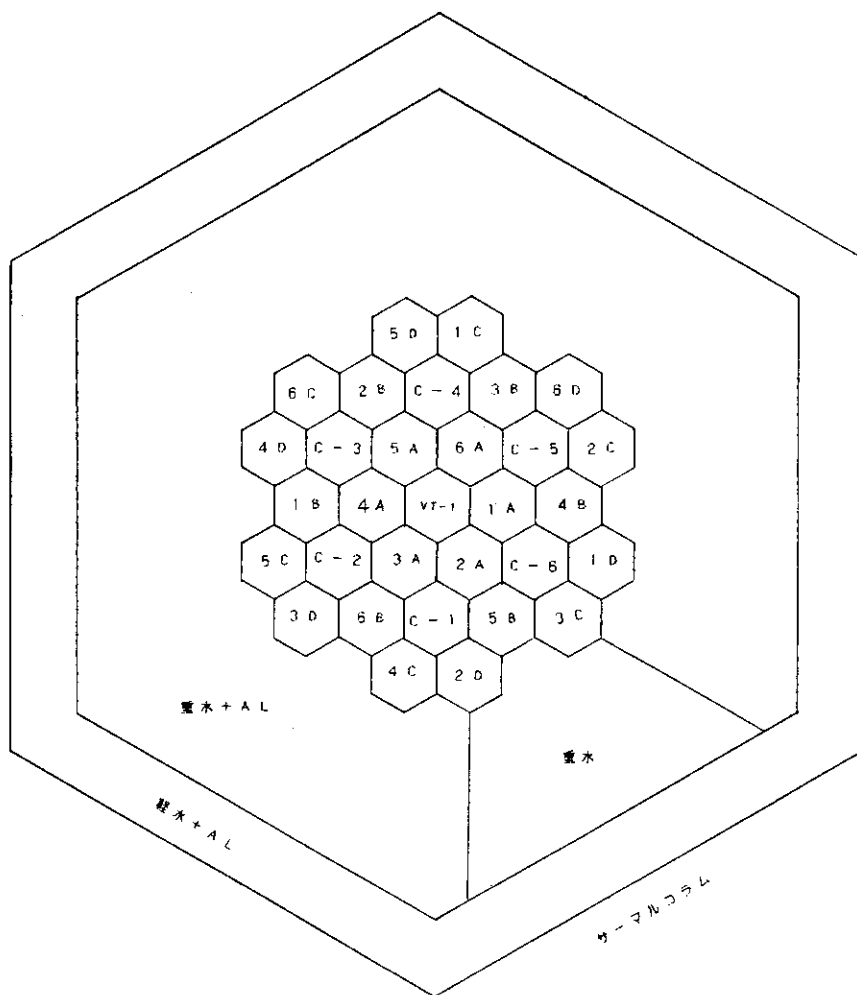


図 4.8 3次元臨界計算全炉心モデル

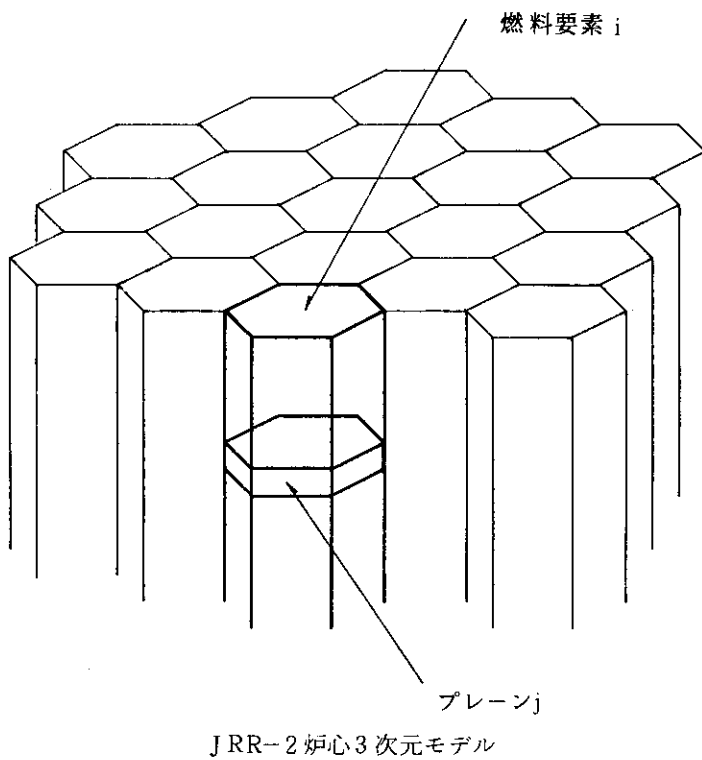


図 4.9 燃料要素内のプレーン

5. 反 応 度

MEU炉心および混合炉心の諸反応度について計算を行った。

混合炉心は、MEU炉心の燃焼が進んだ場合に取替燃料として従来のHEU燃料要素を装荷するものであるから、混合炉心の初装荷炉心は實際上存在しない。また、混合炉心で装荷されるHEU燃料要素は、全炉心24体中3体であり、各燃料要素の反応度特性もほぼ等価であるので、MEU炉心と混合炉心の特性の違いはほとんどない。

5.1 過剰反応度

MEU炉心および混合炉心の初装荷炉心および平衡炉心について、原子炉の過剰反応度を計算した。燃焼度分布は炉心全域一様であり、平衡炉心の燃焼度は20%である。

各炉心における過剰反応度を表5.1に示す。最大過剰反応度は、MEU炉心の初装荷炉心の場合で約18% $\Delta k/k$ である。

図5.1に燃焼による過剰反応度の変化を示す。燃焼によって1運転サイクル(10MW, 約11日間)あたりに減少する過剰反応度は約0.7% $\Delta k/k$ である。また、キセノン等運転開始直後に蓄積する核分裂生成物による反応度減少は約6% $\Delta k/k$ である。

5.2 反応度停止余裕

表5.1に、各炉心の反応度停止余裕等を示す。反応度停止余裕が最小となるのは、過剰反応度が最大となるとき、すなわち、MEU炉心の初装荷炉心の場合である。このとき、反応度停止余裕は約14% $\Delta k/k$ 、最大反応度値を有する制御棒1本引抜時の反応度停止余裕は約4% $\Delta k/k$ である。したがって、各炉心で反応度の停止余裕の制限値(10% $\Delta k/k$)および最大反応度値を有する制御棒1本引抜時の反応度停止余裕の制限値(1% $\Delta k/k$)を、十分上回る反応度停止余裕を持っている。

5.3 制御棒反応度値

制御棒反応度値は、過剰反応度と反応度停止余裕との差として求められる。結果を表5.1に示す。制御棒反応度値の絶対値は、初装荷炉心より、燃焼の進んだ平衡炉心の方がわずかに大きくなっているが、MEU炉心と混合炉心との差は小さい。

制御棒反応度値曲線は、制御棒の引抜きパターンによって多少異なる。表5.2に制御棒の引抜きパターンを示す。パターン1は、全制御棒の同時引抜きの場合、パターン2は、5本を臨界位置にして1本引抜きの場合である。結果を図5.2に示す。事故解析に使用するスクラム反応度曲線としては、スクラム反応度挿入が遅れて、解析結果が厳しくなるパターン1を採用

する。また、制御棒引抜きによる反応度事故解析で取り扱われる反応度付加率の評価としても、反応度付加率を過大に評価するパターン1を採用する。

反応度付加率は、制御棒反応度価値曲線（相対値）と制御棒反応度価値の絶対値から求められる。図5.3は制御棒反応度価値の微分曲線であり、制御棒の単位長さ、引抜きに対する反応度付加を示したものである。この場合、制御棒の全ストローク71cmを単位長さとし、制御棒反応度価値を1.0とする相対値で示している。

図5.3と反応度価値の絶対値および制御棒の全ストローク71cmから図5.4の反応度付加率曲線が得られる。ここで、反応度価値の絶対値は、制御棒引抜き手順上最大の本数5本の反応度価値の総和である。その値は次のように計算する。全制御棒反応度価値の最大値 $36\% \Delta k/k$ を用いて、

$$36 (\% \Delta k/k) \times \frac{5}{6} = 30 \quad (\% \Delta k/k)$$

となる。なお、最大反応度価値を有する制御棒1本は5本から除かれる。

図5.4から最大反応度付加率は $0.85\% \Delta k/k/cm$ である。制御棒引抜きの最大速度は $7cm/min$ であるから、最大反応度付加率は

$$0.85 (\% \Delta k/k/cm) \times 7 (cm/min) \times \frac{1}{60} (min/s) = 0.099 (\% \Delta k/k/s)$$

となる。

よって、 $0.1\% \Delta k/k/s$ 以下の制限を満足する。

5.4 重水ダンプによる負の反応度効果

原子炉は、制御棒によって制御され、ワンロードスタック時にも安全に停止できるようになっている。さらにもう一つの停止系として、重水ダンプがある。これにより、制御棒を作動させることなく、原子炉を停止することが可能である。

重水ダンプによる負の反応度効果は、重水タンク内の重水水位を変化させた場合の反応度差として求めた。計算は、全制御棒の挿入高さを調整して臨界にした炉心について行った。

高濃縮炉心における重水ダンプによる負の反応度効果の実測値は、最小 $0.59\% \Delta k/k$ であり、この場合の計算値は $0.39\% \Delta k/k$ である。したがって、実測値と計算値の比は最小1.5である。中濃縮炉心と高濃縮炉心はその特性に大きな差がないので、この比を計算値の補正に用いても問題ないと考える。

中濃縮炉心における重水ダンプによる負の反応度効果は、計算の結果、 $0.39\% \Delta k/k$ であった。これに実測値の補正を行うと、 $0.59\% \Delta k/k$ となり、約 $0.5\% \Delta k/k$ 以上を十分確保できる。結果を表5.3、図5.5に示す。

5.5 反応度係数

5.5.1 減速材温度係数

各炉心における減速材温度係数を図 5.6 に示す。減速材温度係数は常に負である。

5.5.2 ボイド係数

減速材のボイド係数を図 5.7 に示す。ボイド係数は常に負である。

5.5.3 ドプラ係数

燃料のドプラ係数を図 5.8 に示す。ドプラ係数は常に負である。

5.6 実効遅発中性子割合および即発中性子寿命

動特性の解析に必要な実効遅発中性子割合 (β_{eff}) および即発中性子寿命 (ℓ) を, S R A C の CITATION にある摂動ルーチンを用いて計算した。計算に必要な中性子束および随伴中性子束は, 2次元体系についての10群拡散計算によって求めた。

計算結果を表 5.4 に示す。

5.7 最小臨界炉心

新燃料要素で構成される最小臨界炉心の計算を行った。燃料要素が装荷されない部分は、重水で満たされている。

計算は2次元体系炉心について行い、軸方向バックリングは高濃縮炉心の実測値に基づいて決定した。

計算の結果、J R R - 2 円筒 B M 型燃料要素 (M E U 燃料要素) で構成される最小臨界炉心は図 5.9 に示すとおりであり、燃料要素本数11体、最小臨界質量約 2.2 kg U-235 である。

表 5.1 過 剩 反 応 度 等

項 目	M E U 炉 心		混 合 炉 心	
	初 装 荷 炉 心	平 衡 炉 心	初 装 荷 炉 心	平 衡 炉 心
過 剩 反 応 度	17.6	5.5	17.5	5.3
反 応 度 停 止 余 裕	13.7	30.6	14.0	30.1
最大反応度値を有する制御棒 1本引抜時の反応度停止余裕	3.7	19.0	4.1	19.6
全 制 御 棒 反 応 度 値 値	31.3	36.1	31.5	35.4
最大反応度値を有する制御棒 1本引抜時の制御棒反応度値	21.3	24.5	21.6	24.9

(20°C, % Δk/k)

表 5.2 制 御 棒 パ タ ー ン

パ タ ー ン	制 御 棒	
	C ₁ ~ C ₅	C ₆
①	0 → 全引抜	0 → 全引抜
②	60	0 → 全引抜

単位：% (引抜率)

表 5.3 重水ダンプによる負の反応度効果

重水レベル (cm)	計 算 値 (% $\Delta k/k$)	実測による補正值 (% $\Delta k/k$)
0 (基準レベル)	0	0
-50	-0.11	-0.17
-60 (重水ダンプレベル)	-0.39	-0.59

表 5.4 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) および即発中性子寿命 (ℓ)

項 目	M E U 炉 心		混 合 炉 心	
	初装荷炉心	平 衡 炉 心	初装荷炉心	平 衡 炉 心
β_{eff}	8.43×10^{-3}	8.10×10^{-3}	8.43×10^{-3}	8.16×10^{-3}
ℓ (s)	2.59×10^{-4}	2.69×10^{-4}	2.71×10^{-4}	2.83×10^{-4}

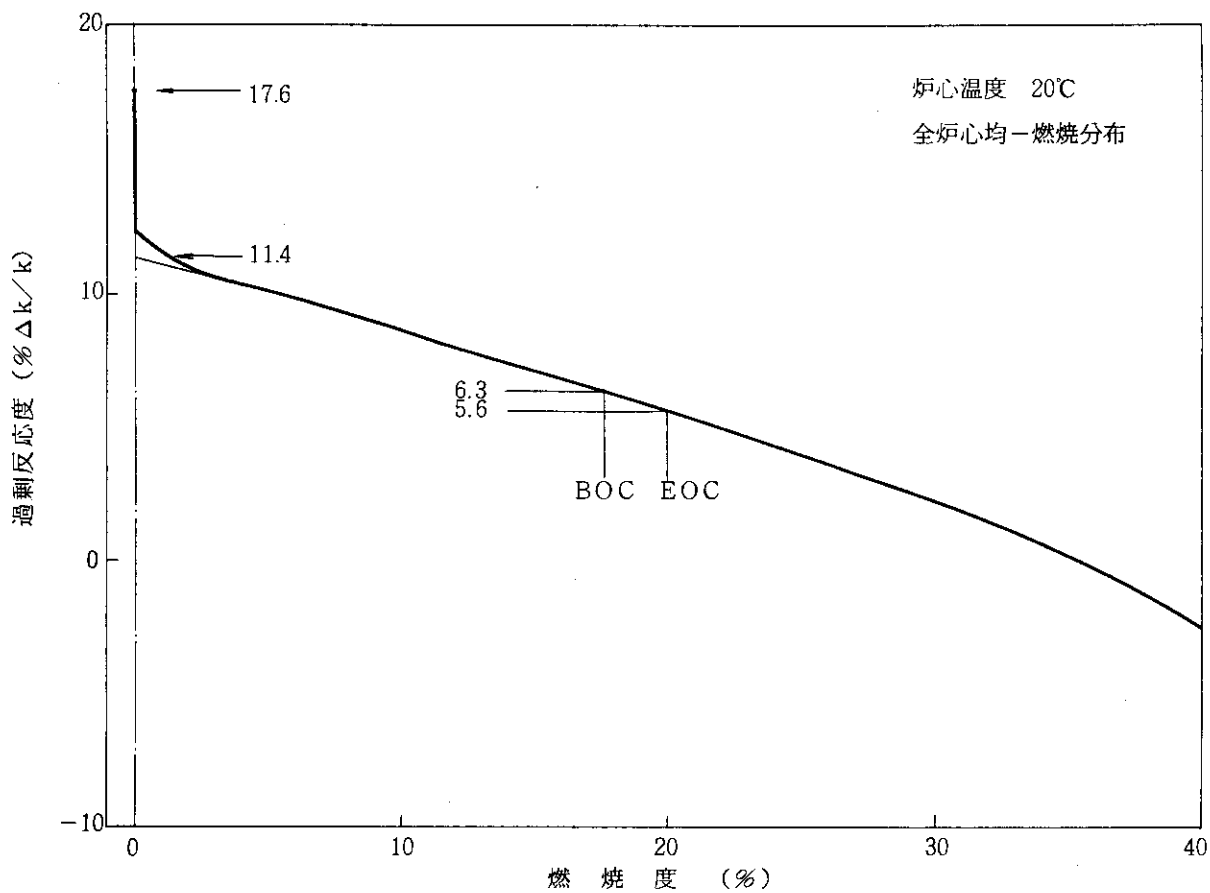


図 5.1 燃焼に伴う過剰反応度変化

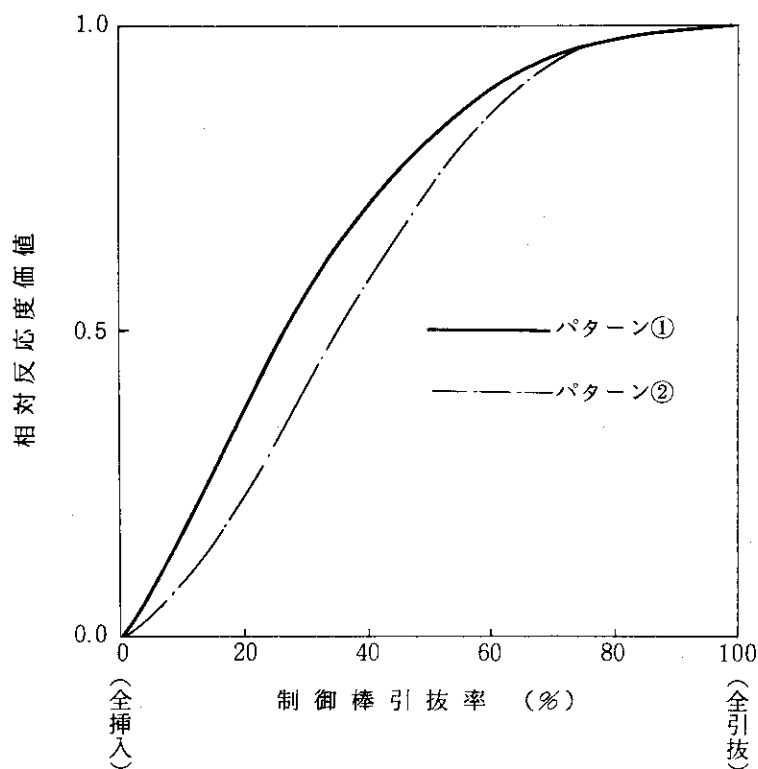


図 5.2 制御棒反応度値曲線

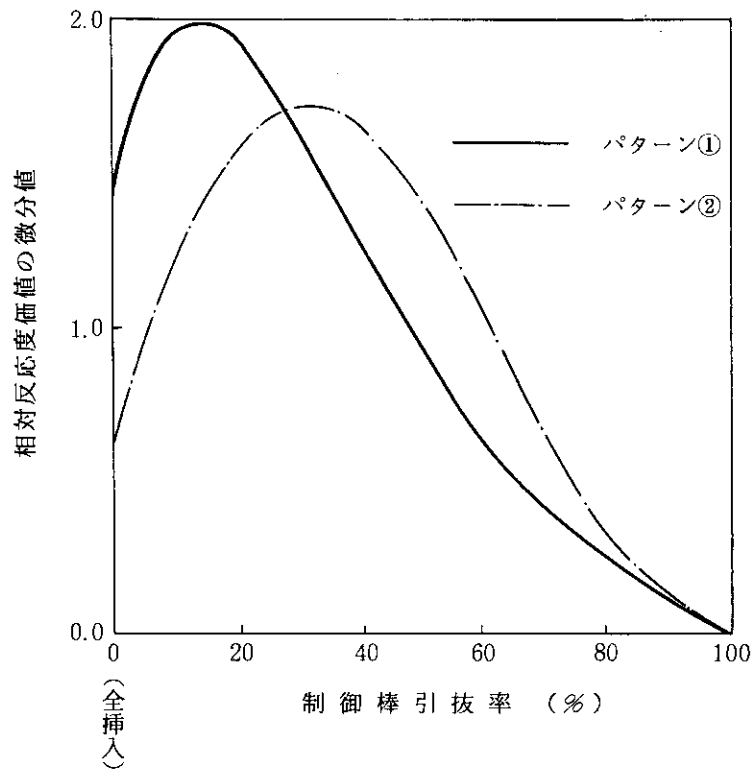


図 5.3 制御棒反応度値の微分曲線

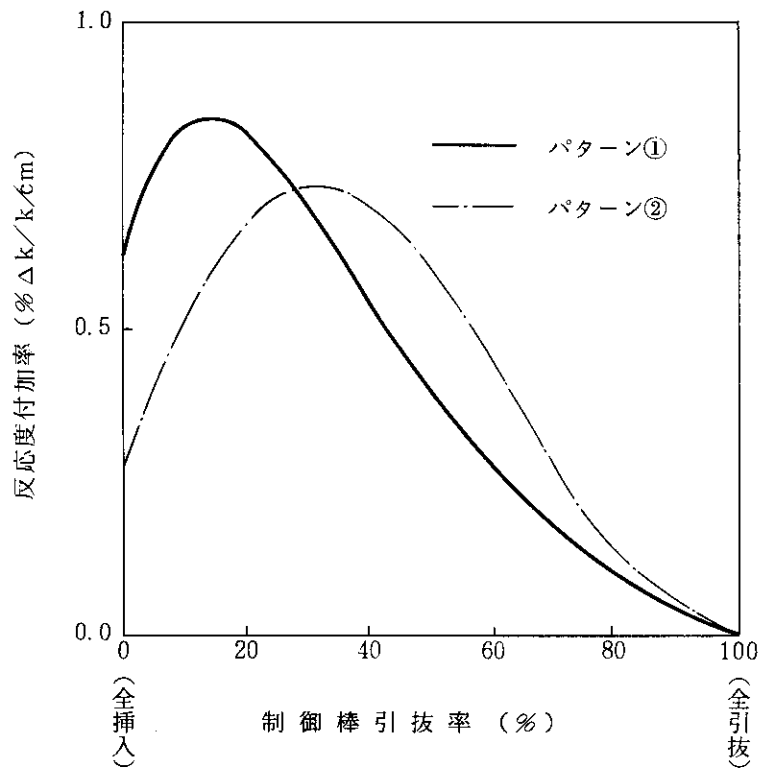


図 5.4 制御棒引抜きによる反応度付加率曲線

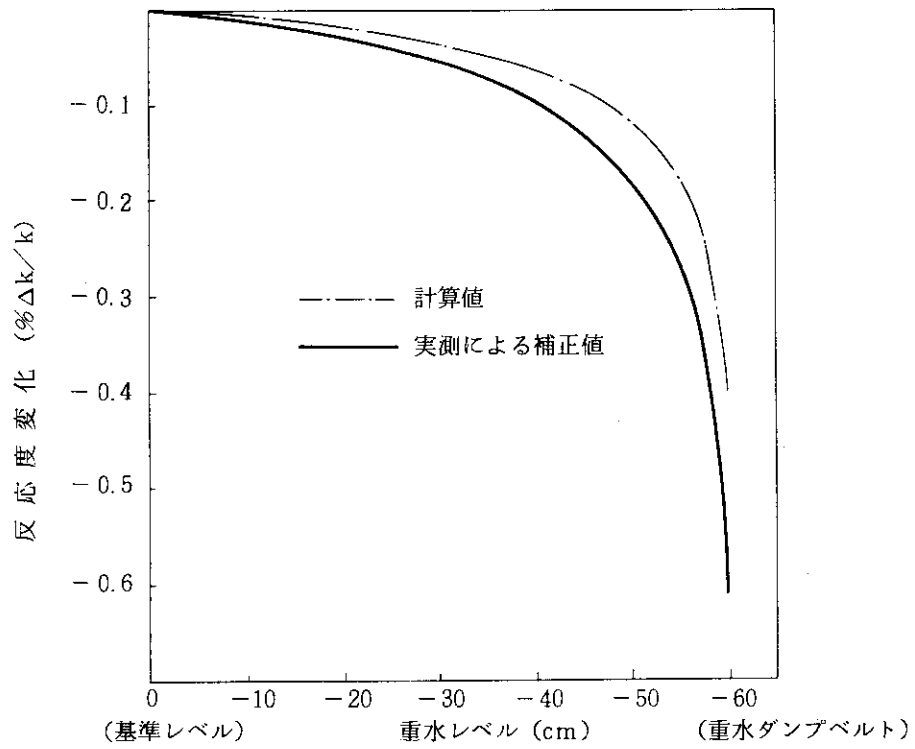


図 5.5 重水ダンプによる負の反応度効果

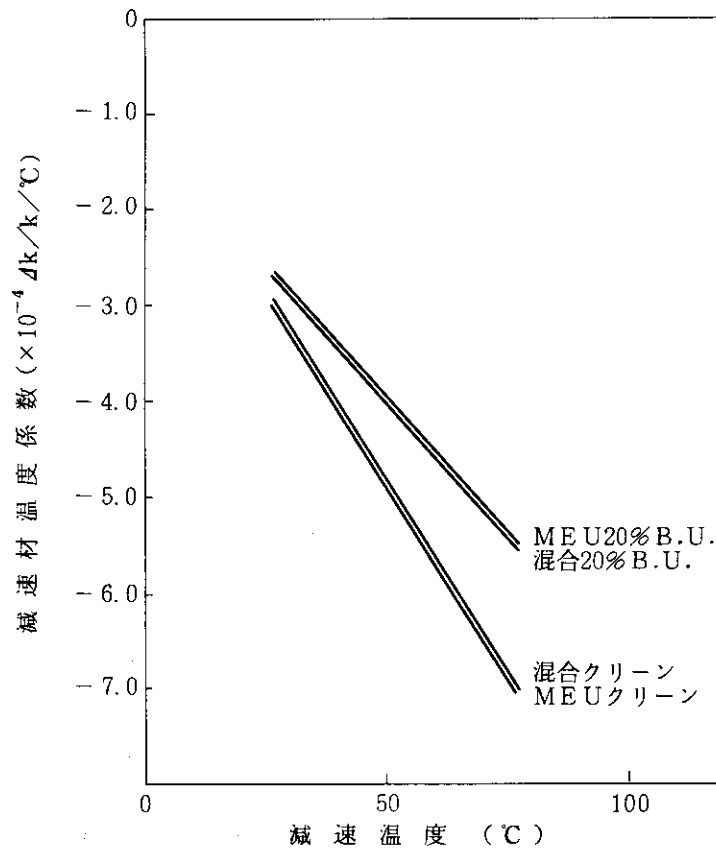


図 5.6 減速材温度係数

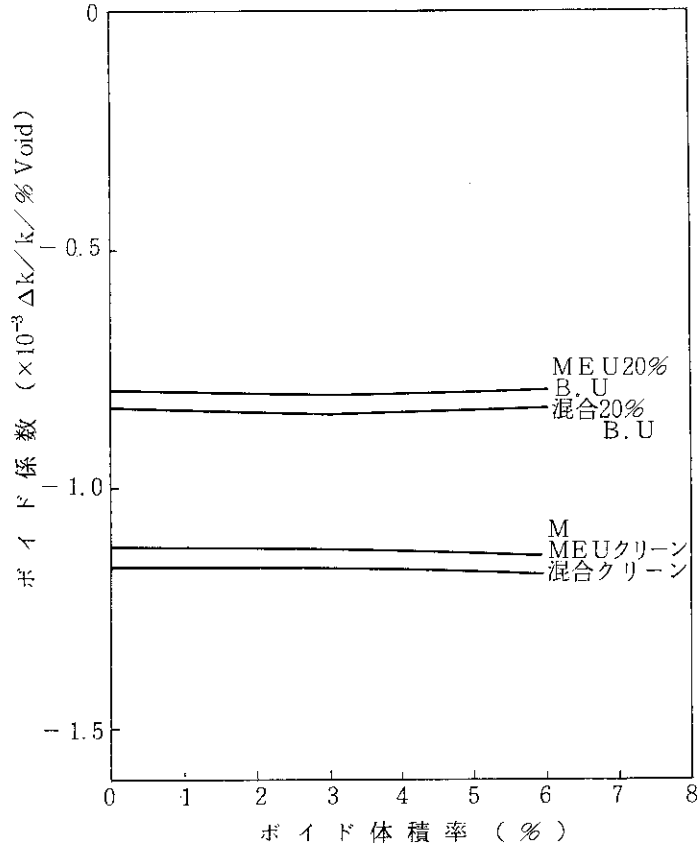


図 5.7 ボイド係数

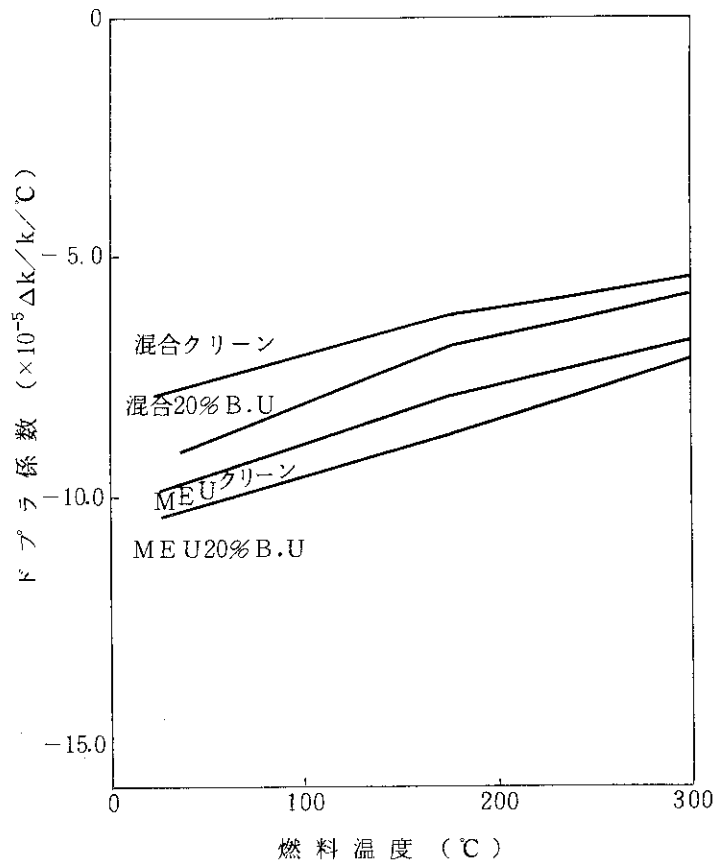
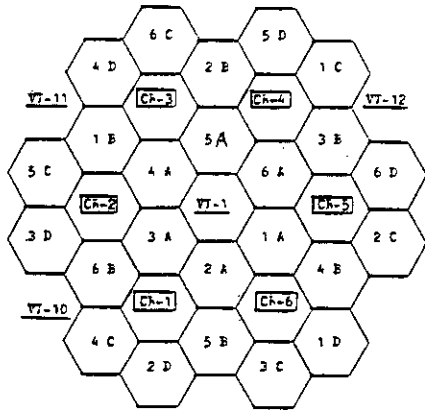
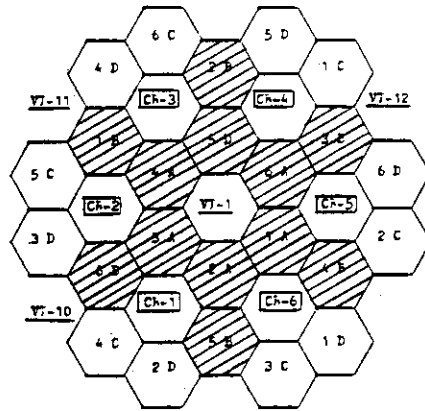


図 5.8 ドプラ係数

1 A~6 D ; Fuel Element
 CR-1~6 ; Control Rod
 VT-10~12 ; Experimental Tube
 VT-1



HEU CORE(experiment)



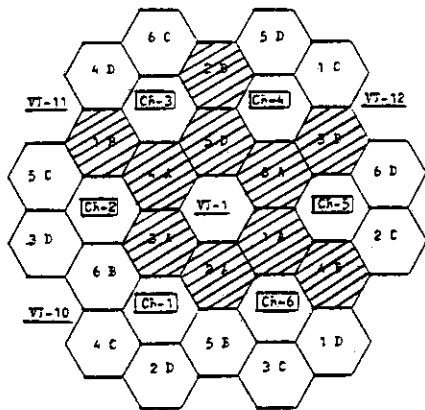
12 Fuel Elements
 Keff=1.0037

 THERMAL COLUMN



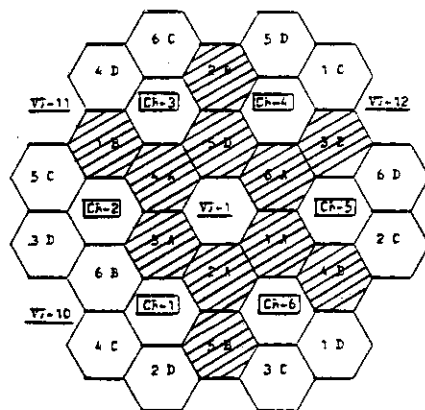
Fuel Loading Position

MEU CORE



10 Fuel Elements
 Keff=0.9983

MEU CORE



11 Fuel Elements
 Keff=1.0184

図 5.9 最小臨界炉心の実効増倍係数

6. 中性子束および出力

6.1 中性子束および出力密度の分布

図 6.1 は、JRR-2 の炉心の断面モデル図である。この断面は、図 5.9 の炉心平面モデル図からもわかるように、制御棒領域を通らない断面である。代表としてこの断面における半径方向中性子束分布および出力分布を図 6.2, 図 6.3 に示す。また、軸方向中性子束分布および出力分布を図 6.4, 図 6.5 に示す。半径方向分布については炉心中心を含む線、軸方向分布については炉心内側燃料要素を含む線に沿ってプロットしたものである。中性子束は高速群（第 1 群）、熱外群（第 2 群）、熱群（第 3 群）の 3 群で表わし、その群構造は表 4.1 に示すとおりである。

炉心は、MEU 炉心の初装荷炉心である。

最大熱中性子束は、炉心の中央実験孔において約 $1.5 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ であり、最大高速中性子束は、炉心内側燃料要素において約 $6 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ である。また、出力分布は、制御棒による軸方向分布の歪みを除けば、比較的平坦な分布である。

6.2 出力ピーキング係数

JRR-2 の燃料交換は、燃焼度の高いものから順次 1 サイクルに 2 ~ 4 体、交換する方式である。したがって、バッチ方式の燃料交換の場合のように、炉心パターンを数パターンに特定することができない。そこで、出力ピーキングが最大となるような炉心パターンを選ぶためのサーベイ計算を行った。

この結果、次のことが示された。

(1) 炉心位置（2A 孔）

MEU 初装荷炉心の出力分布の計算結果から、炉心位置 2A の燃料の出力分担が最大となる。これは、この位置が炉心の中心に一番近い A リングであり、かつサーマルコラムに面するこの方向の出力分布が他方向に比べわずかに高くなっているためである。この出力分布の方向性は、この方向にサーマルコラムがあり、重水反射体中に水平実験孔が無いため、中性子漏洩が少なく中性子束がわずかに高くなることに起因している。出力分布を図 6.6 に示す。

(2) 燃料の種類（JRR-2 円筒 BM 型燃料要素）

JRR-2 には 3 種類の燃料要素、JRR-2 円筒 BM 型燃料要素（MEU）、JRR-2 円筒 B 型燃料要素（HEU）、JRR-2 B 型燃料要素（HEU）がある。MEU 平衡炉心の 2A 孔に上記 3 種類の燃料要素（新燃料）を装荷した場合のそれぞれについて出力分布を計算した。この結果を表 6.1 に示す。これより、燃料要素の出力は高い方から順に、JRR-2 円筒 BM 型燃料要素、JRR-2 円筒 B 型燃料要素、JRR-2 B 型燃料

要素となる。

(3) 燃 焼 度

同種の燃料要素の場合、各燃料要素の出力は、そのU-235含有量と中性子束の積にほぼ比例する燃焼により、燃料要素のU-235含有量が減少し、出力一定制御の下で中性子束は増加する。したがって、新たに炉心に装荷された燃料要素（新燃料）の出力が最大となる。また、炉心全体の出力は10MWに設定されているので、新燃料以外の燃料要素の燃焼度が高い（U-235含有量が少ない）ほど、新燃料（U-235含有量が多い）の出力が高くなる。

よって、燃焼の進んだ平衡炉心に新燃料1体を装荷した場合、炉心の出力ピーキングが最大となる。

以上のことから、平衡炉心の炉心位置（2A孔）にJRR-2円筒BM型燃料要素（新燃料）が装荷された炉心の出力ピーキングが最大となる。

6.2.1 半径方向および軸方向出力分布因子

MEU初装荷炉心、MEU平衡炉心および混合平衡炉心について、出力分布の計算を行い、半径方向出力ピーキング(f_r)および軸方向出力ピーキング(f_z)を求めた。平衡炉心の場合、炉心位置2A孔には燃焼度が0%の新燃料、その他は全て燃焼度20%である。結果を図6.7～6.9に示す。MEU炉心および混合炉心において、 $f_r \times f_z$ の最大値($F_R \times F_Z$)は各々、(1.51 × 1.23)および(1.53 × 1.23)である。

初装荷炉心と平衡炉心を比べると、 f_z は初装荷炉心の方が大きい、 $f_r \times f_z$ としては平衡炉心の方が大きい。(図6.7および図6.8参照)

6.2.2 局所出力分布因子

3種類の燃料要素について、燃料要素内出力分布の計算を行った。円筒型燃料要素については、燃料要素内に照射キャプセルがある場合も考慮した。計算モデル図を図6.10に、計算結果を図6.11～6.14に示す。

出力ピーキングは、いずれの場合も外側燃料板の端部にある。JRR-2B型燃料要素のピーキングが最大となるが表6.1の半径方向出力分布を考慮すると、 $f_r \times f_l$ はJRR-2円筒BM型燃料要素が最大となる。さらに、JRR-2B型燃料要素が炉心の外側に配置されることを考慮すれば、この燃料要素の出力ピーキングは、JRR-2円筒BM型燃料要素に比べて十分小さくなる。

よって、局所出力分布因子(F_L)は、JRR-2B型燃料要素を除く出力分布から、出力ピーキング(f_l)の最大値を取る。最大値は、JRR-2円筒BM型燃料要素にキャプセルを装荷した場合に生じ、その値は1.15である。

6.2.3 実験物による出力ピーキング係数の変化

燃料要素内照射孔に実験物を装荷することにより、当該燃料要素の出力が減少し、他の燃料要素の出力が増大する場合がある。これによる出力ピーキング係数の変化を計算した。出力分

布の計算は3次元体系について行った。実験物は常に照射キャプセルに装荷され、一体物として燃料要素内照射孔に装荷される。実験物および照射キャプセルには、ステンレス鋼（SUS 304）で代表する。ステンレス鋼は照射キャプセルの中性子吸収が大きく、ほとんど装荷される実験物に依らないこと、7体全部装荷した場合の反応度減少が約4% $\Delta k/k$ であり、実験物照射に利用する反応度4% $\Delta k/k$ とほぼ同じであることから選択した。

出力分布の計算は、7つの照射孔全部に照射キャプセルを装荷した場合と4本装荷した場合の2ケースについて行った。4本装荷の場合、2A孔の燃料要素の出力割合を大きくして出力ピーキングを大きくするようにするため、照射キャプセルの装荷位置は4本とも2A孔と反対側の炉心片側に位置するように選んだ。

燃料要素内照射孔位置を図6.15に、計算結果を表6.2に示す。

半径方向出力分布因子（ F_R ）は、実験物の装荷により増大する。しかし、軸方向出力分布因子（ F_Z ）は減少する。これは、実験物装荷による反応度減少を補償するよう制御棒が引き抜かれ、軸方向の出力分布が平坦化するためである。これらの因子の積（ $F_R \times F_Z$ ）は、表6.2に示すように、実験物装荷により減少する傾向がある。

結論として、実験物の装荷により出力ピーキング係数（ $F_R \times F_Z$ ）が大きくなることはないと言える。

6.2.4 出力ピーキング係数の誤差

出力ピーキング係数の計算誤差は、JRR-2の高濃縮（93%濃縮）燃料炉心の実測値に基づいて評価した。評価の詳細については、APPENDIX-Aに示す。この結果、軸方向出力分布因子（ F_Z ）および局所出力分布因子（ F_L ）は、実測値よりわずかながら大き目に評価しているが、半径方向出力分布因子（ F_R ）は、実測値より約4%小さくなっている。全体として、大きく見積っても約4%の差である。

したがって、出力ピーキング係数の誤差としては、10%を計上すれば十分であると考えられる。よって、出力ピーキング係数の誤差因子は、1.10とする。

表 6.1 各燃料要素の出力ピーキング

燃料要素の種類	出力割合* (%)	出力ピーキング	出力ピーキングの比
JRR-2円筒BM型燃料要素	6.31	1.51	1.00
JRR-2円筒B型燃料要素	5.98	1.44	0.95
JRR-2B型燃料要素	4.41	1.30	0.86

* 平均出力割合 = 4.17%

表 6.2 実験物による出力ピーキング係数の変化

照射孔位置	燃料要素内照射孔							F_r F_z	$F_R \times F_Z$	出力ピーキングの変化 (%)	反応度変化 (% $\Delta k/k$)
	3A	3B	6B	6C	2D	5D	6D				
基準炉心	なし	なし	なし	なし	なし	なし	なし	1.53 1.23	1.88	0	0.0
キャプセル 4体 装荷	"	キャプセル 装荷	"	キャプセル 装荷	"	キャプセル 装荷	キャプセル 装荷	1.59 1.18	1.88	± 0	-2.3
キャプセル 7体 装荷	キャプセル 装荷	"	キャプセル 装荷	"	キャプセル 装荷	"	"	1.60 1.15	1.84	-2	-4.4

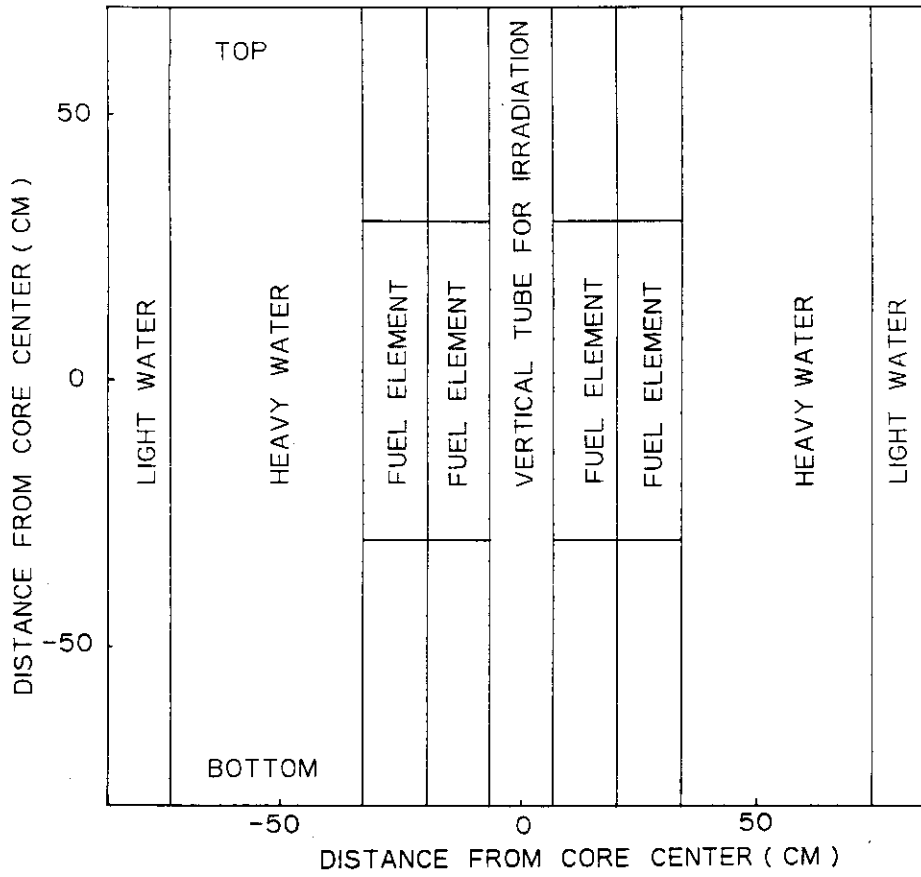


图 6.1 JRR-2 炉心断面图

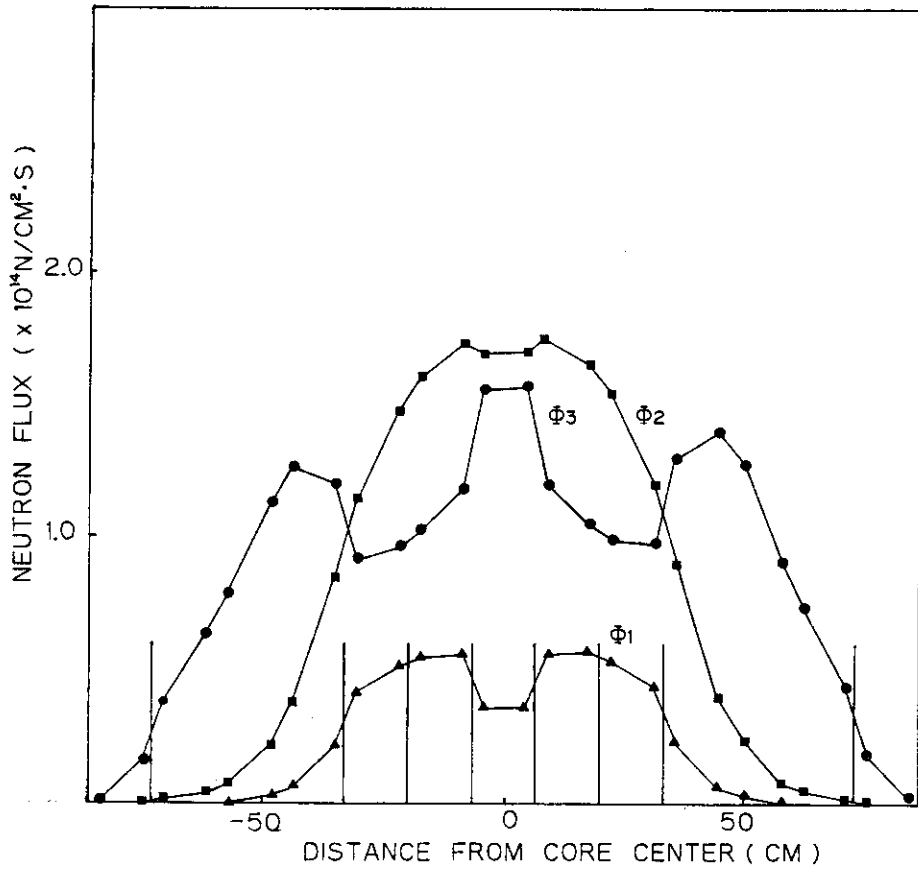


图 6.2 半径方向中性子束分布

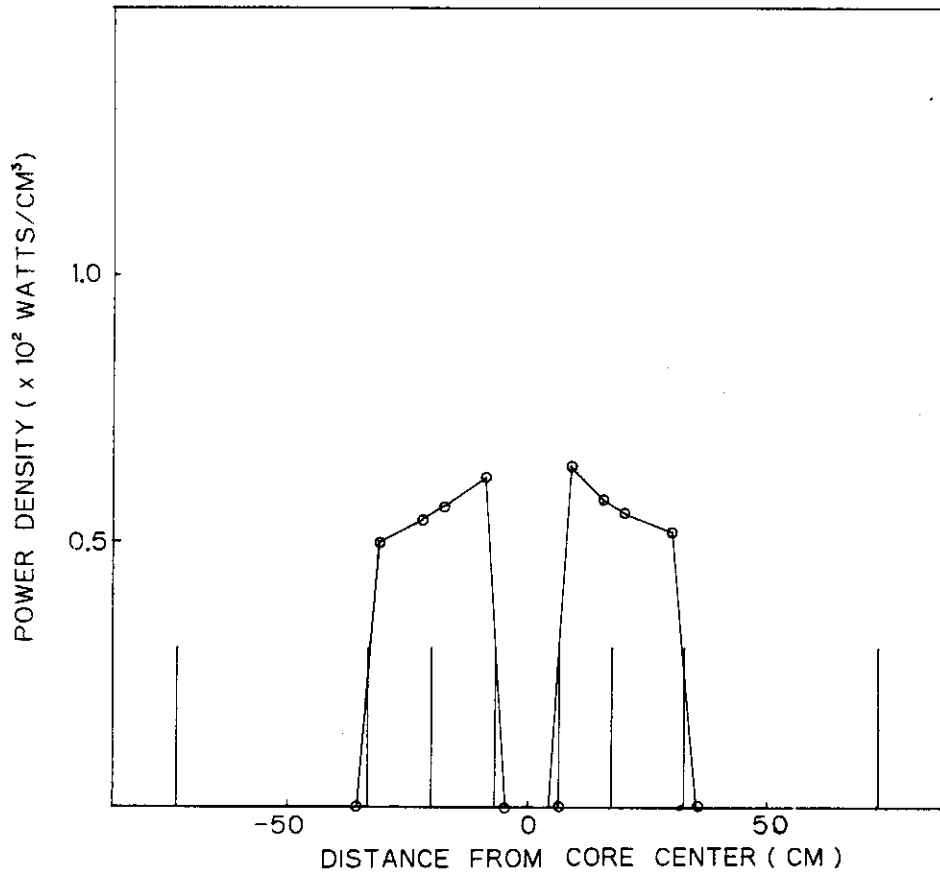


图 6.3 半径方向出力分布

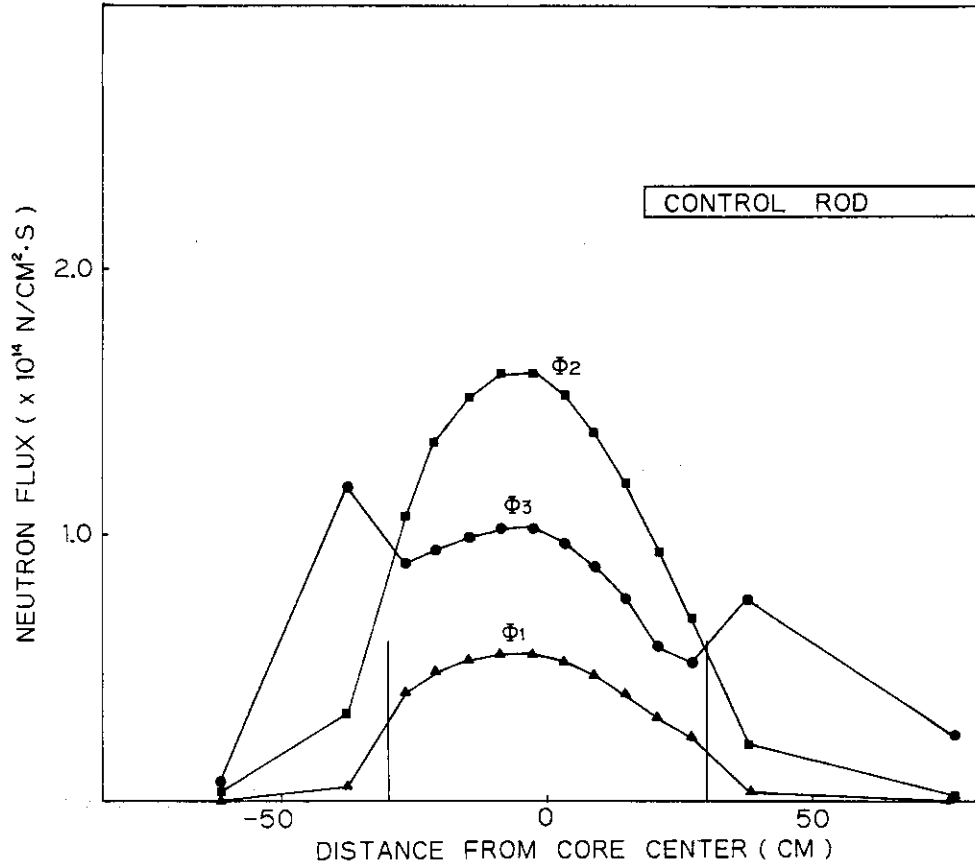


图 6.4 轴方向中性子束分布

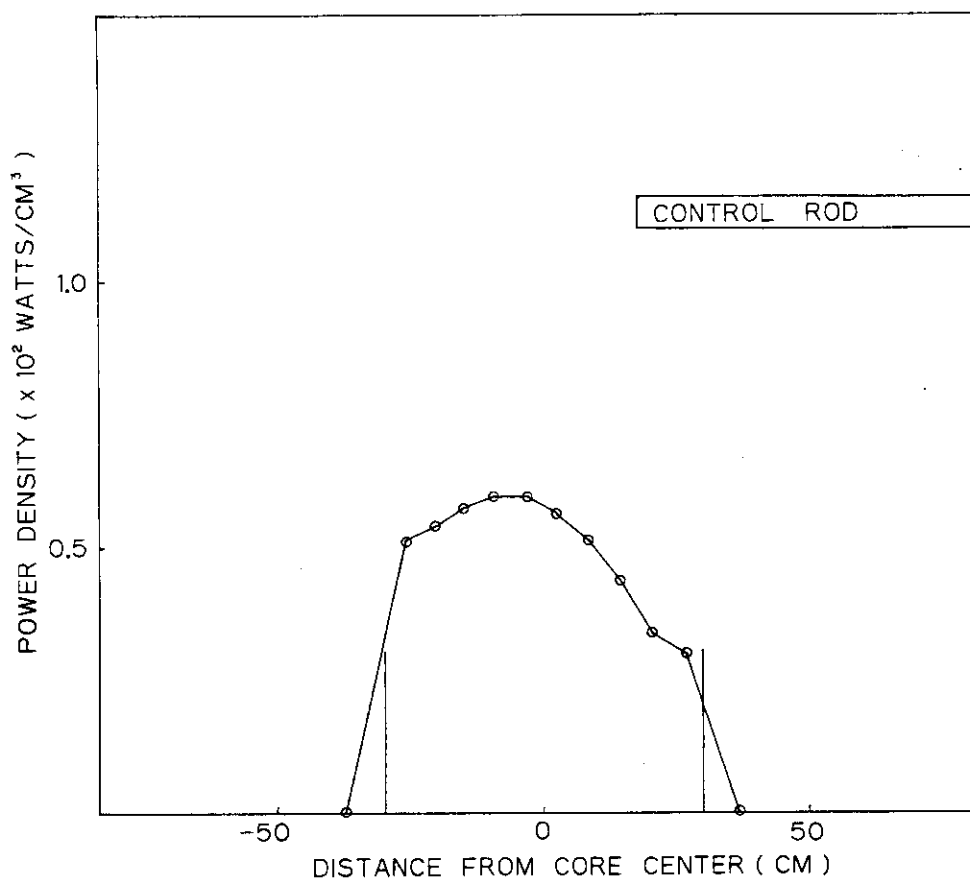
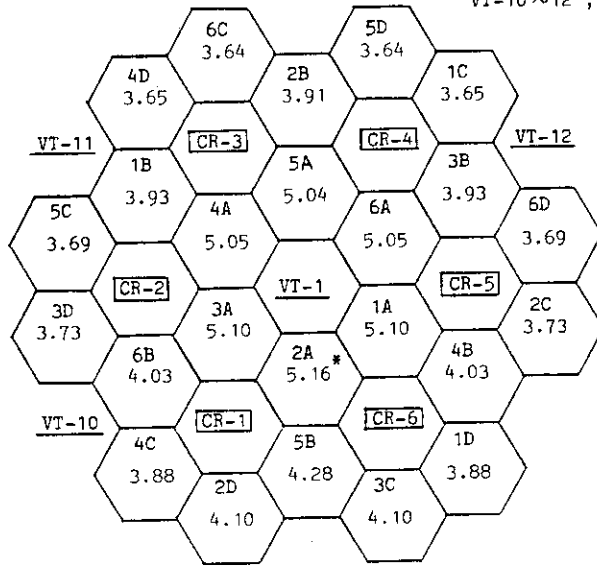


图 6.5 轴 方 向 出 力 分 布

1 A~6 D ; Fuel Element
 CR-1~6 ; Control Rod
 VT-1,
 VT-10~12 ; Experimental Tube

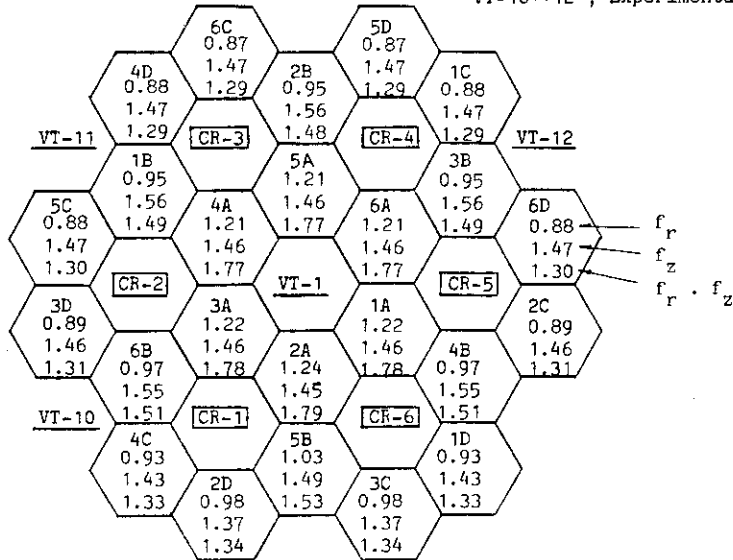


Power Fraction;%
 Average Power Fraction=4.167%

 THERMAL COLUMN

図 6.6 MEU 初装荷炉心の出力分布

1 A~6 D ; Fuel Element
 CR-1~6 ; Control Rod
 VT-1,
 VT-10~12 ; Experimental Tube

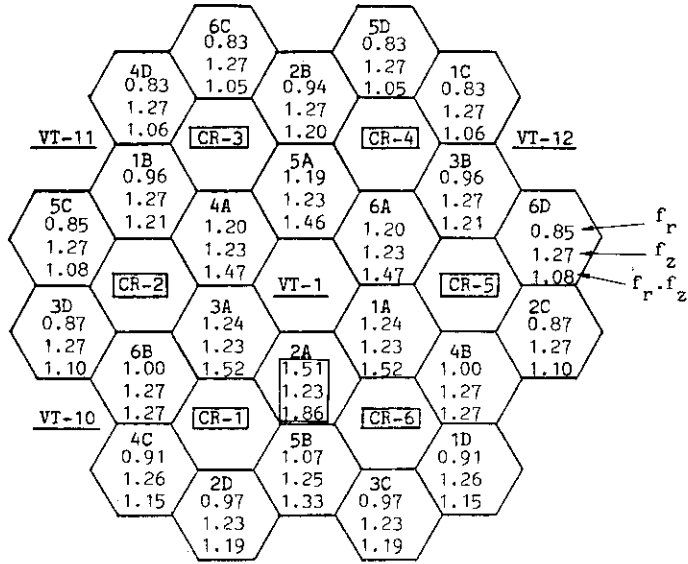


f_r
 f_z
 $f_r \cdot f_z$

 THERMAL COLUMN

図 6.7 半径方向出力ピーキング (f_r) と軸方向出力ピーキング (f_z) の積およびそれぞれの因子 (MEU 初装荷炉心)

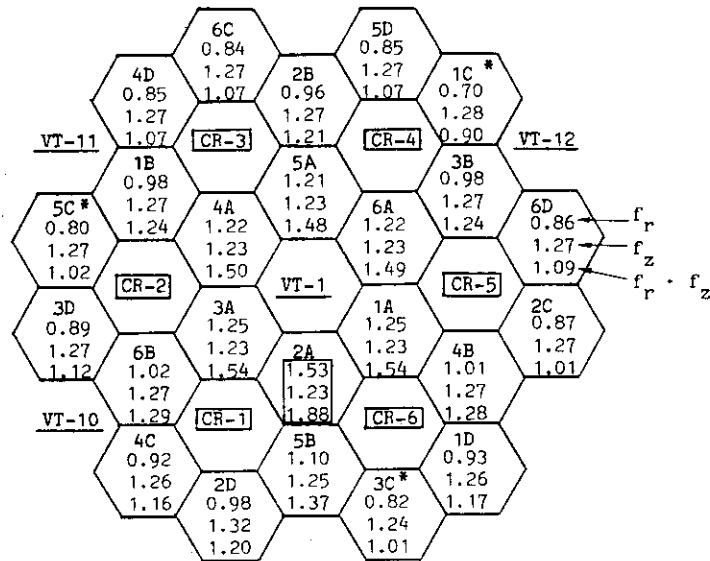
1 A~6 D ; Fuel Element
 CR-1~6 ; Control Rod
 VT-1,
 VT-10~12 ; Experimental Tube



THERMAL COLUMN

図 6.8 半径方向出力ピーキング (f_r) と軸方向出力ピーキング (f_z) の積およびそれぞれの因子 (MEU平衡炉心)

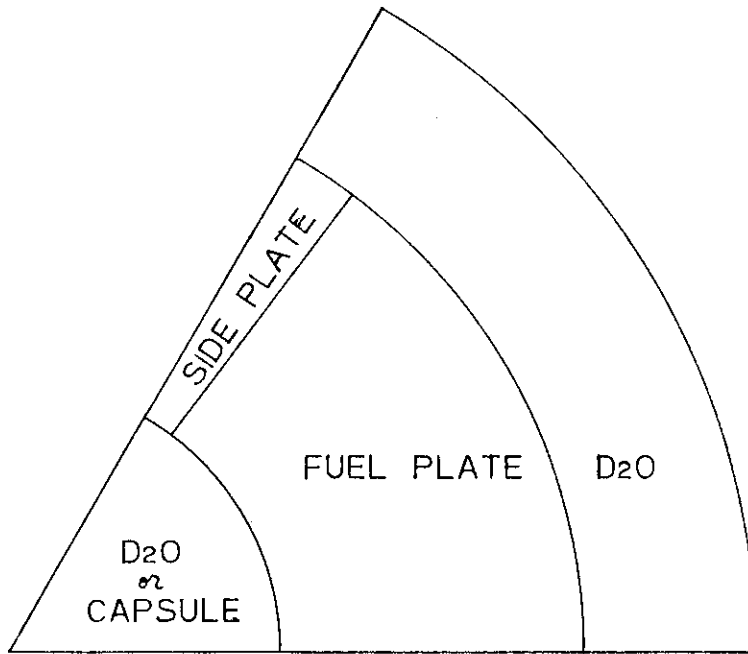
1 A~6 D ; Fuel Element
 CR-1~6 ; Control Rod
 VT-1,
 VT-10~12 ; Experimental Tube



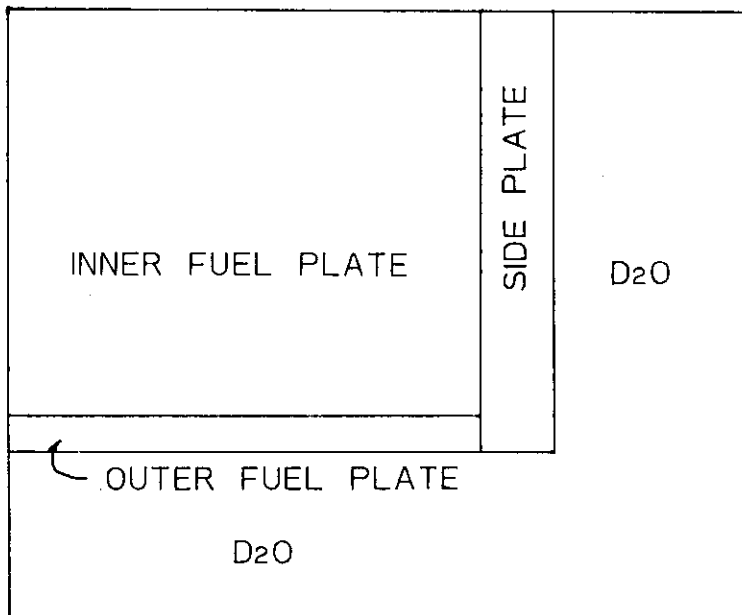
THERMAL COLUMN

図 6.9 半径方向出力ピーキング (f_r) と軸方向出力ピーキング (f_z) の積およびそれぞれの因子 (混合平衡炉心)

* ; HEU Fuel Element
 1C,3C;JRR-2B Type(MTR Type)
 5C;JRR-2 cylinder B Type



JRR-2円筒BM型又は円筒B型燃料要素 (R-θ 2次元 1/6モデル)



JRR-2B型燃料要素 (X-Y 2次元 1/4モデル)

図 6.10 局所出力分布図用モデル図

INNER TUBE D_2O	SIDE PLATE					OUTER D_2O
	1.04	1.01	1.02	1.05	1.11*	
	1.01	0.98	0.98	1.01	1.08	
	1.00	0.96	0.97	1.00	1.07	
	0.99	0.96	0.96	0.99	1.06	
	0.99	0.95	0.95	0.98	1.05	
	0.98	0.95	0.95	0.98	1.05	
	0.98	0.94	0.95	0.98	1.05	
	0.98	0.94	0.95	0.97	1.05	

* 最大値

図 6.11 JRR-2 円筒 BM 型燃料要素 (MEU) の局所出力ピーキング (f_1) (照射キャプセルなし)

INNER TUBE CAPSULE IN	SIDE PLATE					OUTER D_2O
	0.95	0.98	1.02	1.07	1.15*	
	0.93	0.94	0.98	1.03	1.12	
	0.92	0.93	0.97	1.02	1.11	
	0.91	0.93	0.96	1.02	1.11	
	0.90	0.92	0.96	1.01	1.10	
	0.90	0.92	0.95	1.01	1.10	
	0.90	0.91	0.95	1.01	1.10	
	0.89	0.91	0.95	1.01	1.10	

* 最大値 (F_L)

図 6.12 JRR-2 円筒 BM 型燃料要素 (MEU) の局所出力ピーキング (f_1) (照射キャプセル装荷)

INNER TUBE CAPSULE IN	SIDE PLATE					OUTER D ₂ O
	0.95	0.98	1.02	1.06	1.14*	
	0.93	0.95	0.98	1.03	1.11	
	0.92	0.94	0.97	1.02	1.11	
	0.91	0.93	0.97	1.02	1.10	
	0.91	0.92	0.96	1.01	1.10	
	0.90	0.92	0.96	1.01	1.09	
	0.90	0.92	0.96	1.01	1.09	

* 最大値

図 6.13 JRR-2 円筒 B 型燃料要素 (HEU) の局所出力ピーキング (f_1) (照射キャプセル装荷)

0.84	0.86	0.89	0.96	1.08	SIDE PLATE	D ₂ O
0.85	0.86	0.90	0.96	1.09		
0.86	0.87	0.91	0.97	1.09		
0.88	0.89	0.92	0.98	1.11		
0.90	0.92	0.95	1.01	1.13		
0.94	0.95	0.99	1.04	1.16		
1.00	1.01	1.04	1.09	1.20		
1.09	1.10	1.13	1.17	1.26*		
OUTER FUEL PLATE						
OUTER D ₂ O						

* 最大値

図 6.14 JRR-2 B 型燃料要素 (HEU) の局所出力ピーキング (f_1)

1 A~6 D ; Fuel Element
 CR-1~6 ; Control Rod
 VT-1,
 VT-10~12 ; Experimental Tube

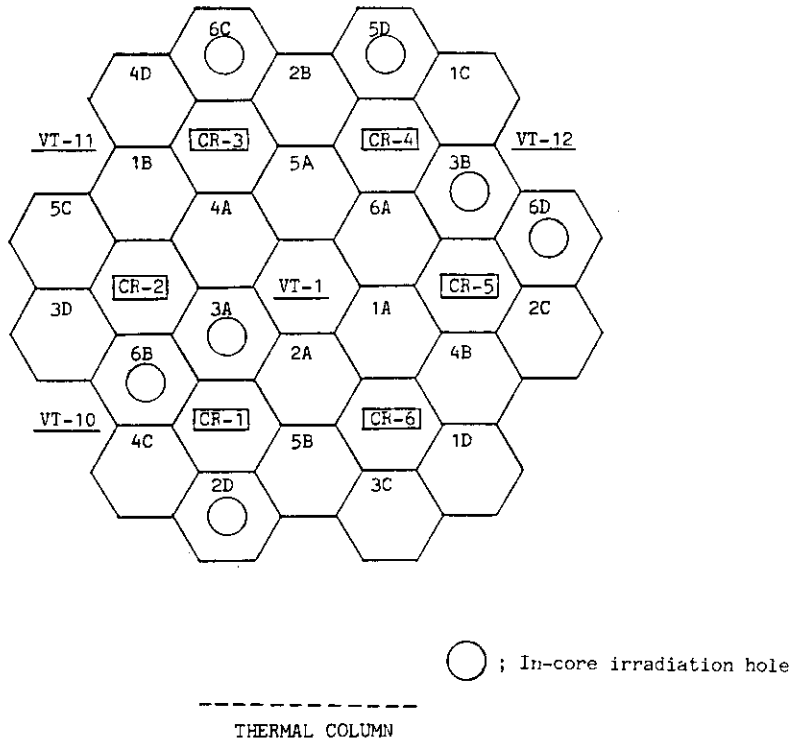


図 6.15 燃料要素内照射孔（インコア照射孔）配置図

7. 結 語

本報告書は、S R A CコードシステムによるJ R R - 2の中濃縮炉心の核設計および核特性解析の結果をまとめたものである。

解析結果の主なものは次のとおりである。

- 1) 過剰反応度は、初装荷炉心において最大となり、約18% $\Delta k/k$ である。
- 2) 反応度停止余裕は、最大反応度値を有する制御棒1本引き抜き時においても約4% $\Delta k/k$ 以上であり、設計条件の1% $\Delta k/k$ 以上を満足する。
- 3) 反応度係数は、炉心の燃焼度や運転状態に依らず常に負であり、炉心は負の反応度フィードバック特性を有している。
- 4) 出力ピーキング係数は、計算誤差を含めて約2.4である。

これらによって、中濃縮炉心の核的安全性が確保されることが示されている。また、これらの結果は、中濃縮炉心と従来の高濃縮炉心の核特性がほとんど同じであることを示している。

なお、本解析結果は、中濃縮炉心の特性試験時に確認されることになっている。

謝 辞

本解析は、試験・研究炉濃縮度低減化計画に基づくJ R R - 2の中濃縮化の一環として実施されたものであり、角田準作課長を始めとするJ R R - 2管理課の方々の協力を依るものである。本報告書の作成にあたって、研究炉開発室鶴田晴通室長代理には懇切な御指導、御助言を頂いた。S R A Cコードシステムの使用にあたっては、原子炉工学部炉物理実験研究室土橋敬一郎主任研究員には多くの助言を頂いた。また、研究炉管理部桜井裕部長、二村嘉明次長には、本報告書を査読していただき、懇切な御助言を頂いた。ここに、深く感謝する。

参 照 文 献

- 1) K. Tsuchihashi, et al. ; " SRAC : JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis ", JAERI-1285 (1983).
- 2) 土橋敬一郎, 他 ; 「熱中性子炉体系標準コードシステム : SRACによるベンチマーク計算」, JAERI-M 9781 (1981)
- 3) IAEA ; " Research Reactor Core Conversion from the Use of Highly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels : GUIDEBOOK ", IAEA-TECDOC-233 (1980).
- 4) 同上, IAEA-TECDOC-324 (1985).
- 5) T.Mori, et al. ; " An Analysis of KUCA MEU Core by the JAERI SRAC Code System ", Proceedings of the International Meeting on Research and Test Reactor Core Conversions from HEU to LEU Fuels, ANL (1982).
- 6) JRR-2管理課, 研究炉利用課 ; 「JRR-2改修後の特性測定」, JAERI-M 6943 (1977).

APPENDIX A SRACによるHEU炉心の実験解析

A.1 過剰反応度および制御棒等価反応度

図A.1に示すHEU炉心の過剰反応度および制御棒等価反応度を本文4.4.1と同様の方法で計算し、測定値との比較を行った。表A.1に計算値と測定値¹⁾との比較を示す。

過剰反応度の計算値は、約+0.3% $\Delta k/k$ の差で測定値に一致している。また、全制御棒等価反応度は、約+2.1% $\Delta k/k$ の差で測定値と良い一致を示している。

A.2 減速材温度係数

HEU炉心の減速材温度効果を計算し、測定値¹⁾との比較を行った。図A.2に、計算値と測定値の比較を示す。表A.2に、減速材温度係数の計算値と測定値の比較を示す。

反応度係数の計算値としては、測定値と良く一致しており、約+6%の差となっている。

A.3 出力ピーキング係数

HEU炉心の出力分布を計算し、出力ピーキング係数の計算値と測定値との比較を行った。

(1) 半径方向出力分布

図A.3に半径方向出力分布の測定値を示す。これは炉心内の中性子束分布の測定値から算出したものである。図A.4に半径方向出力分布の計算値を示す。半径方向出力ピーキング係数の計算値と測定値の比較を表A.3に示す。これによれば、計算値は測定値より約4%過小評価となっている。

(2) 軸方向出力分布

3次元の炉心計算により、半径方向出力分布と同時に軸方向出力分布が計算される。この結果と測定値との比較を行った。これらを図A.5に示す。この図から、計算値の方が約3%程度出力ピーキング係数を過大評価していることがわかる。

(3) 局所出力分布

燃料要素内の出力分布の計算値と測定値²⁾との比較を行った。燃料要素はJRR-2円筒B型燃料要素である。結果を図A.6に示す。この図から計算値と測定値は良く一致しており、かつ、計算値の出力ピーキング係数が約2%程度過大評価となっていることが示された。

参 照 文 献

- 1) JRR-2管理課, 研究炉利用課; 「JRR-2改修後の特性測定」, JAERI-M 6943
- 2) JRR-2管理課; 「JRR-2第3次特性試験」, JAERI-M 4141 (1970)

表 A.1 過剰反応度および制御棒等価反応度の測定値と計算値との比較

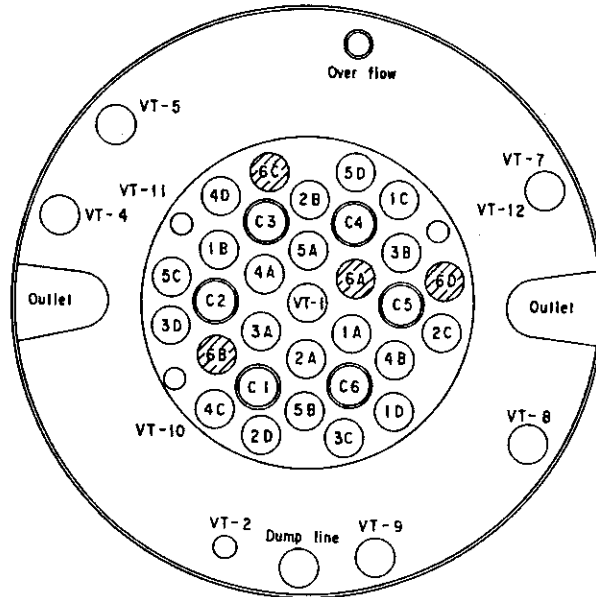
	測定値 $\rho_E (\% \Delta k / k)$	計算値 $\rho_C (\% \Delta k / k)$	差 $\Delta \rho (\% \Delta k / k)$
過剰反応度	15.3	15.6	+0.3
全制御棒等価反応度	35.0	37.1	+2.1

表 A.2 減速材温度係数の計算値と測定値の比較

	測定値 $\rho_E (\% \Delta k / k)$	計算値 $\rho_C (\% \Delta k / k)$	ρ_C / ρ_E
減速材温度係数 (27°C ~ 52°C)	3.5×10^{-4}	3.7×10^{-4}	1.057

表 A.3 半径方向出力ピーキング係数の計算値と測定値の比較

	測定値 F_E	計算値 F_C	F_C / F_E
半径方向出力 ピーキング係数	1.29	1.24	0.96



- 1A ~ 6A A リング
 - 1B ~ 6B B リング
 - 1C ~ 6C } C-D リング
 - 1D ~ 6D }
 - C1 ~ C6 制御棒
 - VT-1~VT-12 垂直実験孔
- JRR-2 B型燃料要素
 ◐ JRR-2 内筒B型燃料要素

図 A.1 JRR-2 MEU 炉心

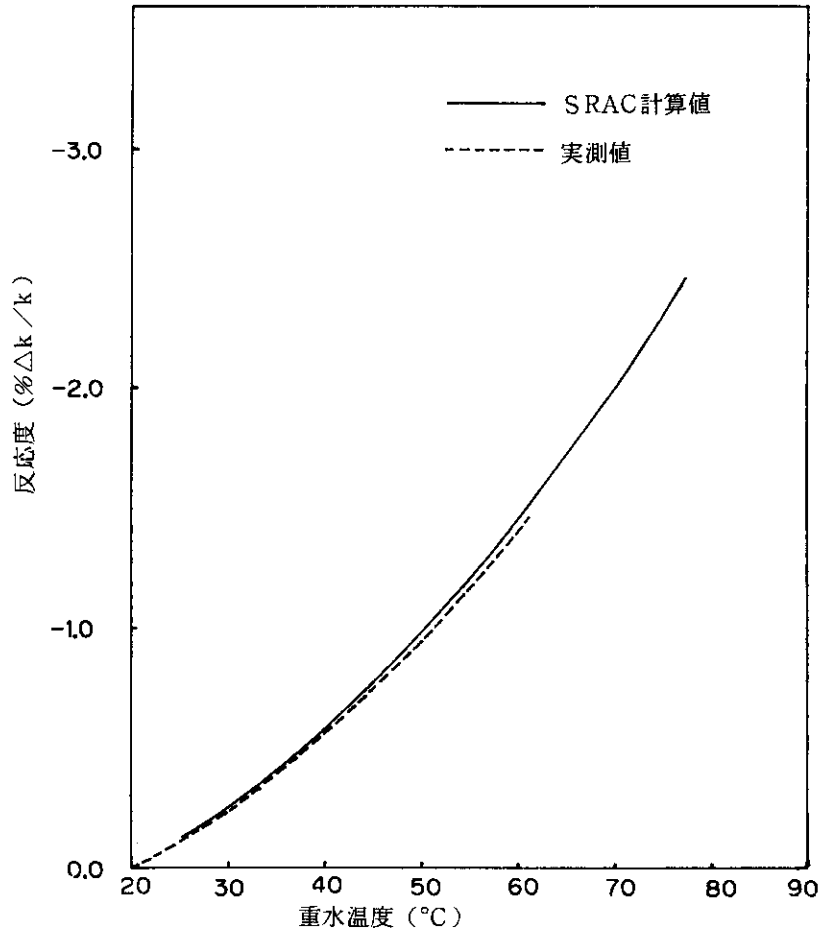
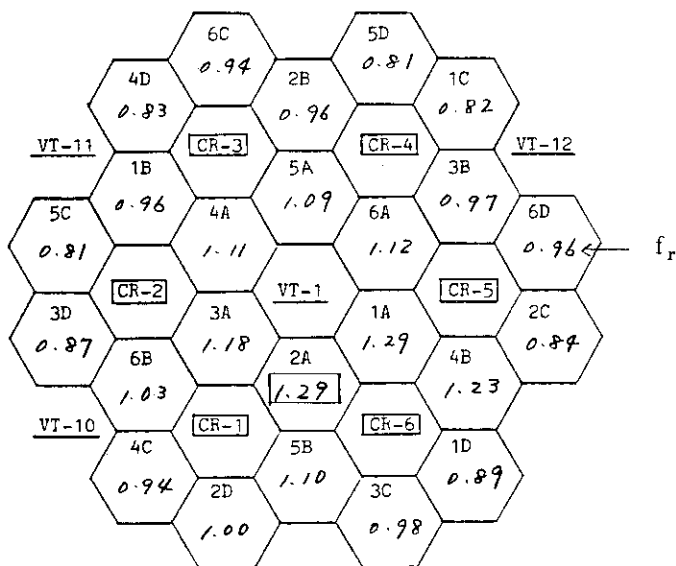


図 A.2 減速材温度効果 (20°C 基準)

1 A~6 D ; Fuel Element
 CR-1~6 ; Control Rod
 VT-1,
 VT-10~12 ; Experimental Tube

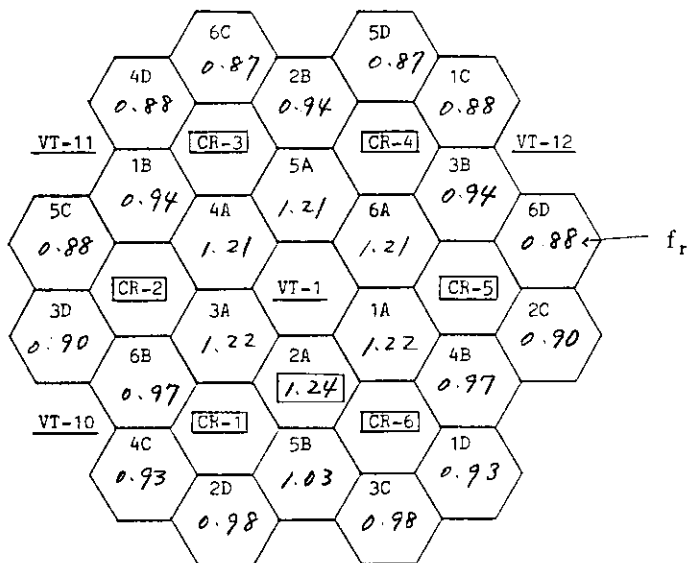


$\boxed{F_R}$; 半径方向出力分布因子
 (f_r の最大値)

 THERMAL COLUMN

図 A.3 半径方向出力ピーキング (f_r) の測定値
 (HEU コールドクリーン炉心)

1 A~6 D ; Fuel Element
 CR-1~6 ; Control Rod
 VT-1,
 VT-10~12 ; Experimental Tube



$\boxed{F_R}$; 半径方向出力分布因子
 (f_r の最大値)

 THERMAL COLUMN

図 A.4 半径方向出力ピーキング (f_r) の計算値
 (HEU コールドクリーン炉心)

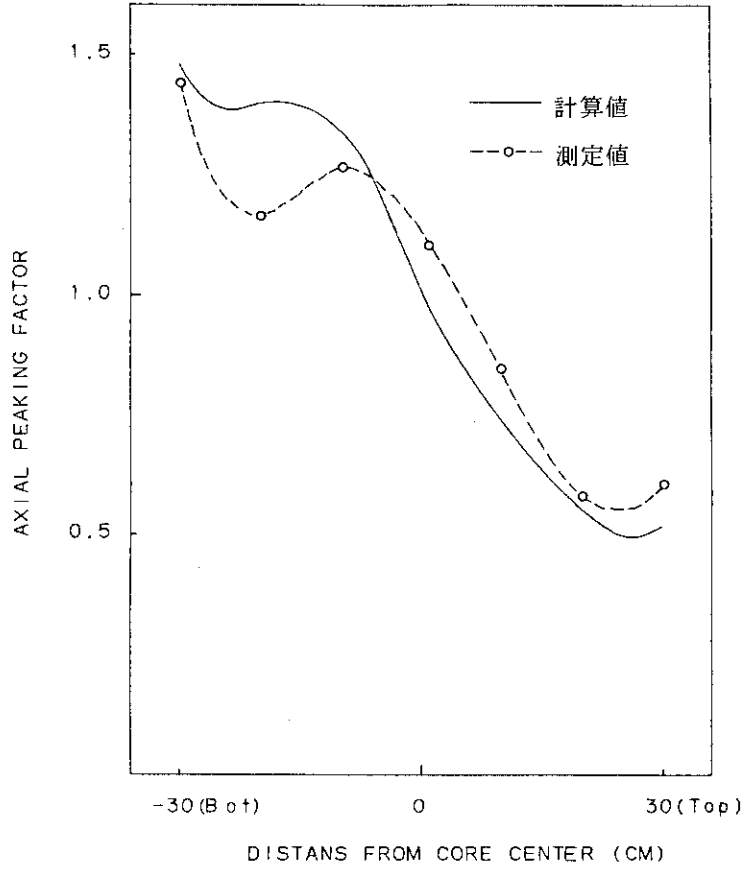


図 A.5 軸方向出力分布の計算値と測定値の比較

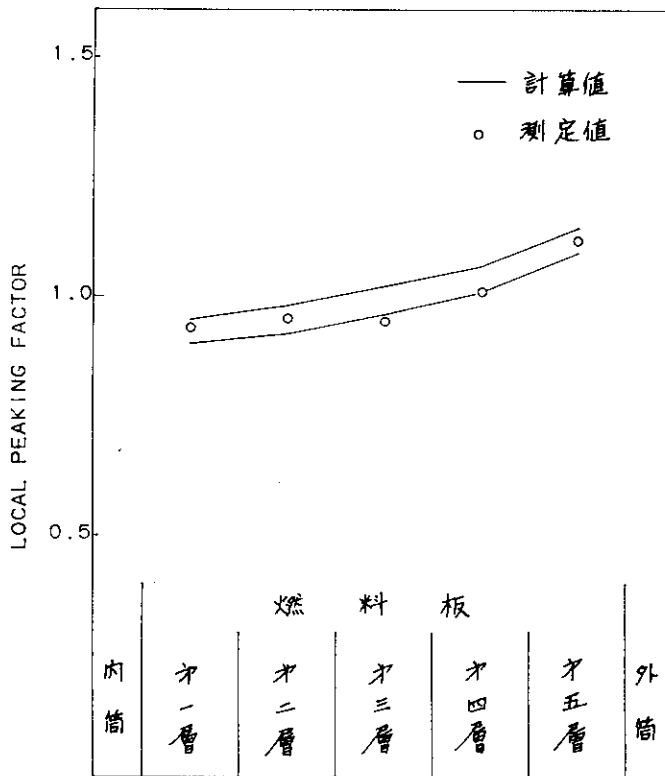


図 A.6 局所出力分布の計算値と測定値の比較