

JAERI-Tech
95-002



ウラン密度 3.8 g/cm^3 の低濃縮ウラン・シリコン
分散型燃料を用いたJRR-4炉心の核特性解析

1995年2月

中野 佳洋

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

本レポートは、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。
入手の問合わせは、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、お申し越してください。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。

This report is 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, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 (株)高野高速印刷

ウラン密度 $3.8\text{g}/\text{cm}^3$ の低濃縮ウラン・シリコン分散型燃料を用いた J R R - 4 炉心の核特性解析

日本原子力研究所東海研究所研究炉部

中野 佳洋

(1995年1月20日受理)

J R R - 4 燃料のウラン濃縮度低減化に当たり、ウラン密度が $3.8\text{g}/\text{cm}^3$ (内側燃料板) の低濃縮ウラン・シリコン分散型燃料を用いた場合の炉心核特性解析を行った。計算には原研で開発された S R A C コードシステムを使用した。

解析の結果、炉心を安全に制御でき、かつ運転を行うに十分な過剰反応度が確保されていること、減速材ボイド、減速材温度及び燃料温度反応度係数が十分に負の値であり、固有の安全性を持っていること、現行炉心とほぼ同レベルの照射筒内中性子束が得られること、等が確認された。これらのことから、今回計算に用いた仕様の燃料は、J R R - 4 の低濃縮燃料として適切であるとの結論を得た。

Neutronic Analysis of JRR-4 with Low Enriched Uranium Silicon Dispersion Type
Fuel of 3.8g/cm³ Uranium Density

Yoshihiro NAKANO

Department of Research Reactor
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 20, 1995)

Neutronic Analysis of JRR-4 has been performed under the reduced enrichment program of the research reactors. The fuel selected is low enriched uranium silicon dispersion type (silicide fuel) and its uranium density is 3.8g/cm³. Almost of calculations were done using the SRAC code system developed by JAERI.

The results obtained by the calculations are as follows. The reactor core has enough excess reactivity within the range to control and operate the reactor safely. Moderator void, moderator temperature and fuel temperature reactivity coefficients are always negative. Neutron fluxes in irradiation pipes are almost same level as the present core. As a result, the use of the silicide fuel of 3.8g/cm³ uranium density has been shown to be satisfactory for the core performance required in JRR-4, and has been adopted with the final decision.

Keywords : JRR-4, Reduced Enrichment Program, Low Enriched Silicide Fuel, SRAC, Neutronic Analysis, Excess Reactivity, Control Rod Worth, Reactivity Coefficients, Power Peaking Factor, Burnup Calculation,

目 次

はじめに	1
1. 計算体系	1
1.1 JRR-4炉心	1
1.2 燃料要素	2
2. 計算コード及び中性子断面積ライブラリ	10
2.1 計算コード	10
2.2 中性子断面積ライブラリ	10
2.3 中性子エネルギー群構造	10
3. 炉心構成要素少数群定数の算出	12
3.1 燃料要素（未燃焼燃料）	12
3.2 制御棒	12
3.3 その他の炉心構成要素	13
4. 初装荷炉心の全体系計算	16
4.1 過剰反応度と制御棒価値	16
4.2 出力ピーキングファクタ	17
5. 燃焼計算	27
5.1 格子燃焼計算	27
5.2 炉心燃焼計算	27
6. 反応度係数	31
6.1 減速材ボイド係数	31
6.2 減速材温度係数	31
6.3 燃料温度係数	32
7. 計算結果	33
7.1 過剰反応度及び制御棒価値	33
7.2 中性子束及び出力ピーキングファクタ	34
7.3 反応度係数	35
7.4 動特性パラメータ	35
8. 結 論	53
謝 辞	54
参考文献	54
Appendix A 少数群エネルギー群数の実効増倍率に与える影響	55
Appendix B 燃料要素内の中性子束分布	57
Appendix C 初期炉心の局所ピーキングファクタ	61

Contents

Introduction	1
1. JRR-4	1
1.1 Core	1
1.2 Fuel Element	2
2. Code and Neutron Cross Section Library	10
2.1 Code	10
2.2 Neutron Cross Section Library	10
2.3 Neutron Energy Group Structure	10
3. Few Group Macroscopic Cross Section	12
3.1 Fuel Element (Fresh Fuel)	12
3.2 Control Rod	12
3.3 Other Core Elements	13
4. Whole Core Calculation of Initial Core	16
4.1 Excess Reactivity and Control Rod Worth	16
4.2 Power Peaking Factor	17
5. Burnup Calculation	27
5.1 Cell Burnup Calculation	27
5.2 Whole Core Burnup Calculation	27
6. Reactivity Coefficient	31
6.1 Moderator Void Reactivity Coefficient	31
6.2 Moderator Temperature Reactivity Coefficient	31
6.3 Fuel Temperature Reactivity Coefficient	32
7. Results	33
7.1 Excess Reactivity and Control Rod Worth	33
7.2 Neutron Flux and Power Peaking Factor	34
7.3 Reactivity Coefficient	35
7.4 Kinetic Parameter	35
8. Conclusion	53
Acknowledgements	54
References	54
Appendix A Effect of Number of Few Energy Groups to Effective Multiplication Factor	55
Appendix B Neutron Flux in Fuel Elements	57
Appendix C Local Power Peaking Factors of Initial Core	61

はじめに

研究炉部では現在、JRR-4の燃料ウラン濃縮度を93%から20%未満にまで低減化する計画¹⁾が進行中である。低濃縮燃料としては、現在JRR-4で使用している高濃縮燃料と同じ形状であるETR型の板状燃料と、棒状燃料であるTRIGA²⁾燃料がその候補として挙げられ、それぞれの燃料を用いた場合のJRR-4炉心核特性解析³⁾が行われている。

板状燃料についてはまず第一に、ウラン濃縮度の低減化による過剰反応度の減少を補うために、高密度化が可能なウラン・シリコン分散型燃料(以下、シリサイド燃料と略す)を使用することとなった。また、燃料要素の形状自体には変更を加えることなく、燃料芯材のみを現在のウラン・アルミ合金燃料からシリサイド燃料に変更することとした。これらの条件のもと、JRR-4にとって適当なウラン密度を調べるため、内側燃料板("1.2 燃料要素"を参照のこと)のウラン密度が2.0、3.0、4.0(g/cm³)の3ケースについての計算が行われた。その結果、4.0g/cm³よりも幾分小さめの3.8g/cm³程度が適当であるとの見通しを得た⁴⁾。

これを受けて本報告書では、ウラン密度3.8g/cm³の燃料を用いた場合のJRR-4炉心核特性解析を行った結果を示す。今回の解析では、過剰反応度、制御棒価値、中性子束分布、燃焼特性計算だけでなく、安全上重要となる冷却材ボイド反応度係数等の、各種反応度係数の計算も行い、この燃料がJRR-4低濃縮燃料として適当であるとの結論を得た。

1. 計算体系

1.1 JRR-4炉心

JRR-4の炉心配置図をFig. 1-1に示す。JRR-4は最大熱出力3,500kWのスイミングプール型研究用原子炉で、炉心は水深約10mの軽水プール底部に設置されている。炉心中央には20体の燃料要素が4行5列の正方格子に配列され、その周囲に黒鉛反射体、照射筒、中性子源が配置されている。また、板状の5本の制御棒と2本の後備安全棒が燃料要素間または燃料要素、反射体間に設置されている。計算に用いた、各炉心構成要素の垂直方向の領域分割図⁵⁾をFig. 1-2に示す。

はじめに

研究炉部では現在、JRR-4の燃料ウラン濃縮度を93%から20%未満にまで低減化する計画¹⁾が進行中である。低濃縮燃料としては、現在JRR-4で使用している高濃縮燃料と同じ形状であるETR型の板状燃料と、棒状燃料であるTRIGA²⁾燃料がその候補として挙げられ、それぞれの燃料を用いた場合のJRR-4炉心核特性解析³⁾が行われている。

板状燃料についてはまず第一に、ウラン濃縮度の低減化による過剰反応度の減少を補うために、高密度化が可能なウラン・シリコン分散型燃料(以下、シリサイド燃料と略す)を使用することとなった。また、燃料要素の形状自体には変更を加えることなく、燃料芯材のみを現在のウラン・アルミ合金燃料からシリサイド燃料に変更することとした。これらの条件のもと、JRR-4にとって適当なウラン密度を調べるため、内側燃料板("1.2 燃料要素"を参照のこと)のウラン密度が2.0、3.0、4.0(g/cm³)の3ケースについての計算が行われた。その結果、4.0g/cm³よりも幾分小さめの3.8g/cm³程度が適当であるとの見通しを得た⁴⁾。

これを受けて本報告書では、ウラン密度3.8g/cm³の燃料を用いた場合のJRR-4炉心核特性解析を行った結果を示す。今回の解析では、過剰反応度、制御棒価値、中性子束分布、燃焼特性計算だけでなく、安全上重要となる冷却材ボイド反応度係数等の、各種反応度係数の計算も行い、この燃料がJRR-4低濃縮燃料として適当であるとの結論を得た。

1. 計算体系

1.1 JRR-4炉心

JRR-4の炉心配置図をFig. 1-1に示す。JRR-4は最大熱出力3,500kWのスイミングプール型研究用原子炉で、炉心は水深約10mの軽水プール底部に設置されている。炉心中央には20体の燃料要素が4行5列の正方格子に配列され、その周囲に黒鉛反射体、照射筒、中性子源が配置されている。また、板状の5本の制御棒と2本の後備安全棒が燃料要素間または燃料要素、反射体間に設置されている。計算に用いた、各炉心構成要素の垂直方向の領域分割図⁵⁾をFig. 1-2に示す。

1.2 燃料要素

現在 JRR-4 で使用されているのは、93%濃縮ウラン・アルミ合金をその芯材に用いた、ETR型の板状燃料要素である。燃料板枚数は15枚で、両端の2枚の燃料板（以下、“外側燃料板”と略す）については、熱的な制限からウラン量が内側13枚の燃料板（以下、“内側燃料板”と略す）の1/2になっている。

今回計算の対象となったのは、燃料芯材部分にウラン・シリコン分散型燃料を用いた、シリサイド燃料である。形状的には現行の高濃縮燃料要素と同一で、燃料板枚数も内側13枚、外側2枚の計15枚である。Fig. 1-3に立面図を示す。芯材中のウラン密度は、内側燃料板で 3.8g/cm^3 、外側燃料板では 1.9g/cm^3 である。既に行われているパラメータ計算により、このウラン密度が JRR-4 に適当であると予測されている⁴⁾。Table 1-1に原子数密度、ウラン量等を示す。

Table 1-1 Number Density and Uranium Loading of the Silicide Fuel

INNER FUEL PLATE Uranium Density : 3.8g/cm^3			OUTER FUEL PLATE Uranium Density : 1.9g/cm^3			FUEL ELEMENT
Number Density ($\times 10^{24}/\text{cm}^3$)		Weight (g/plate)	Number Density ($\times 10^{24}/\text{cm}^3$)		Weight (g/plate)	Weight (g/element)
U-234	1.0755E-5	U-235 = 14.56	U-234	5.3777E-6	U-235 = 7.28	U-235 = 203.84
U-235	1.9229E-3		U-235	9.6143E-4		
U-236	1.3572E-5		U-236	6.7861E-6		
U-238	7.6904E-3		U-238	3.8452E-3		
Si	6.3254E-3	U-Total = 73.72	Si	3.1627E-3	U-Total = 36.86	U-Total = 1032.08
Al	3.8004E-2		Al	4.9031E-2		

Dimension of the active zone of the plate: 6.54(Width) x 0.05(Thickness) x 59.327(Height) (cm)

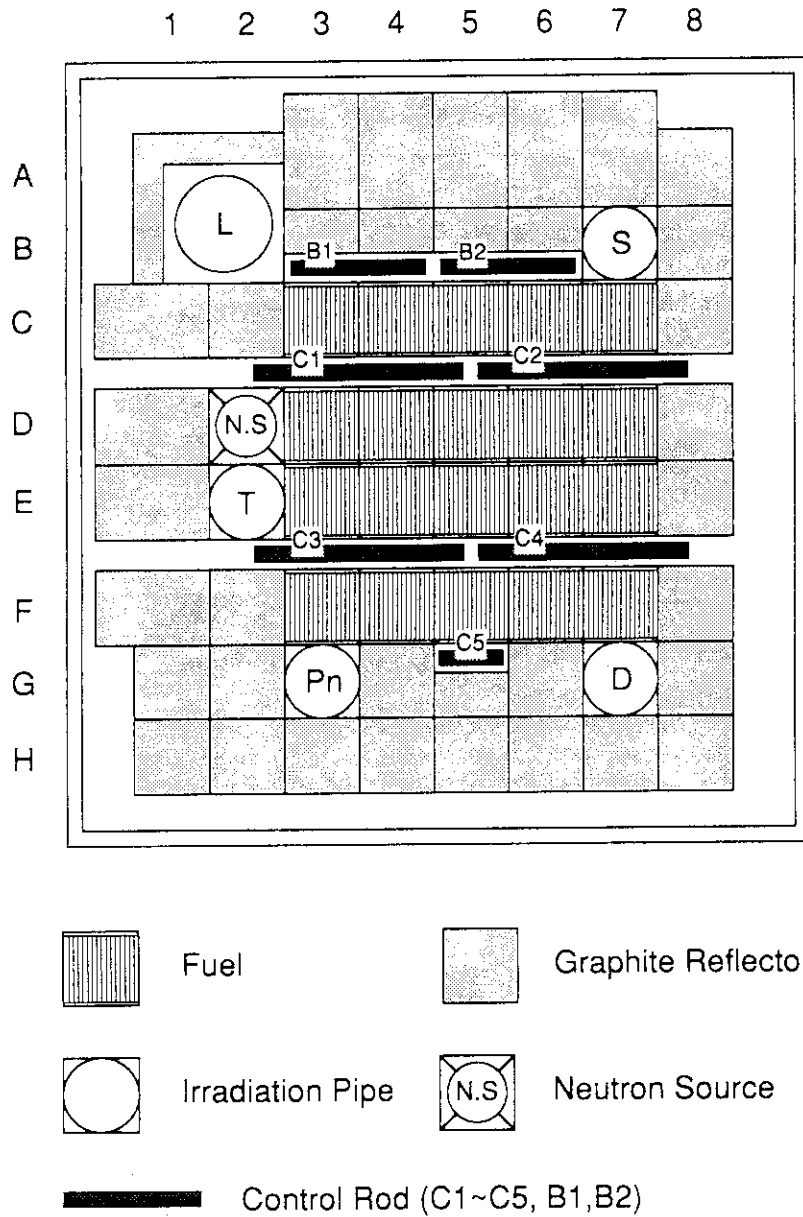


Fig. 1-1 JRR-4 Core Configuration

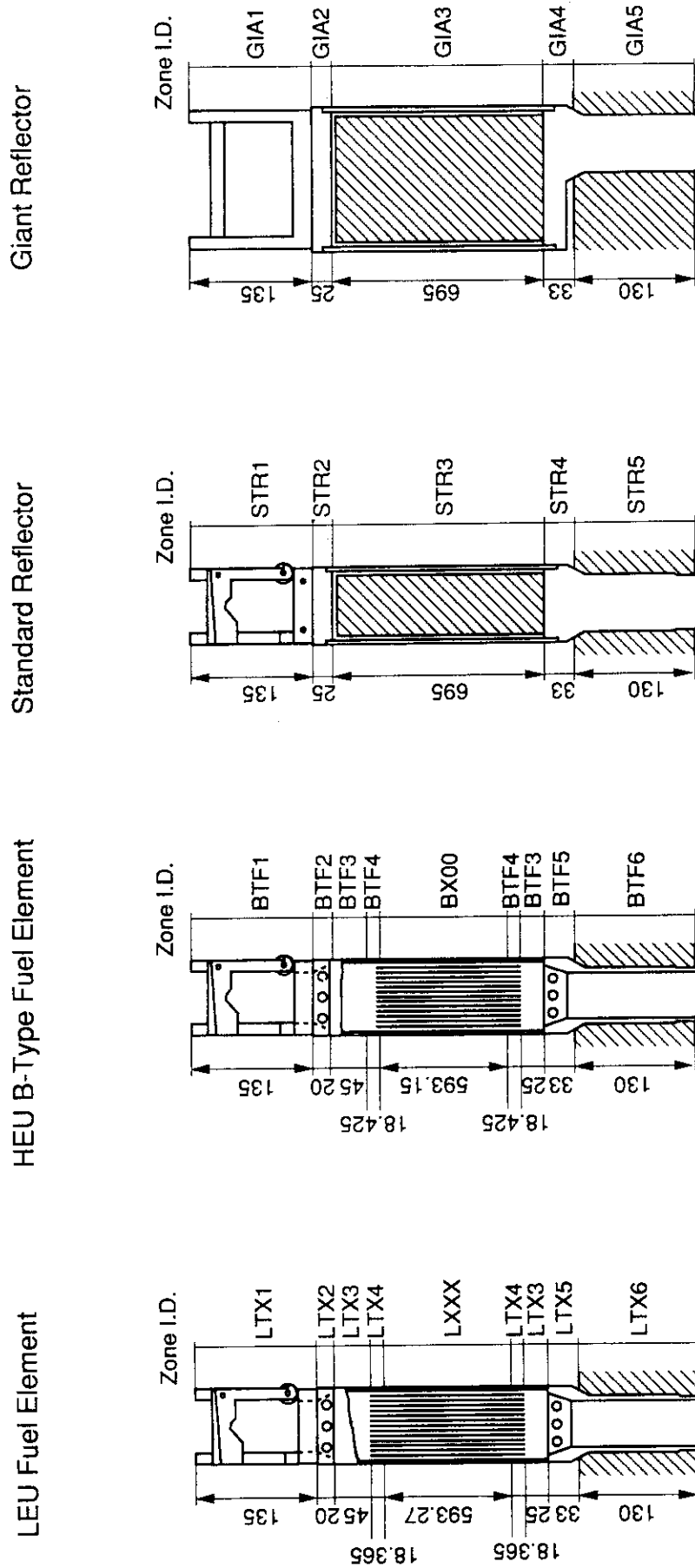


Fig. 1-2 Divided Zones and I.D. Names of Reactor Core Elements for Macroscopic Cross Section Calculation

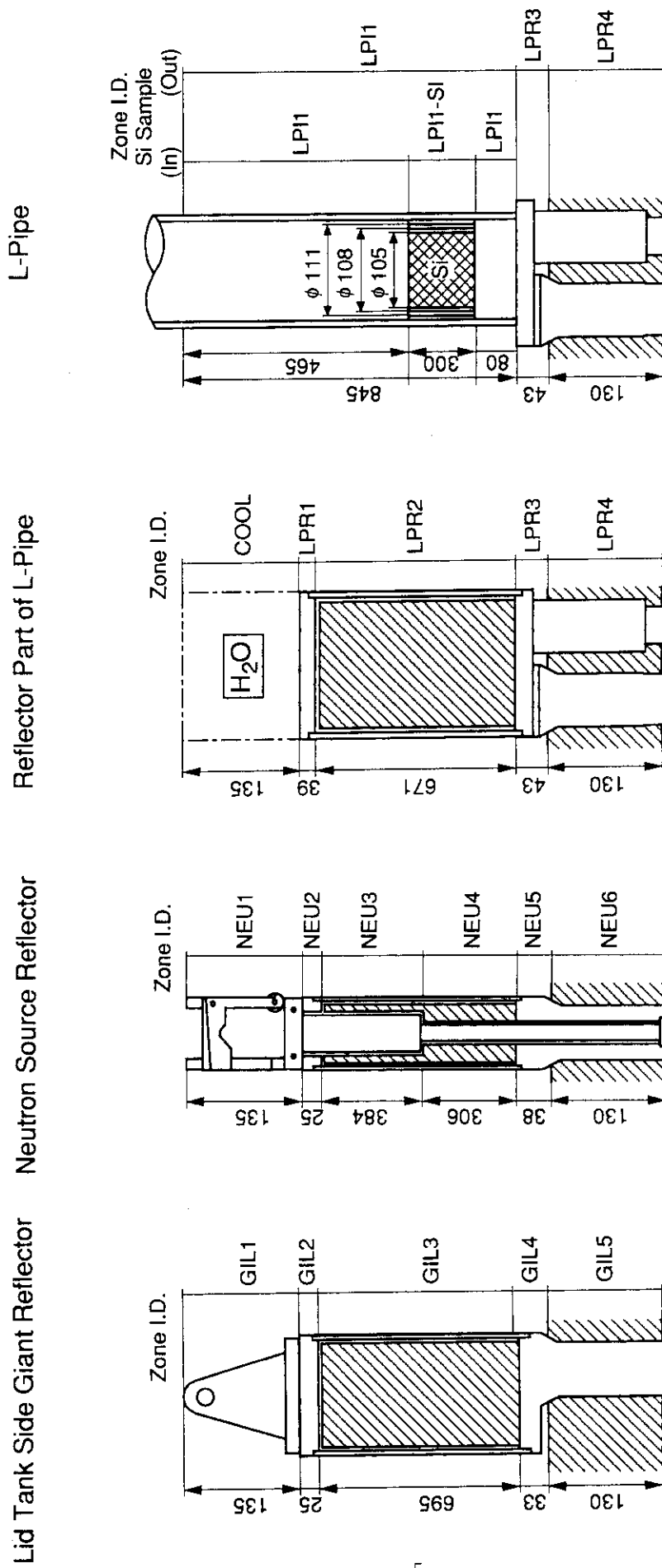


Fig. 1-2 Divided Zones and I. D. Names of Reactor Core Elements for Macroscopic Cross Section Calculation (continued)

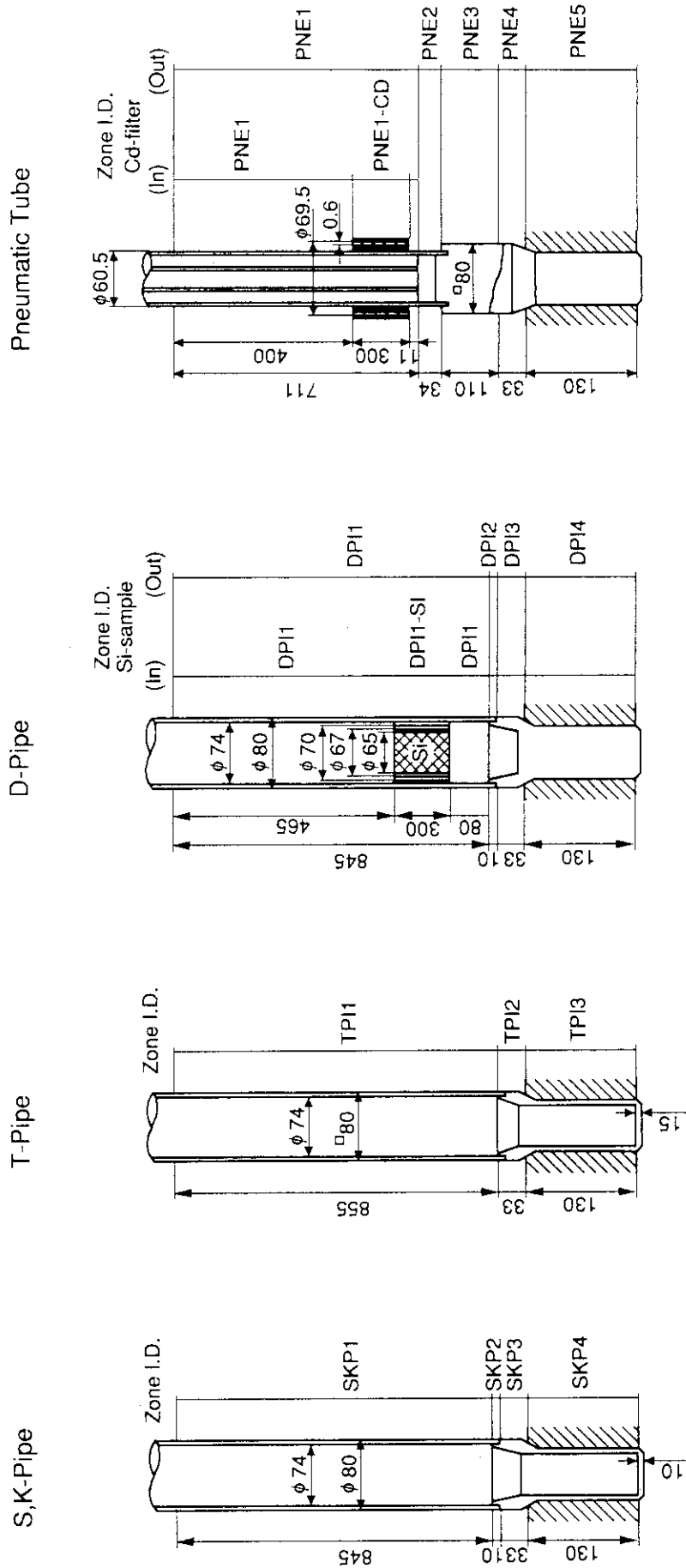


Fig. 1-2 Divided Zones and I. D. Names of Reactor Core Elements for Macroscopic Cross Section Calculation (continued)

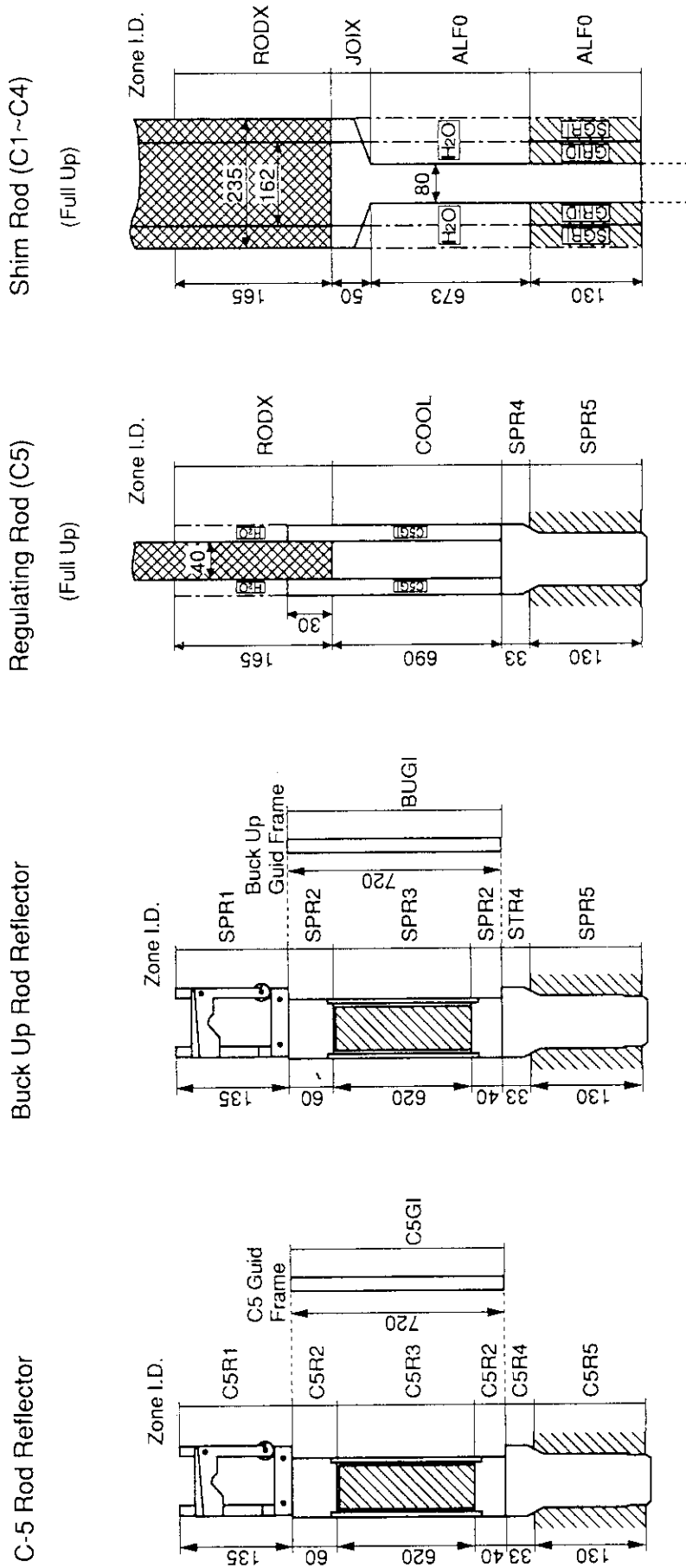


Fig 1-2 Divided Zones and I.D. Names of Reactor Core Elements for Macroscopic Cross Section Calculation (continued)

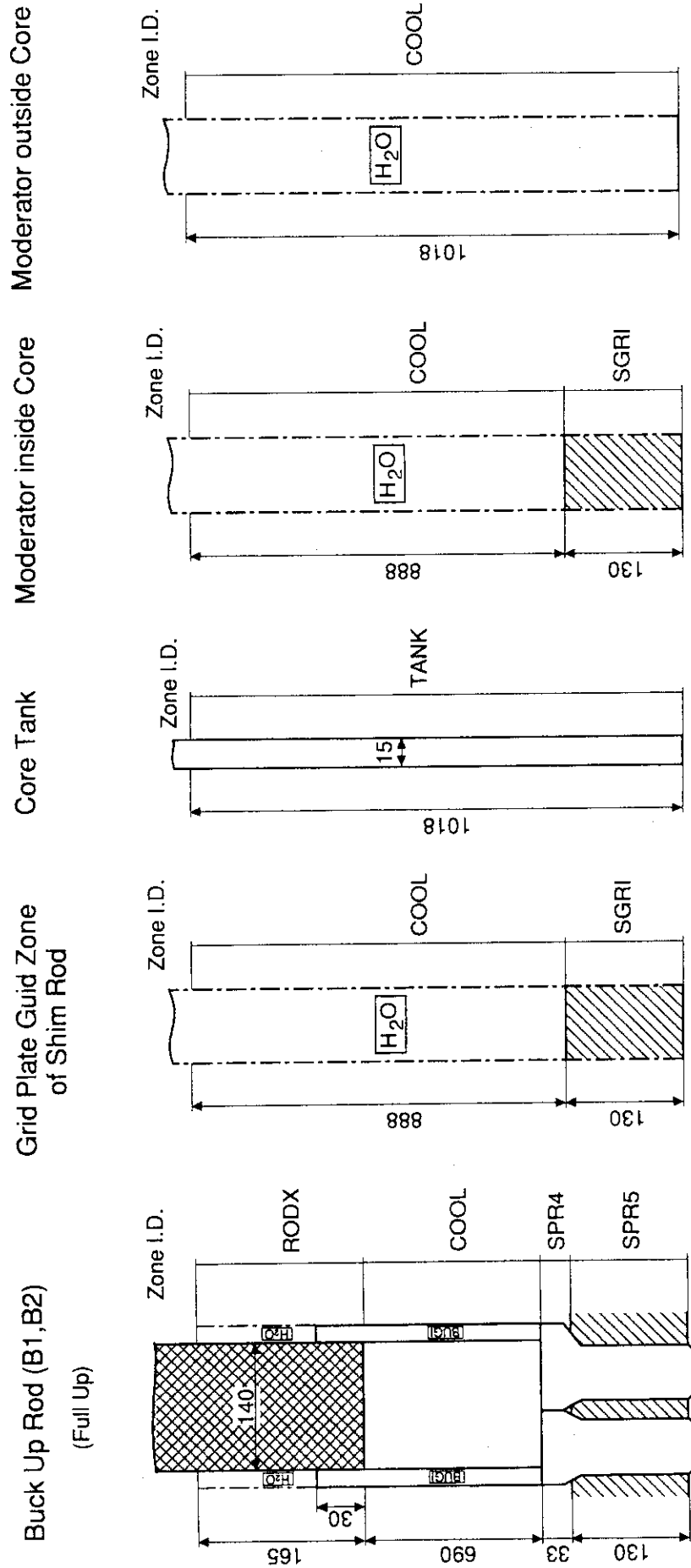
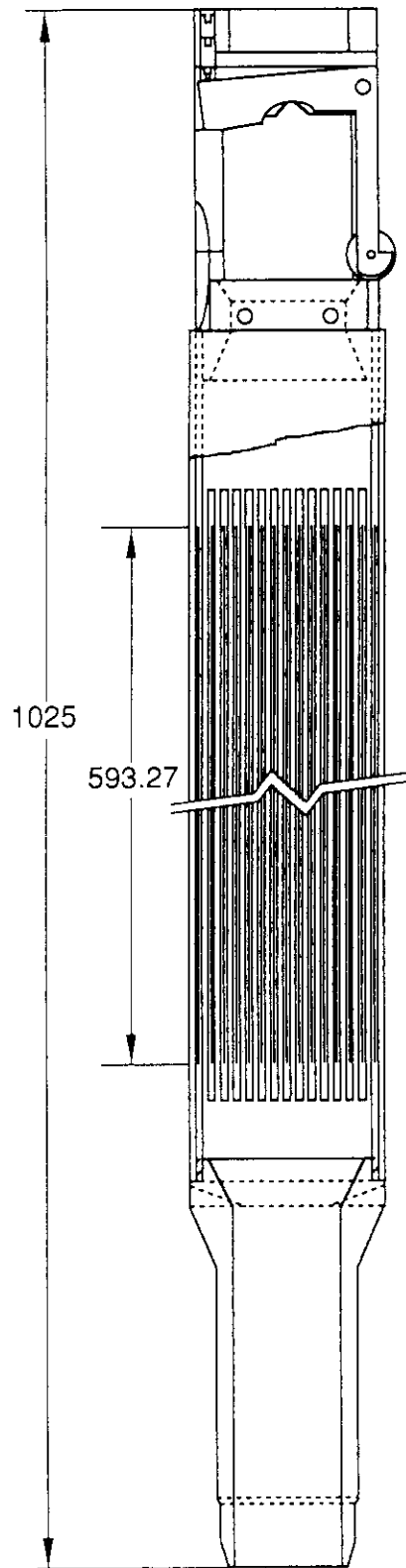


Fig. 1-2 Divided Zones and I. D. Names of Reactor Core Elements for Macroscopic Cross Section Calculation (continued)



(dimensions in mm)

Fig. 1-3 Fuel Element

2. 計算コード及び中性子断面積ライブラリ

2.1 計算コード

計算には原研で開発されたSRACコードシステム⁶⁾のTFREE(任意温度)バージョン⁷⁾を使用した。これまでのバージョンでは、計算体系温度はあらかじめ中性子断面積の用意されている幾つかの温度点しか選択できなかった。これに対しこのTFREEバージョンでは、中性子断面積を内挿することにより、任意の体系温度で計算が行えるように改良されている。

2.2 中性子断面積ライブラリ

中性子断面積には、核データファイルJENDL-2に基づいて作成された炉定数データライブラリSRACLIB-JENDL2⁸⁾を主として使用した。一部の核種についてのみENDF/B-III、ENDF/B-IVのデータを用いた。

燃焼チェーンには、65のF.P.核種、1つの疑似核種、17の重核種で構成されているもの⁸⁾を使用した。

2.3 中性子エネルギー群構造

燃料要素の格子計算に用いられる多数群には107群を、全体系計算に用いられる少数群には6群を使用した。また、全体系計算で得られる6群の中性子束は、熱群部分を一つの群にまとめた4群構造に編集して結果の整理を行った。エネルギー群構造をTable 2-1に示す。

Table 2-1 Neutron Energy Group Structures

107G	8G	6G	4G	Upper Energy (eV)	107G	8G	6G	4G	Upper Energy (eV)
1				1.0000×10^7	55				1.3710×10^1
2	1			7.7880×10^6	56	5	3	3	1.0677×10^1
3				6.0653×10^6	57				8.3153×10^0
4				4.7237×10^6	58				6.4760×10^0
5				3.6788×10^6	59				5.0435×10^0
6				2.8651×10^6	60				3.9279×10^0
7	2			2.2313×10^6	61				3.0590×10^0
8				1.7377×10^6	62				2.3824×10^0
9				1.3534×10^6	63				1.8554×10^0
10		1	1	1.0540×10^6	64				1.6374×10^0
11				8.2085×10^5	65				1.4450×10^0
12				6.3928×10^5	66				1.2752×10^0
13				4.9787×10^5	67				1.1254×10^0
14				3.8774×10^5	68				9.9312×10^{-1}
15	3			3.0197×10^5	69				8.7642×10^{-1}
16				2.3518×10^5	70				7.7344×10^{-1}
17				1.8316×10^5	71				6.8256×10^{-1}
18				1.4264×10^5	72				6.0236×10^{-1}
19				1.1109×10^5	73				5.3158×10^{-1}
20				8.6517×10^4	74				4.6912×10^{-1}
21				6.7380×10^4	75	6	4		4.1399×10^{-1}
22				5.2475×10^4	76				3.8926×10^{-1}
23				4.0868×10^4	77				3.6528×10^{-1}
24				3.1828×10^4	78				3.4206×10^{-1}
25				2.4788×10^4	79				3.1961×10^{-1}
26				1.9305×10^4	80				2.9792×10^{-1}
27				1.5034×10^4	81				2.7699×10^{-1}
28				1.1709×10^4	82				2.5683×10^{-1}
29				9.1188×10^3	83				2.3742×10^{-1}
30				7.1017×10^3	84				2.1878×10^{-1}
31				5.5308×10^3	85			4	2.0090×10^{-1}
32				4.3074×10^3	86				1.8378×10^{-1}
33	4	2	2	3.3546×10^3	87				1.6743×10^{-1}
34				2.6126×10^3	88				1.5183×10^{-1}
35				2.0347×10^3	89				1.3700×10^{-1}
36				1.5846×10^3	90				1.2293×10^{-1}
37				1.2341×10^3	91				1.0963×10^{-1}
38				9.6112×10^2	92				9.7080×10^{-2}
39				7.4852×10^2	93				8.5397×10^{-2}
40				5.8295×10^2	94	7	5		7.4276×10^{-2}
41				4.5400×10^2	95				6.4017×10^{-2}
42				3.5357×10^2	96				5.4520×10^{-2}
43				2.7536×10^2	97				4.5785×10^{-2}
44				2.1445×10^2	98				3.7813×10^{-2}
45				1.6702×10^2	99				3.0602×10^{-2}
46				1.3007×10^2	100				2.4154×10^{-2}
47				1.0130×10^2	101				1.8467×10^{-2}
48				7.8893×10^1	102				1.3543×10^{-2}
49				6.1442×10^1	103				9.3805×10^{-3}
50				4.7851×10^1	104	8	6		5.9804×10^{-3}
51				3.7266×10^1	105				3.3423×10^{-3}
52				2.9023×10^1	106				1.4663×10^{-3}
53				2.2603×10^1	107				3.5238×10^{-4}
54				1.7604×10^1	107L				1.0000×10^{-5}

3. 炉心構成要素少数群定数の算出

3.1 燃料要素 (未燃焼燃料)

燃料要素の少数群定数は、衝突確率法に基づく格子計算ルーチン・PIJを用いて作成した。まず、Fig. 3-1に示される燃料板単位格子について1次元、エネルギー107群の固定中性子源計算を行う。なお共鳴吸収計算には、超詳細エネルギー群で直接計算を行うPEACOルーチンを使用した。また、輸送断面積作成にはB1近似を適用した。このB1計算で必要となるバックリングには、臨界バックリングを使用する。この格子計算を内側燃料板単位格子、外側燃料板単位格子の両方について行い、両燃料板単位格子の均質化断面積を作成する。

次に、Fig. 3-2に示される燃料要素単位格子について、同じくPIJを用いて2次元、エネルギー107群の固定中性子源計算を行う。この時、燃料要素中央の内側燃料板領域及び外側燃料板領域には、既に求めてあるそれぞれの均質化断面積を使用する。そして、この計算で得られる中性子束分布を重み関数として、燃料要素の断面積の均質化が行われる。

最後に、得られた燃料要素の107群均質化断面積を用いてB1計算を行う。この時、B1計算で得られる実効増倍率が1.0となるようなバックリング(上記、臨界バックリング)を使用する。そして、このB1計算により得られる、中性子の漏れを考慮した107群スペクトルを用いて燃料要素の均質化断面積を少数群(6群)に縮約する。

上記の格子計算により得られた無限増倍率と臨界バックリングをTable 3-1に示す。

3.2 制御棒

制御棒の少数群断面積作成のための計算モデルをFig. 3-3に示す。このモデルは制御棒、軽水、燃料の3領域からなる。制御棒領域の共鳴エネルギー領域微視断面積作成にはNR近似によるテーブル内挿法を使用し、輸送断面積作成には拡張輸送近似を適用した。また、燃料領域には、“3.1 燃料要素(未燃焼燃料)”と同様の手法により計算した均質化断面積を使用する。ただしこの断面積は、少数群への縮約は行っていない。そしてこの体系をPIJを用いてエネルギー107群で計算を行い、得られたスペクトルで制御棒の少数群定数を作成した。ただし、制御棒の挿入された状態での全体系計算時には、ここで得られた少数群断面積をそのまま用いず、熱群に対しては制御棒の境界表面に対数微分定数を設定する。この設定方法については、“4.1.2 対数微分定数の設定”で述べる。

3.3 その他の炉心構成要素

燃料要素の燃料有効領域、制御棒以外の炉心構成要素については、NR近似によるテーブル内挿法により微視断面積を求め、107群巨視断面積を作成した。ただし輸送断面積の作成には、軽水を含む炉心構成要素にはB1近似を、含まないものについては拡張輸送近似を適用した。また、断面積の縮約には、SRAC内蔵の標準スペクトルを使用した。

Table 3-1 Critical Buckling B^2 and Infinite Multiplication Factor k_{∞} by Cell Calculations

	B^2 (cm ⁻²)	k_{∞}
Inner Fuel Plate Cell	1.6135x10 ⁻²	1.60589
Outer Fuel Plate Cell	1.1198x10 ⁻²	1.43658
Fuel Element Cell	1.1800x10 ⁻²	1.53762

	Moderator H ₂ O	Clad Al	Fuel Meat U ₃ Si ₂ -Al	Clad Al	Moderator H ₂ O
M-Region	3	2	1	2	3
Sub-Region	1	2	3	2	1
T-Region	3	2	1	2	3
R-Region	3	2	1	2	3
X-Region	1	1	1	1	1
ΔX (cm)	0.205	0.038	0.05	0.038	0.205

Sub-Region : Geometrical sub division

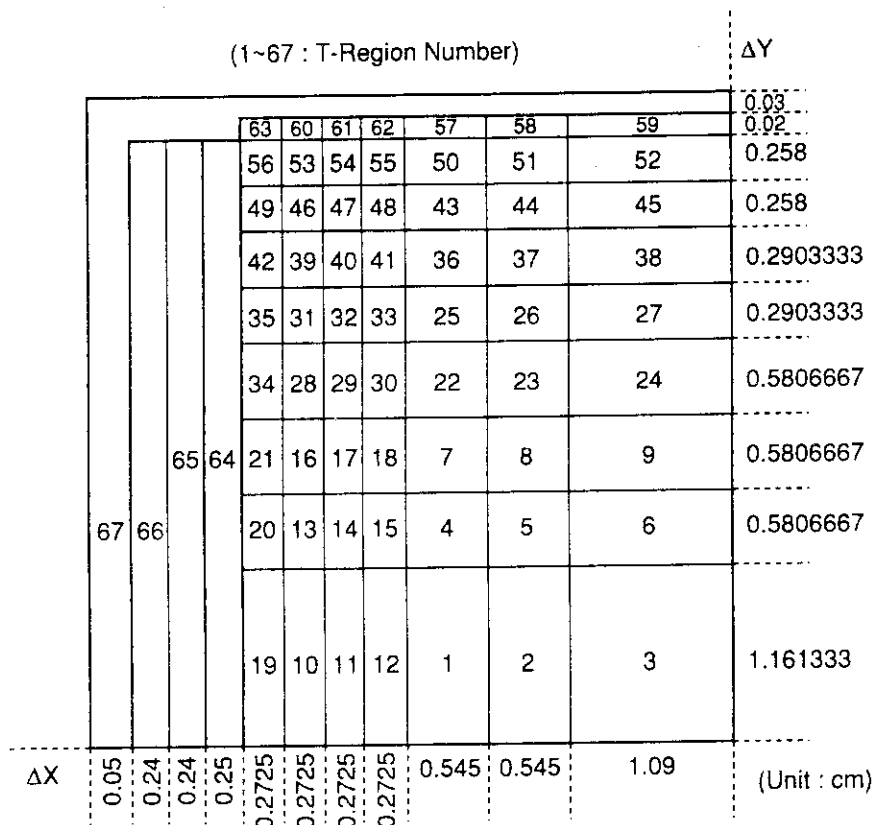
T-Region : Thermal region. Same T-Region number means same thermal neutron flux.

R-Region : Resonance region. Same R-Region number means same neutron flux in resonance energy range.

X-Region : Cross section edit region. Cross sections of Sub-Regions which have same X-Region number are homogenized.

M-Region : Mixture region. Same M-Region number means same composition.

Fig. 3-1 Unit Cell Model for Plate Cell Calculation



T-Region	R-Region	M-Region	Mixture
1~9	1	1	Inner Fuel Plate Cell
10~18	2		
19~21	3		
22~27	4		
28~33	5		
34~35	6		
36~38	7		
39~41	8		
42	9		
43~45	10	2	Outer Fuel Plate Cell
46~48	11		
49	12		
50~52	13		
53~55	14		
56	15		
57~59	16		
60~62	17		
63	18	3	Al+H ₂ O
64	19	4	Side Plate
65~66	20	5	H ₂ O
67	21		

T-Region : Thermal region. Same T-Region number means same thermal neutron flux.
 R-Region : Resonance region. Same R-Region number means same neutron flux in resonance energy range.
 M-Region : Mixture region. Same M-Region number means same composition.

Fig. 3-2 Unit Cell Model for Element Cell Calculation

	smearred fuel element	water	control rod	water	smearred fuel element
M-Region	1	2	3	2	1
Sub-Region	1~10	11,12	13~16	17,18	19~28
T-Region	1~10	11,12	13,14,14,13	12,11	10~1
R-Region	1	2	3	2	1
X-Region	3	2	1	2	3
ΔX (cm)	1.1, 5*1.0, 4*0.5	2*0.125	4*0.125	2*0.125	4*0.5, 5*1.0, 1.1

note: 5*1.0 => 1.0,1.0,1.0,1.0,1.0

- Sub-Region : Geometrical sub division
- T-Region : Thermal region. Same T-Region number means same thermal neutron flux.
- R-Region : Resonance region. Same R-Region number means same neutron flux in resonance energy range.
- X-Region : Cross section edit region. Cross sections of Sub-Regions which have same X-Region number are homogenized.
- M-Region : Mixture region. Same M-Region number means same composition.

Fig. 3-3 Calculation Model for Control Rod

4. 初装荷炉心の全体系計算

本章では、新燃料20体で構成される初装荷炉心について行った全体系計算及び各種炉物理量の算出方法について示す。全体系計算にはSRAC内蔵の拡散計算ルーチン・CITATIONを使用し、エネルギー6群の3次元拡散計算を行った。なお、エネルギー群数の実効増倍率計算に与える影響があらかじめ評価された(Appendix A)。Fig. 4-1に3次元計算時の水平方向計算体系図を、Fig. 4-2に垂直方向の計算体系図を示す。

4.1 過剰反応度と制御棒価値

4.1.1 過剰反応度と制御棒価値の計算

過剰反応度および制御棒価値の算出は以下のようにして行った。

過剰反応度の計算ではまず、制御棒(C1～C5)を一斉に炉心に挿入して全体系計算を行い、実効増倍率がほぼ1.0となるように制御棒挿入量を調節する。臨界制御棒位置が求まったなら、C1からC5までの各制御棒について、1本ずつ制御棒を上限(他の制御棒は臨界位置のまま)に設定し実効増倍率を計算する。この計算をC1からC5までの全ての制御棒について行い、各々の制御棒について臨界位置から上限まで引き抜いた時の反応度価値を算出する。そして、これを合計したものをその炉心の過剰反応度とする。

また、制御棒価値は、全制御棒を臨界位置に設定し、そこから着目する制御棒だけを上限および下限に設定した計算を行い、両者の実効増倍率から算出する。なお、炉心に制御棒を挿入した場合の全体系計算では、次節に示す手法で求めた対数微分定数を制御棒境界熱群に設定して計算を行う。

過剰反応度の本来の定義は、全制御棒を上限とした体系の反応度であり、計算値も一般的にはそのようにして算出される。しかしながら、過剰反応度の実際の測定では、制御棒の引き抜き、挿入による、ペリオド法、補償法で得られる制御棒価値から換算される場合がほとんどである。このような場合には、制御棒が炉心に複数挿入されることによる干渉効果により、本来の定義通りの過剰反応度は測定されない。また制御棒価値の計算値も、全制御棒を上限とした状態から、一本ずつ制御棒を下限まで挿入して算出されることが多いが、これでは制御棒の干渉効果が考慮されない。そこで本解析では、計算が複雑にならない範囲でより実際の測定に近い方法として上記の様に過剰反応度、制御棒価値を定義し、算出した。

4.1.2 対数微分定数の設定

制御棒の様に、強い中性子吸収体の計算を精度良く行うためには、本来は輸送法による計算が必要である。これは、このような場合には拡散近似が成立しなくなるためであるが、対数微分定数と呼ばれる境界条件を制御棒境界に設定することにより、拡散計算でも十分精度良く制御棒価値を求めることができる。以下にその設定法を述べる。

Fig. 4-3は、対数微分定数設定のための計算体系図である。この1/4対称炉心に対し、全制御棒上限及び下限の2ケースについての2次元輸送計算をTWOTRANで行い、制御棒価値を算出する。次に、同様の計算をCITATIONによる2次元拡散で行うが、ここで得られる制御棒価値が、TWOTRANでの値と等しくなるように対数微分定数を設定する。ただし、設定は、4～6群(熱群)についてのみ行い、また、各エネルギー群とも同一値とした。また、以上の2次元計算に必要な垂直方向のバックリングは、次の様にして求めた。まず拡散計算については、制御棒全引き抜き時の3次元全体系計算と等しい実効増倍率を与えるようにバックリングを設定した。輸送計算に関しては、TWOTRANでは、バックリングではなく炉心高さがその入力データとなる。そこで、拡散計算で得られたバックリング・ B^2 を用い、式($H^2 = \pi^2 / B^2$)で得られるHをその入力とした。

以上の計算で得られた対数微分定数の設定値をTable 4-1に、バックリングをTable 4-2に示す。

4.2 出力ピーキングファクタ

4.2.1 径方向及び軸方向ピーキングファクタ

径方向(F_r)及び軸方向(F_z)のピーキングファクタは、3次元拡散計算により得られた出力密度分布から計算する。制御棒は臨界位置に挿入された状態で計算を行う。 F_r および F_z の定義は以下のとおりである。

$$F_r = (\text{燃料要素内の平均出力密度}) / (\text{炉心平均の出力密度})$$

$$F_z = (\text{燃料要素の軸方向に分割された各水平面内平均出力密度の最大値} (*)) / (\text{燃料要素内の平均出力密度})$$

(*) 燃料要素内の水平方向の出力密度分布については、その水平面内で平均化している。この平均化された出力密度の軸方向の分布の中の最大値が、この F_z の式の分子となる。

4.2.2 局所ピーキングファクタ

$F_r \times F_z$ が最も大きな値となるのがD-5位置、二番目に大きな値となるのがE-5の位置であることが上記第4.2.1項の計算によりわかった。そこで局所ピーキングファクタは、これらの位置をカバーする、第5列の燃料要素4体についてのみ計算を行った。

通常の全体系計算では、燃料要素は均質化して取り扱うため、燃料要素内の、燃料板と減速材ギャップからなる非均質性から生ずる中性子束分布の微細構造は得られず、このままでは局所ピーキングファクタは計算出来ない。そこで、以下のようにして計算を行った。

まず、燃料要素を非均質で扱うために、次のような格子計算を行った。Fig. 4-4が内側燃料板のための格子計算モデルである。PIJによる1次元固定中性子源計算を行い、各領域での中性子スペクトルを計算する。この時、得られた中性子束分布を用いて、アルミニウム側板と減速材部分は均質化し少数群に縮約するが、燃料ミート部分については均質化を行わずに、エネルギー縮約のみ行う。Fig. 4-5は外側燃料板の格子計算モデルである。二つの外側燃料板格子の間に七つの内側燃料板格子が挟まれており、内側燃料板格子が隣接していることを考慮した計算モデルとなっている。このモデルによりやはりPIJによる計算を行い、各領域の中性子スペクトルを計算する。この場合にも、アルミニウム側板と減速材領域は均質化およびエネルギー縮約を行うが、燃料ミート部分についてはエネルギー縮約のみ行う。以上の格子計算により、内側および外側燃料板燃料ミート部分と均質化した減速材・燃料板アルミ被覆部分の少数群断面積が得られる。燃料要素のモデル化の概念図をFig. 4-6に示す。

次に、得られた断面積を用いてTWOTRANによる2次元輸送計算を行う。この時の空間メッシュ分割をFig. 4-7に示す。ただし、図中に示されている制御棒は、全引き抜き状態で計算を行った。第5列の燃料要素は、燃料ミート領域、減速材+アルミ被覆領域、アルミ側板+軽水ギャップ+アルミ被覆領域の3つに領域分けを行っている。最初の2つの領域には、格子計算で求めた少数群断面積を使用する。最後のアルミと軽水の領域については、原子数密度による均質化を行い、SRAC内蔵スペクトルで少数群に縮約した断面積を使用する。メッシュ分割は、X方向(燃料板厚み方向)については、ミート部分、減速材+アルミ被覆領域には、それぞれ1個のメッシュを割り振る。(ただし、その他の炉心構成要素の都合上、複数のメッシュを割り振った領域もある。)また、Y方向(燃料板長手方向)については、アルミ側板+軽水ギャップ+アルミ被覆領域には1つのメッシュを、燃料ミート領域には4つのメッシュを割り振った。第5列の燃料要素のメッシュ分割をFig. 4-8に示す。

以上の計算によって得られた、燃料要素内の各燃料板の出力密度分布から、局所ピーキングファクタを算出した。

Table 4-1 Logarithmic Derivative Constant Used for Control Rod Worth Calculation by CITATION

CODE	CITATION			TWOTRAN	
	Full Up	Full Down	Full Down	Full Up	Full Down
Control Rod	Full Up	Full Down	Full Down	Full Up	Full Down
Logarithmic Derivative Constant	Not Used	Not Used	0.374692	Not Used	Not Used
k_{eff}	1.13117	0.94128	0.91075	1.14323	0.91855
Control Rod Worth ($\% \Delta k/k$)	-----	17.834	21.395	-----	21.395

Table 4-2 Buckling and Core Height Used for 2-D Calculation

	CITATION	TWOTRAN
Buckling (cm^{-2})	1.78843×10^{-3}	-----
Core Height (cm)	-----	74.287

ΔZ and (Number of Mesh Points)

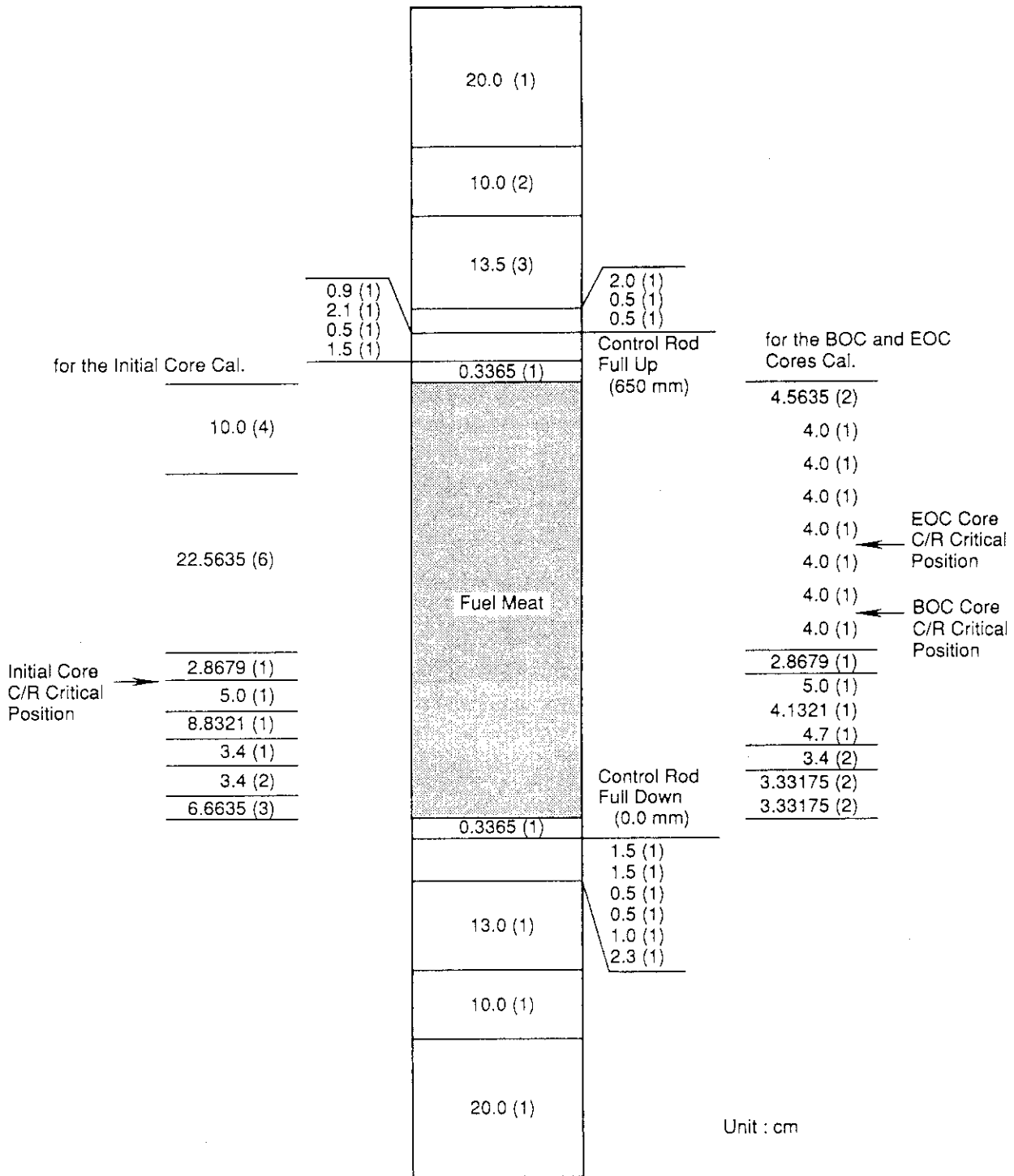


Fig. 4-2 Vertical Model for Whole Core Calculation

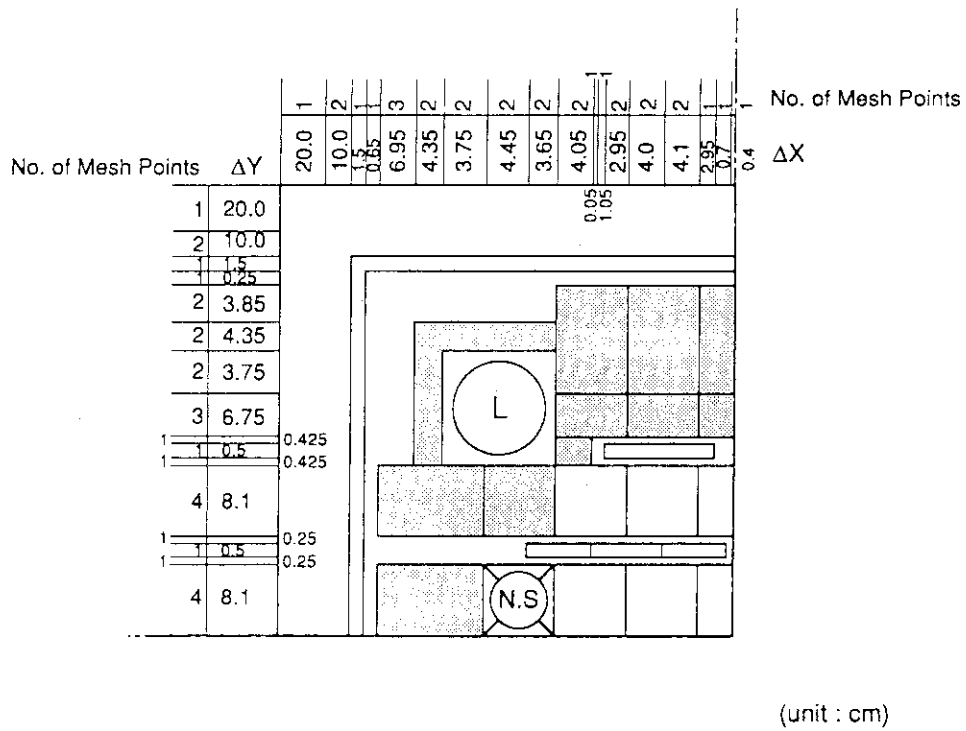


Fig. 4-3 Horizontal Model for Determination of Logarithmic Derivative Constant

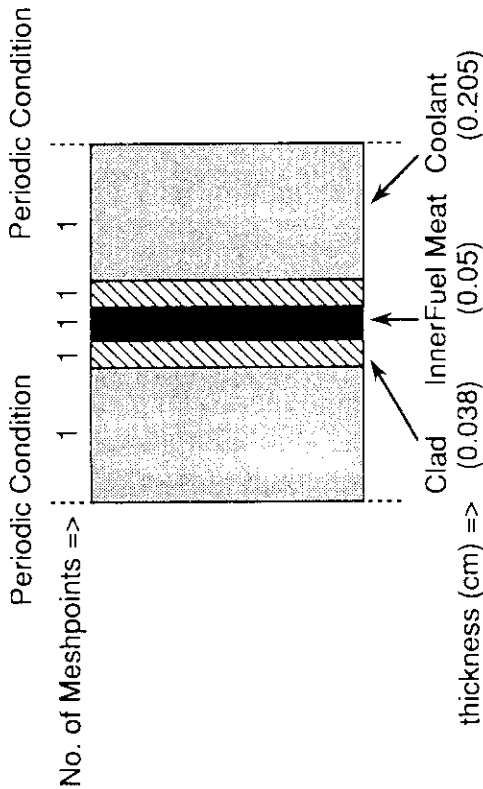


Fig. 4-4 Cell Calculation Model of the Inner Fuel Plate Cell for Local Peaking Factor

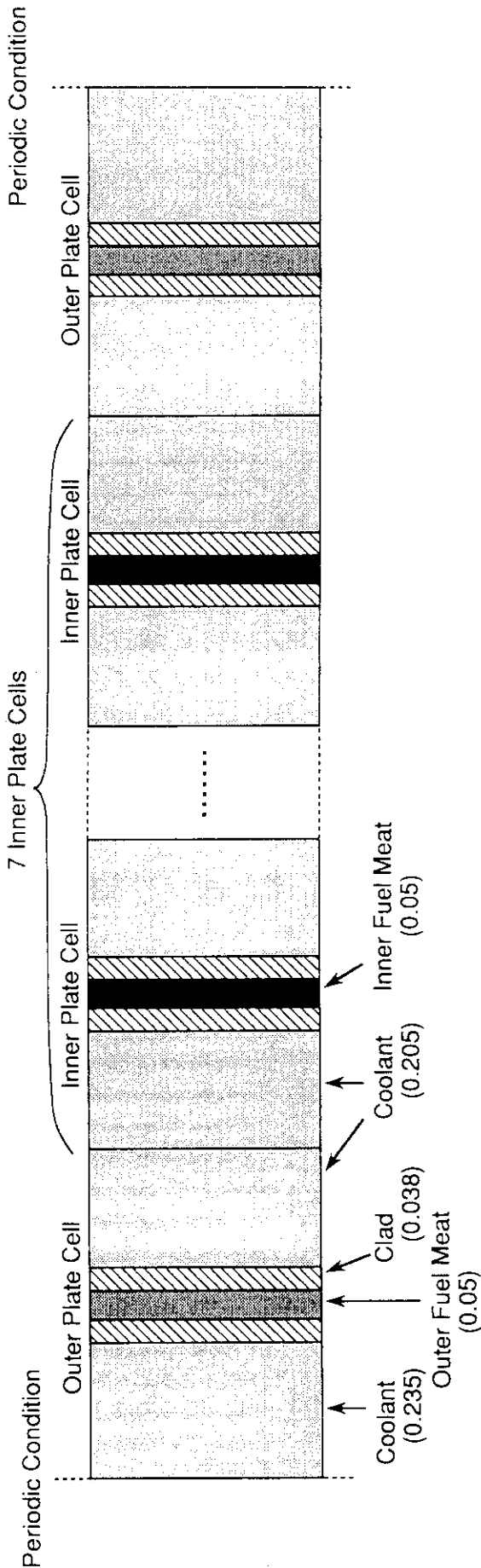


Fig. 4-5 Cell Calculation Model of the Outer Fuel Plate Cell for Local Peaking Factor

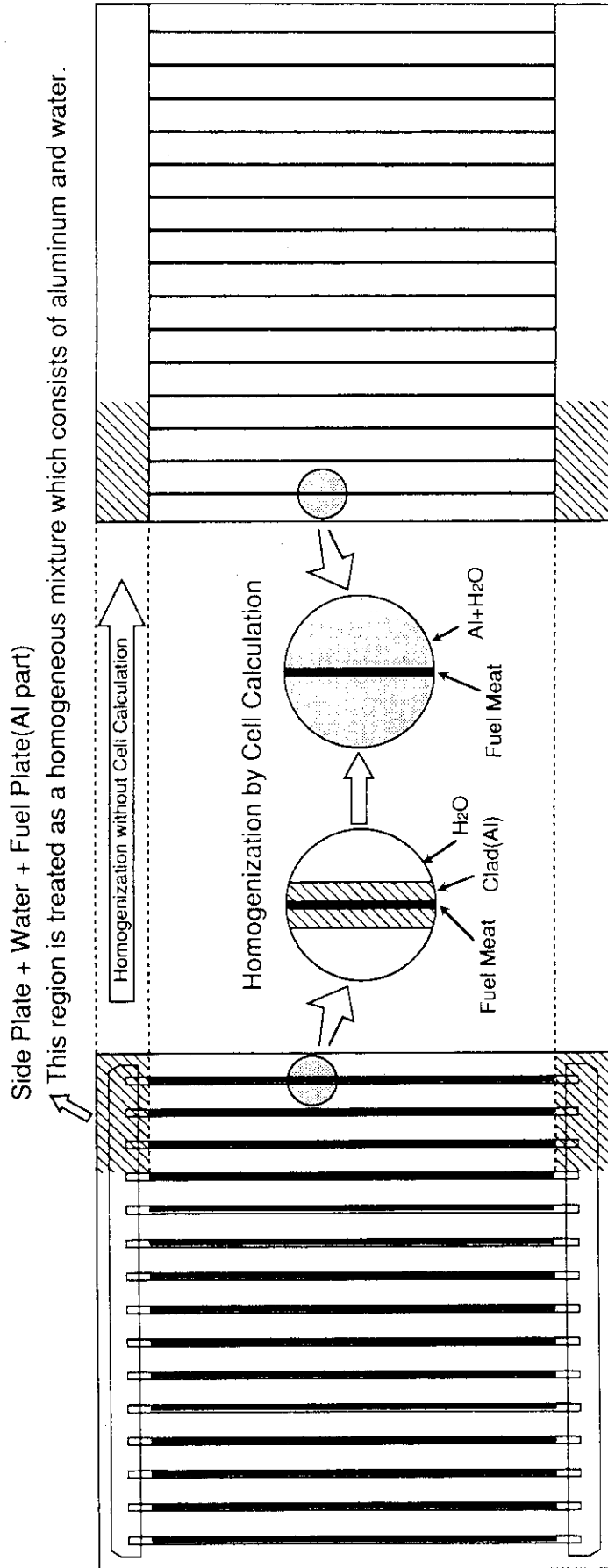
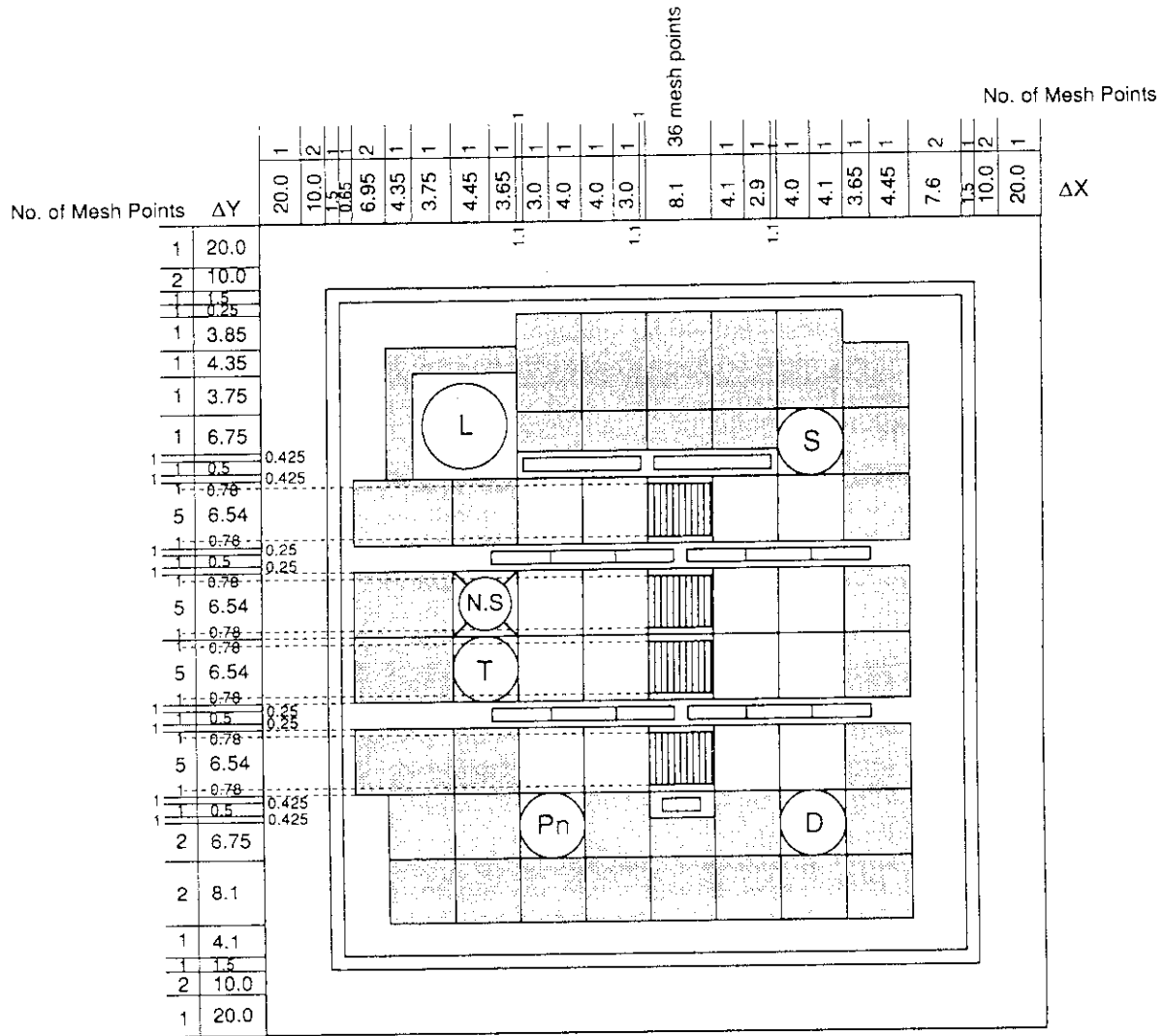


Fig. 4-6 Calculation Model of Fuel Element for Local Peaking Factor



Unit : cm

Fig. 4-7 Calculation Model for Local Peaking Factor

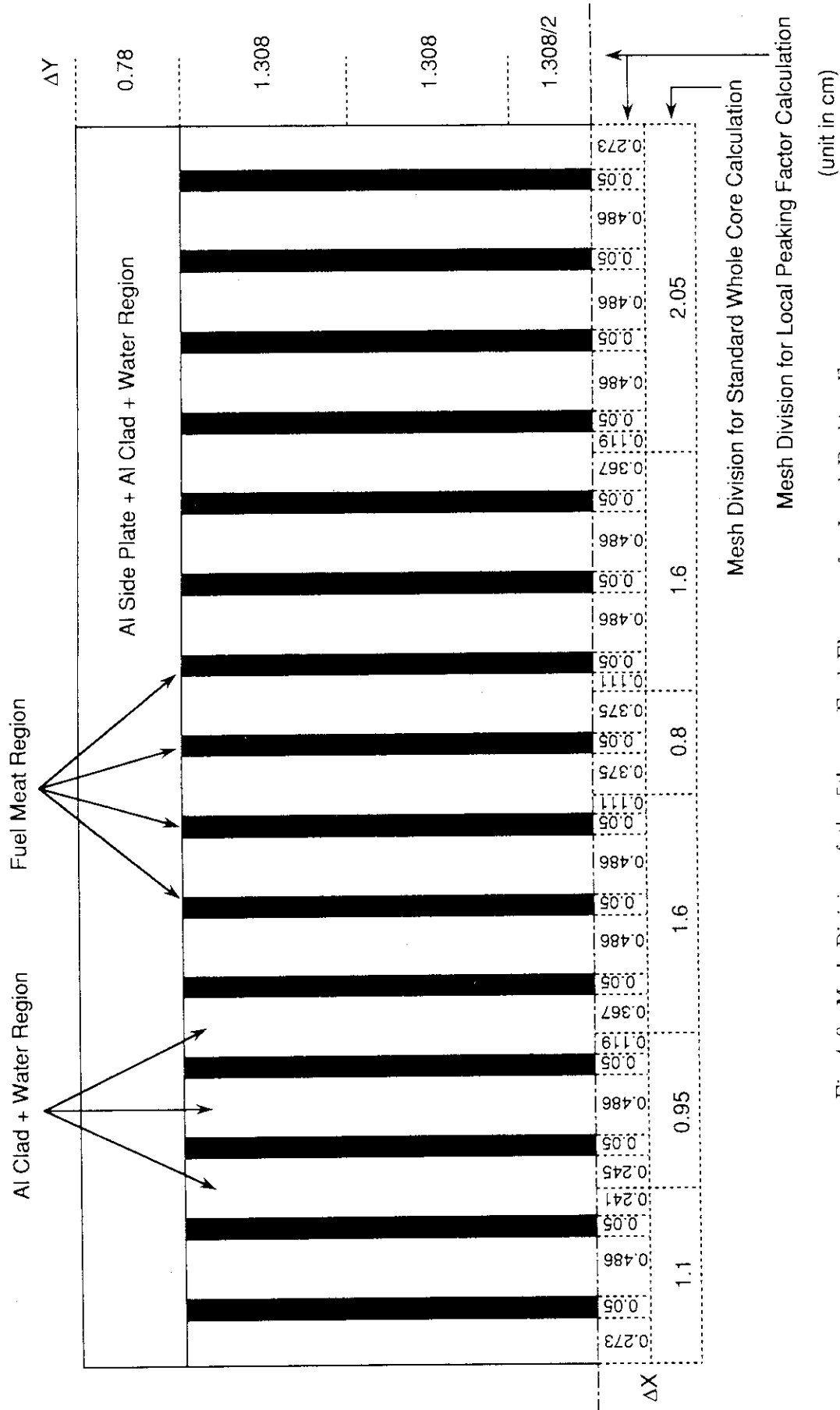


Fig. 4-8 Mesh Division of the 5th-row Fuel Elements for Local Peaking Factor Calculation (unit in cm)

5. 燃焼計算

5.1 格子燃焼計算

炉心燃焼計算を行う際に必要となる燃焼燃料要素の少数群定数を、以下の手順で求めた。

まず、Fig. 5-1に示される、燃料要素中の15枚の燃料板を一度に解く格子モデルについて格子燃焼計算を行う。計算にはSRACの格子燃焼計算オプションを使用し、1つの疑似核種と65の核分裂生成物、17の重核種を含む燃焼チェーンを使用した。燃焼ステップは、燃焼度5、10、15、20、30、40、50、60% (^{235}U 燃焼割合)の8ステップで、この計算により各燃焼ステップでの燃料組成を算出した。次に、得られた燃料組成を用いて前出の”3.1 燃料要素(未燃焼燃料)”と全く同様の計算を行ない、各燃焼ステップでの燃料の少数群断面積を作成する。ただし、 ^{135}Xe については、組成から除外した。これはJRR-4がデイリー運転であり、各週の最初の起動時には ^{135}Xe が減衰しているからである。また、バックリングについては未燃焼燃料の格子計算での値をそのまま用いて計算を行なった。

5.2 炉心燃焼計算

5.2.1 平衡炉心の設定

炉心燃焼計算はCOREBNコードを用いて行った。計算上の運転パターンは3.5MW連続運転である。燃料交換は5バッチ分散方式とし、初装荷燃料がすべて炉心より取り出された時点でその炉心を平衡炉心と見なした。燃料要素のグループ分けをFig. 5-2に示す。また、運転サイクル長さは燃焼度が5% (^{235}U 燃焼割合)程度となる日数にした。現在のJRR-4の炉心管理では、過剰反応度が5.5～5.0% $\Delta k/k$ 程度になった時点で燃料交換を行い、過剰反応度を1% $\Delta k/k$ 程度させる。計算では、第3サイクル終了時点で過剰反応度が5% $\Delta k/k$ 弱となった。そこで、この時点で第1回目の燃料交換を行った。これ以降は、各サイクル終了時に燃料交換を行った。なおサイクル長さは、格子燃焼計算における50%燃焼度時の運転時間、500.481日を10分割することにより求めた。

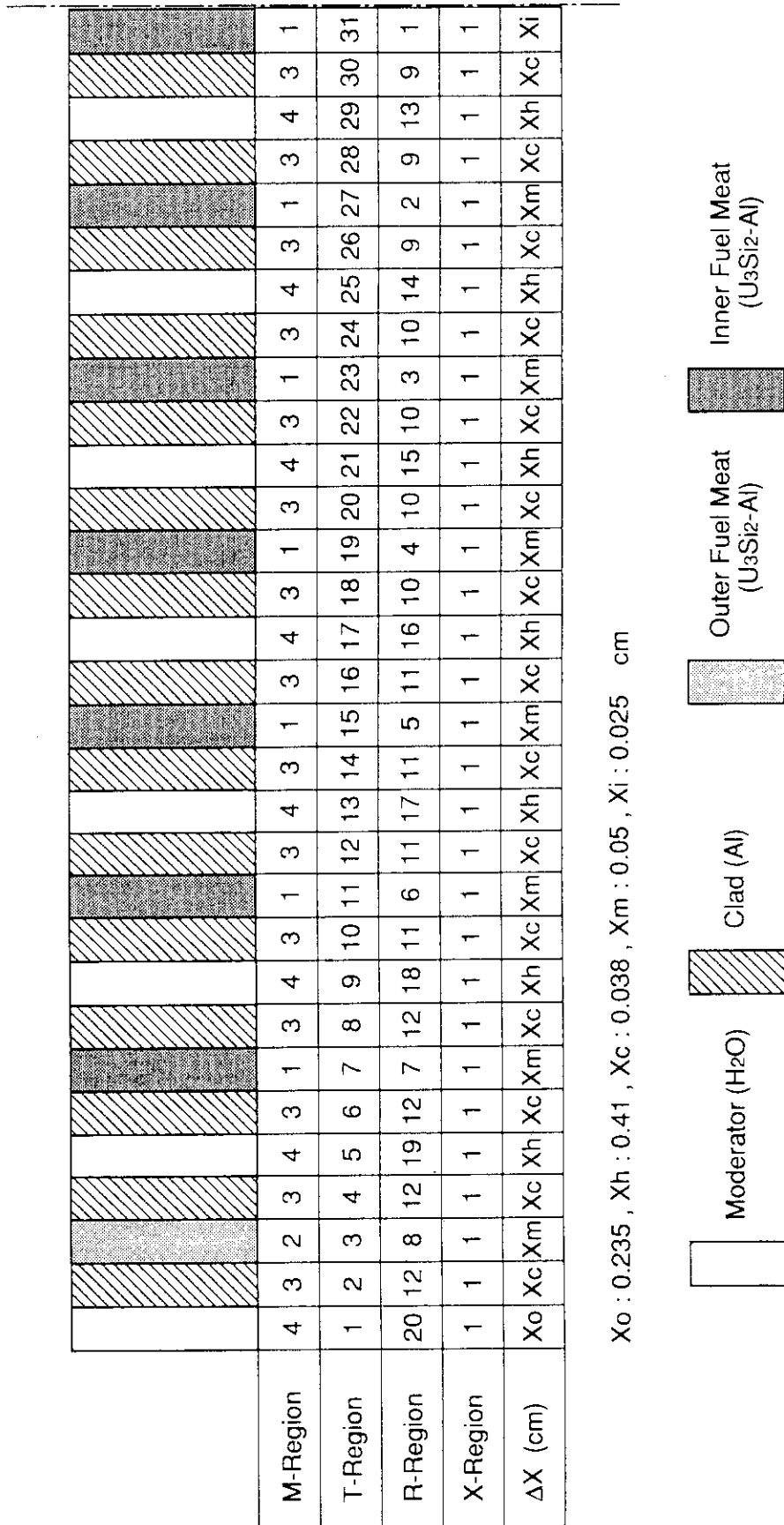
5.2.2 均質平衡炉心の設定

平衡炉心における各種反応度係数を算出する場合、各燃料温度やボイド率に対するマクロ断面積を、炉心内に存在する燃焼度の異なったすべての燃料要素に対して作成しなければならず、これには多数の格子計算を必要とする。そこで、これを避けるため、均質平衡炉心の概念を設

定し、これに対して各種反応度係数等の計算を行う。均質平衡炉心とは、炉心内の燃焼度分布が一様(均質)な炉心である。またその燃焼度は次に述べる理由により、15%とした。

炉心燃焼計算により算出した平衡炉心のEOCでの炉心平均燃焼度は16.3%、過剰反応度は約3.8% $\Delta k/k$ であった。しかしながらJRR-4では、照射物、運転により生じる毒物等の反応度を補償し実際に運転を行うには、この過剰反応度では不十分である。このような計算結果が得られたのは、計算の都合上、運転サイクル長さを一律に設定して計算を行ったためである。そこで、実際のEOC炉心の炉心平均燃料度が、計算で得られた16.3%よりも若干小さめの15%程度であると推測し、過剰反応度を計算した。その結果、約5.3% $\Delta k/k$ と、運転上のほぼ下限に近いと思われる過剰反応度を持つことが分かった。以上の検討により、均質平衡炉心の燃焼度を15%と設定し、この炉心に対する種々の核特性解析を行うこととした。

(mirror condition)



T-Region : Thermal region. Same T-Region number means same thermal neutron flux.
 R-Region : Resonance region. Same R-Region number means same neutron flux in resonance energy range.
 X-Region : Cross section edit region. Cross sections of Sub-Regions which have same X-Region number are homogenized.
 M-Region : Mixture region. Same M-Region number means same composition.

Fig.5-1 Unit Cell Model for Cell Burnup Calculation

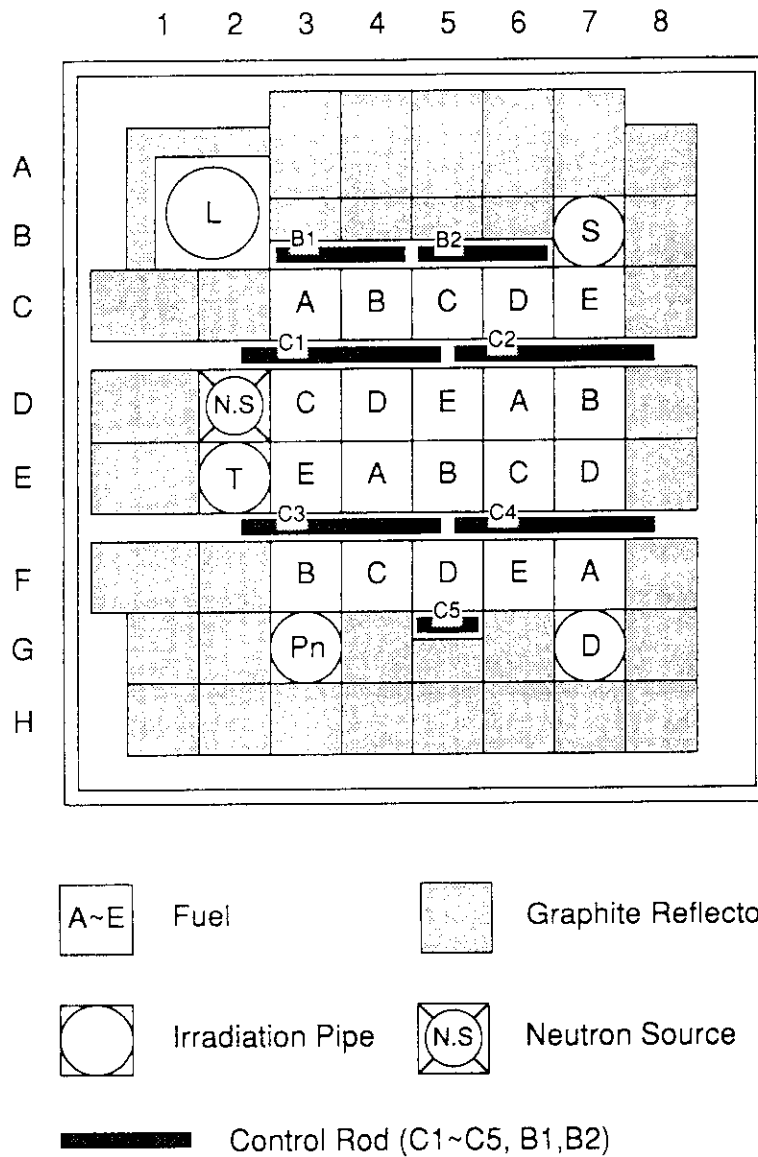


Fig. 5-2 Grouping for Refueling

6. 反応度係数

減速材ボイド、減速材温度、燃料温度の三つの反応度係数の計算を、初期炉心および均質平衡炉心について行った。各々の反応度係数の計算方法は、変化させるパラメータが異なるのみで基本的には同一である。以下に減速材ボイド反応度係数を例にとり示す。減速材温度および燃料温度反応度係数については、それぞれ変化させるパラメータについてのみ記すことにする。

6.1 減速材ボイド係数

減速材ボイド率は、0%、5%、10%、25%、50%と変化させて計算を行った。計算では、燃料要素内の減速材ボイド発生を、減速材の密度を変化させることによって模擬する。つまり、各ボイド率では、それぞれ減速材密度(HおよびOの原子数密度)を、基準ケースであるボイド率0%の場合に対して、95%、90%、75%、50%に減少させる。そして、各ケースでの燃料要素少数群断面積を作成する。格子計算に必要なバックリングは、各ケースともボイド率0%時の臨界バックリングを使用する。

次に、得られた各ボイド率での燃料要素少数群断面積を用いて、3次元拡散による全体系計算を行う。制御棒位置は基準ケースについてのみ臨界位置をサーチし、他のケースにおいても、すべて基準ケースでの臨界位置に制御棒を設定する。そして、得られた各ボイド率での実効増倍率から減速材ボイド反応度係数を以下の式で算出する。

$$\alpha = \Delta\rho / \Delta V \quad (6-1)$$

ただし、 α ボイド反応度係数
 $\Delta\rho$ ボイド率が $V_1(\%)$ から $V_2(\%)$ に変化したときの反応度変化量
 $= (k_2 - k_1) / (k_1 \times k_2)$
 ΔV ボイド率変化量
 $= (V_2 - V_1)$
 k_1, k_2 ボイド率が $V_1(\%)$ 、 $V_2(\%)$ 時の実効増倍率

6.2 減速材温度係数

減速材温度係数は、燃料要素内の減速材の温度を、300K、323K、373K、423Kと変化させて求めた。基準ケースは300Kである。また、減速材温度の上昇に伴う密度の変化も考慮した。

6.3 燃料温度係数

燃料温度係数は、燃料芯材の温度を、300K、373K、473K、673Kと変化させて求めた。基準ケースは300Kである。燃料温度の上昇に伴う体積および密度の変化については考慮していない。

7. 計算結果

前章までに述べてきた各計算項目について、得られた結果を以下に示す。

7.1 過剰反応度及び制御棒価値

各炉心の過剰反応度と制御棒価値の計算結果をそれぞれ Tables 7-1～8 に示す。また、全炉心の結果を Tables 7-9,10 にまとめた。

初期炉心

初期炉心の過剰反応度は $11.77\% \Delta k/k$ 、ワンロードスタックマージンは $-1.33\% \Delta k/k$ であった。研究炉におけるワンロードスタックマージンは、計算誤差を考慮して、その絶対値が $1.0\% \Delta k/k$ 以上あることを設計基準としている。今回の計算した炉心はこの基準を満足しており、安全に原子炉を制御できる範囲で、十分な過剰反応度が確保されている。

C1～C4の各粗調整棒の制御棒価値はそれぞれ約 $5\% \Delta k/k$ で、微調整棒 C5 はその約 $1/10$ の $0.56\% \Delta k/k$ 、全制御棒が炉心に全挿入された場合の炉心反応度は $-8.40\% \Delta k/k$ である。

平衡炉心および均質平衡炉心

平衡炉心サイクル初期 (BOC) の過剰反応度は $5.96\% \Delta k/k$ 、サイクル末期 (EOC) で $3.81\% \Delta k/k$ となった。EOCでの過剰反応度が低いのは、計算の都合上サイクル長さを約50日に一律に設定したためである。実際の炉心管理では、過剰反応度が $5.0 \sim 5.5\% \Delta k/k$ 程度で燃料交換を行い、低下した過剰反応度を回復させる。また、均質平衡炉心の過剰反応度は $5.28\% \Delta k/k$ となっている。この炉心の燃焼度は、平衡炉心のBOCとEOCの炉心燃焼度の平均値であるが、過剰反応度も両者の平均値に近い値となっている。Table 7-11に各燃焼ステップでの過剰反応度を示す。ただし、この値は全制御棒を上限として算出した。Table 7-12には、各燃焼ステップでの燃料要素の燃焼度変化を示した。表中の二重枠で囲まれた燃料要素グループがそのステップで取り出された。また、Fig. 7-1は実効増倍率の変化を図示したものである。

制御棒価値は、C1～C4の粗調整棒が平衡炉心のBOCで $4.5 \sim 4.7\% \Delta k/k$ 程度、EOCで $4.2 \sim 4.3\% \Delta k/k$ 程度、均質平衡炉心で $4.3 \sim 4.5\% \Delta k/k$ 程度となっており、燃焼が進むに連れて制御棒価値が低下していく。この傾向は、制御棒価値を計算する際の制御棒臨界位置の違いによる、制御棒の干渉効果の違いにより生じたと考えられる。つまり、初期炉心での制御棒臨界位置はかなり深い位置 (下限より約242mm) であるのに対して、EOC炉心のそれはかなり引き抜かれた位置 (下限より約391mm) であるために、初期炉心の方が炉内の中性子束分布のひずみは大き

い。このため、初期炉心の場合には、制御棒1本を引き抜いた際の、その位置での中性子束の盛り上がりが大きく、制御棒を挿入した際にも中性子吸収量は大きくなる。その結果、初期炉心の方がEOC炉心よりも制御棒価値が大きく計算され、EOC炉心の1本1本の制御棒価値が初期炉心よりも小さくなったと考えられる。ちなみに制御棒の干渉効果が両炉心で等しく顕れるように、C1からC5までの全制御棒を同時に全引き抜きおよび全挿入して、全制御棒価値を計算すると、初期炉心で19.46% $\Delta k/k$ 、EOC炉心で21.77% $\Delta k/k$ となり、逆に燃焼炉心の方が全制御棒価値は増加するという結果になっている。これは、燃焼に伴い ^{235}U とHの原子数比(H/ ^{235}U)が増大し、炉心スペクトルが軟化することに起因している。

7.2 中性子束及び出力ピーキングファクタ

Table 7-13に各炉心の各照射筒内での中性子束を示す。また、Figs. 7-2～7に、初期炉心の各方向の中性子束分布及び出力密度分布を示す。これらはすべて、炉心中心を通る分布となっている。これら中性子束の計算値は、炉内に制御棒を挿入し、臨界となった状態での値である。なお、燃料要素内の中性子束はAppendix Bに示す。

JRR-4で最大の照射筒であるLパイプの照射筒内平均熱中性子束は、初期炉心で約 1.7×10^{13} (n/cm²s)、最大で約 2.4×10^{13} (n/cm²s)となった。また、最も高い熱中性子束が得られるTパイプでは、平均 3.8×10^{13} (n/cm²s)、最大 5.8×10^{13} (n/cm²s)の熱中性子束が得られる。また、炉心の燃焼が進むにつれて熱中性子束が増加する。平衡炉心のサイクル末期(EOC)ではTパイプの最大値で約 6.5×10^{13} (n/cm²s)の熱中性子束が得られる。なお、BOC炉心のTパイプ最大値が、より燃焼度の高いEOC炉心よりも大きいのは、BOC炉心の方が過剰反応度が大きく、より深い位置まで制御棒が挿入されているため、これによる中性子束のひずみのために最大値のみが大きくなったものと思われる。Lパイプについては、炉心より比較的遠い位置にあるため、ひずみの影響が少なく、大小が逆転しなかったと考えられる。

初期炉心の軸方向及び径方向出力ピーキングファクタをTable 7-14に示す。この値は、3次元拡散計算により得られた出力密度分布から計算した。また、制御棒は臨界位置に挿入された状態で計算が行われている。初期炉心での $Fr \times Fz$ の最大値はD-5位置の燃料の2.21であり、次に大きいのが同じく第5列のE-5燃料の2.19であった。

局所ピーキングファクタ(FI)は第5列の燃料要素についてのみ計算を行った。そして、得られた各メッシュポイントでのFIを、燃料板毎に平均化した。こうして得られた燃料要素あたり15個のFIのうち最大となるものを、計算を行った4体の燃料要素についてTable 7-15に示す。あわせて、 $Fr \times Fz \times (FIの最大値)$ の値を示す。 $Fr \times Fz$ が最大であったD-5の燃料要素が、FIの

最大値を掛けた場合も最も大きな値を取った。D-5燃料要素については、15枚の燃料板すべてのFIをFig. 7-8に図示する。また、BOC、EOC、均質平衡炉心のFrとFzをTables 7-16～18に示す。なおAppendix Cに、第5列の燃料要素の、全ての計算メッシュポイント毎のFIを示す。

7.3 反応度係数

減速材ボイド、減速材温度、燃料温度の各反応度係数を、初期炉心および均質平衡炉心に対して計算した。その結果をTables 7-19～21およびFigs. 7-9～11に示す。いずれの反応度係数も、計算の行われた範囲で常に負であることが確認された。また、燃焼の進んだ均質平衡炉心ではいずれの反応度係数も初期炉心に比べてその絶対値が小さくなった。

7.4 動特性パラメータ

初期炉心及び均質平衡炉心の動特性パラメータを算出した。求めたパラメータは即発中性子平均寿命 l_p 、中性子世代時間 Λ 、実効遅発中性子割合 β_{eff} である。計算は、SRACに用意されている摂動計算のオプションを使用して行った。その結果をTable 7-22に示す。また、参考として現行高濃縮炉心の初期炉心での計算値も載せておいた。 Λ については高濃縮炉心に比べてシリサイド炉心の方が小さな値となっており、シリサイド炉心のスペクトルが硬くなっていることを示している。

Table 7-1 Excess Reactivity of Initial Core

Case Name	Control Rod Position			k _{eff}	ρ (%Δk/k)	ρ-ρ _{CRIT} (%Δk/k)
	B1, B2	C1 ~ C5				
	Full Up (650 mm)	Full Up (650 mm)	Critical Position (242 mm)			
CRITICAL	B1,B2	----	C1~C5	1.0002	0.02 (=ρ _{CRIT})	----
C1	B1,B2	C1	C2~C5	1.0311	3.02	3.00
C2	B1,B2	C2	C1,C3~C5	1.0308	2.99	2.97
C3	B1,B2	C3	C1,C2,C4,C5	1.0283	2.75	2.73
C4	B1,B2	C4	C1~C3,C5	1.0291	2.83	2.81
C5	B1,B2	C5	C1~C4	1.0026	0.26	0.24
Excess Reactivity = Σ (ρ-ρ _{CRIT}) + ρ _{CRIT} = 11.77 (%Δk/k)						
All Rods Up	B1,B2	C1~C5	----	1.1243	11.06	----

Table 7-2 Control Rod Worth of Initial Core

Control Rod	Control Rod Position			k _{eff}	ρ (%Δk/k)
	B1, B2	C1 ~ C5			
	Full Up (650 mm) Full Down (0 mm)	Critical Position (242 mm)	Full Up (650 mm) Full Down (0 mm)		
C1	B1,B2 Full Up	C2~C5	C1 Full Up C1 Full Down	1.0311 0.9789	5.17
C2	B1,B2 Full Up	C1,C3~C5	C2 Full Up C2 Full Down	1.0308 0.9789	5.14
C3	B1,B2 Full Up	C1,C2,C4,C5	C3 Full Up C3 Full Down	1.0283 0.9800	4.79
C4	B1,B2 Full Up	C1~C3,C5	C4 Full Up C4 Full Down	1.0291 0.9796	4.91
C5	B1,B2 Full Up	C1~C4	C5 Full Up C5 Full Down	1.0026 0.9970	0.56
B1	B1,B2 Full Up B1 Full Down	C1~C5	----	1.0002 0.9916	0.87
B2	B1,B2 Full Up B2 Full Down	C1~C5	----	1.0002 0.9883	1.20
B1+B2	B1,B2 Full Up B1,B2 Full Down	C1~C5	----	1.0002 0.9826	1.79
One Rod Stuck Margin	B1,B2 Full Up	-----	C1 Full Up C2~C5 Full Down	0.9869	-1.33
Shut Down Margin	B1,B2 Full Up	-----	C1~C5 Full Down	0.9225	-8.40

Table 7-3 Excess Reactivity of BOC Core

Case Name	Control Rod Position			k_{eff}	ρ (% $\Delta k/k$)	$\rho - \rho_{CRIT}$ (% $\Delta k/k$)
	B1, B2	C1 ~ C5				
	Full Up (650 mm)	Full Up (650 mm)	Critical Position (311 mm)			
CRITICAL	B1,B2	----	C1~C5	0.9944	-0.56 (= ρ_{CRIT})	----
C1	B1,B2	C1	C2~C5	1.0108	1.07	1.63
C2	B1,B2	C2	C1,C3~C5	1.0110	1.09	1.65
C3	B1,B2	C3	C1,C2,C4,C5	1.0099	0.98	1.54
C4	B1,B2	C4	C1~C3,C5	1.0101	1.00	1.56
C5	B1,B2	C5	C1~C4	0.9958	-0.42	0.14
Excess Reactivity = $\Sigma (\rho - \rho_{CRIT}) + \rho_{CRIT} = 5.96$ (% $\Delta k/k$)						
All Rods Up	B1,B2	C1~C5	----	1.0724	6.75	----

Table 7-4 Control Rod Worth of BOC Core

Control Rod	Control Rod Position			k_{eff}	ρ (% $\Delta k/k$)
	B1, B2	C1 ~ C5			
	Full Up (650 mm) Full Down (0 mm)	Critical Position (311 mm)	Full Up (650 mm) Full Down (0 mm)		
C1	B1,B2 Full Up	C2~C5	C1 Full Up C1 Full Down	1.0108 0.9658	4.61
C2	B1,B2 Full Up	C1,C3~C5	C2 Full Up C2 Full Down	1.0110 0.9654	4.67
C3	B1,B2 Full Up	C1,C2,C4,C5	C3 Full Up C3 Full Down	1.0099 0.9664	4.46
C4	B1,B2 Full Up	C1~C3,C5	C4 Full Up C4 Full Down	1.0101 0.9662	4.50
C5	B1,B2 Full Up	C1~C4	C5 Full Up C5 Full Down	0.9958 0.9904	0.55
B1	B1,B2 Full Up B1 Full Down	C1~C5	----	0.9944 0.9860	0.86
B2	B1,B2 Full Up B2 Full Down	C1~C5	----	0.9944 0.9834	1.12
B1+B2	B1,B2 Full Up B1,B2 Full Down	C1~C5	----	0.9944 0.9776	1.73
One Rod Stuck Margin	B1,B2 Full Up	-----	C1 Full Up C2~C5 Full Down	0.9385	-6.55
Shut Down Margin	B1,B2 Full Up	-----	C1~C5 Full Down	0.8758	-14.18

Table 7-5 Excess Reactivity of EOC Core

Case Name	Control Rod Position			k _{eff}	ρ (%Δk/k)	ρ-ρ _{CRIT} (%Δk/k)
	B1, B2	C1 ~ C5				
	Full Up (650 mm)	Full Up (650 mm)	Critical Position (391 mm)			
CRITICAL	B1,B2	----	C1~C5	1.0025	0.25 (=ρ _{CRIT})	----
C1	B1,B2	C1	C2~C5	1.0114	1.13	0.88
C2	B1,B2	C2	C1,C3~C5	1.0116	1.15	0.90
C3	B1,B2	C3	C1,C2,C4,C5	1.0110	1.09	0.84
C4	B1,B2	C4	C1~C3,C5	1.0112	1.11	0.86
C5	B1,B2	C5	C1~C4	1.0033	0.33	0.08
Excess Reactivity = Σ (ρ-ρ _{CRIT}) + ρ _{CRIT} = 3.81 (%Δk/k)						
All Rods Up	B1,B2	C1~C5	----	1.0480	4.58	----

Table 7-6 Control Rod Worth of EOC Core

Control Rod	Control Rod Position			k _{eff}	ρ (%Δk/k)
	B1, B2	C1 ~ C5			
	Full Up (650 mm) Full Down (0 mm)	Critical Position (391 mm)	Full Up (650 mm) Full Down (0 mm)		
C1	B1,B2 Full Up	C2~C5	C1 Full Up C1 Full Down	1.0114 0.9698	4.24
C2	B1,B2 Full Up	C1,C3~C5	C2 Full Up C2 Full Down	1.0116 0.9692	4.32
C3	B1,B2 Full Up	C1,C2,C4,C5	C3 Full Up C3 Full Down	1.0110 0.9701	4.17
C4	B1,B2 Full Up	C1~C3,C5	C4 Full Up C4 Full Down	1.0112 0.9697	4.23
C5	B1,B2 Full Up	C1~C4	C5 Full Up C5 Full Down	1.0033 0.9977	0.56
B1	B1,B2 Full Up B1 Full Down	C1~C5	----	1.0025 0.9939	0.86
B2	B1,B2 Full Up B2 Full Down	C1~C5	----	1.0025 0.9913	1.13
B1+B2	B1,B2 Full Up B1,B2 Full Down	C1~C5	----	1.0025 0.9855	1.72
One Rod Stuck Margin	B1,B2 Full Up	-----	C1 Full Up C2~C5 Full Down	0.9157	-9.21
Shut Down Margin	B1,B2 Full Up	-----	C1~C5 Full Down	0.8533	-17.19

Table 7-7 Excess Reactivity of Homogeneous-Equilibrium Core

Case Name	Control Rod Position			k_{eff}	ρ (% $\Delta k/k$)	$\rho - \rho_{CRIT}$ (% $\Delta k/k$)
	B1, B2	C1 ~ C5				
	Full Up (650 mm)	Full Up (650 mm)	Critical Position (351 mm)			
CRITICAL	B1,B2	-----	C1~C5	1.0005	0.05 (= ρ_{CRIT})	-----
C1	B1,B2	C1	C2~C5	1.0139	1.37	1.32
C2	B1,B2	C2	C1,C3~C5	1.0139	1.37	1.32
C3	B1,B2	C3	C1,C2,C4,C5	1.0129	1.27	1.22
C4	B1,B2	C4	C1~C3,C5	1.0133	1.31	1.26
C5	B1,B2	C5	C1~C4	1.0016	0.16	0.11
Excess Reactivity = $\sum (\rho - \rho_{CRIT}) + \rho_{CRIT} = 5.28$ (% $\Delta k/k$)						
All Rods Up	B1,B2	C1~C5	-----	1.0647	6.08	-----

Table 7-8 Control Rod Worth of Homogeneous-Equilibrium Core

Control Rod	Control Rod Position			k_{eff}	ρ (% $\Delta k/k$)
	B1, B2	C1 ~ C5			
	Full Up (650 mm) Full Down (0 mm)	Critical Position (351 mm)	Full Up (650 mm) Full Down (0 mm)		
C1	B1,B2 Full Up	C2~C5	C1 Full Up C1 Full Down	1.0139 0.9698	4.48
C2	B1,B2 Full Up	C1,C3~C5	C2 Full Up C2 Full Down	1.0139 0.9697	4.50
C3	B1,B2 Full Up	C1,C2,C4,C5	C3 Full Up C3 Full Down	1.0129 0.9710	4.26
C4	B1,B2 Full Up	C1~C3,C5	C4 Full Up C4 Full Down	1.0133 0.9703	4.37
C5	B1,B2 Full Up	C1~C4	C5 Full Up C5 Full Down	1.0016 0.9960	0.56
B1	B1,B2 Full Up B1 Full Down	C1~C5	-----	1.0005 0.9922	0.84
B2	B1,B2 Full Up B2 Full Down	C1~C5	-----	1.0005 0.9889	1.17
B1+B2	B1,B2 Full Up B1,B2 Full Down	C1~C5	-----	1.0005 0.9833	1.75
One Rod Stuck Margin	B1,B2 Full Up	-----	C1 Full Up C2~C5 Full Down	0.9309	-7.42
Shut Down Margin	B1,B2 Full Up	-----	C1~C5 Full Down	0.8688	-15.10

Table 7-9 Excess Reactivity of Each Core (% Δ k/k)

Core Name	Excess Reactivity by Method 1*	Excess Reactivity by Method 2**	One Rod Stuck Margin
Initial	11.77	11.06	-1.33
BOC	5.96	6.75	-6.55
EOC	3.81	4.58	-9.21
Homo.-Equi.	5.28	6.08	-7.42

Method 1* : Obtained from summation of partial worth of each control rod when it is withdrawn from the critical position to the upper limit.

Method 2** : Obtained from k_{eff} when all of the control rods are upper limit.

Table 7-10 Control Rod Worth of Each Core (% Δ k/k)

Control Rod	Initial Core	BOC Core	EOC Core	Homo.-Equi. Core
C1	5.17	4.61	4.24	4.48
C2	5.14	4.67	4.32	4.50
C3	4.79	4.46	4.17	4.26
C4	4.91	4.50	4.23	4.37
C5	0.56	0.55	0.56	0.56
B1	0.87	0.86	0.86	0.84
B2	1.20	1.12	1.13	1.17
B1+B2	1.79	1.73	1.72	1.75
One Rod Stuck Margin	-1.33	-6.55	-9.21	-7.42
Shut Down Margin	-8.40	-14.18	-17.19	-15.10
Total Control Rod Worth - (I)*	20.57	18.79	17.57	18.17
Total Control Rod Worth - (II)**	19.46	20.93	21.77	21.18

(I)* : Obtained from summation of each control rod worth.

$$TRW = \sum_{i=1}^5 CRW_i$$

where TRW : Total control rod worth
 CRW_i : Control rod worth of rod C_i (i=1-5)

(II)**: Obtained from the effective multiplication factors when all of the control rods are upper and lower limit positions.

$$TRW = \frac{k_{eff(upper)} - k_{eff(lower)}}{k_{eff(upper)} \cdot k_{eff(lower)}}$$

where TRW : Total control rod worth
 $k_{eff(upper)}$: k_{eff} when all control rods are upper limit position.
 $k_{eff(lower)}$: k_{eff} when all control rods are lower limit position.

Table 7-11 Effective Multiplication Factor and Excess Reactivity at Each Operation Cycle

Cycle No.	Operation Days (accumulative)	Effective Multiplication Factor	Excess Reactivity (% $\Delta k/k$)	Refueling
1	0.0	1.12438	11.062	Group C
	50.0481	1.09585	8.747	
	100.0962	1.07426	6.913	
	150.1443	1.05188	4.932	
2	200.1924	1.06729	6.305	Group D
		1.04247	4.074	
3	250.2405	1.06255	5.887	Group E
		1.03734	3.600	
4	300.2886	1.06137	5.782	Group B
		1.03621	3.494	
5	350.3367	1.06524	6.124	Group A
		1.04032	3.876	
BOC	400.3848	1.07239	6.750	
EOC		1.04799	4.579	

Table 7-12 Burnup of Fuel Elements at Each Operation Cycle (%)

Refueling Group	Fuel No.	Operation Days					
		150.1443	200.1924	250.2405	300.2886	350.3367	400.3848
A	C-3	12.1844	16.1968	20.0709	23.7999	27.3966	4.3398
	D-6	18.4805	24.3126	29.9062	35.2296	40.2290	6.7004
	E-4	18.3065	24.1170	29.6487	34.9174	39.8758	6.6378
	F-7	12.0932	16.0372	19.9226	23.6937	27.2652	4.3185
	Average	15.2662	20.1659	24.8871	29.4102	33.6917	5.4991
B	C-4	15.5265	20.5189	25.3388	29.9365	5.6483	10.9716
	D-7	14.2149	18.7887	23.2671	27.5869	5.1635	10.0689
	E-5	20.4706	26.8595	32.9319	38.6525	7.5664	14.6028
	F-3	11.8274	15.7213	19.4661	23.1149	4.2748	8.3504
	Average	15.5099	20.4721	25.2510	29.8227	5.6633	10.9984
C	C-5	17.2265	6.2741	12.2983	18.0695	23.5160	28.6245
	D-3	14.2094	5.1507	10.0840	14.8450	19.4003	23.7937
	E-6	18.5031	6.7367	13.1883	19.3572	25.1947	30.6813
	F-4	14.7592	5.3497	10.4791	15.4084	20.1692	24.6983
	Average	16.1746	5.8778	11.5124	16.9200	22.0701	26.9495
D	C-6	15.4957	20.4532	5.6620	11.1132	16.2795	21.1662
	D-4	18.3623	24.1866	6.7370	13.1210	19.1963	24.9365
	E-7	14.2448	18.8284	5.1889	10.1650	14.9226	19.5013
	F-5	16.5226	21.7871	6.0420	11.7944	17.3014	22.4942
	Average	16.1563	21.3138	5.9075	11.5484	16.9250	22.0246
E	C-7	12.0702	15.9899	19.8459	4.4098	8.6212	12.6496
	D-5	20.4807	26.8826	32.9443	7.5775	14.6890	21.3451
	E-3	14.6325	19.3748	23.9313	5.3151	10.4055	15.2692
	F-6	14.9453	19.7537	24.4402	5.4699	10.6659	15.6010
	Average	15.5322	20.5003	25.2904	5.6931	11.0954	16.2162
Core Averaged Burnup		15.7278	17.6660	18.5697	18.6789	17.8891	16.3376

Table 7-13 Neutron Flux in Irradiation Pipes

Irradiation Pipe	Energy Group	Initial Core		BOC Core		EOC Core		Homogeneous-Equilibrium Core	
		Average	Maximum	Average	Maximum	Average	Maximum	Average	Maximum
L-pipe	1	1.65E+12	2.38E+12	1.79E+12	2.66E+12	1.79E+12	2.59E+12	1.66E+12	2.46E+12
	2	1.55E+12	2.22E+12	1.67E+12	2.46E+12	1.67E+12	2.40E+12	1.56E+12	2.29E+12
	3	1.09E+12	1.56E+12	1.17E+12	1.72E+12	1.18E+12	1.69E+12	1.10E+12	1.61E+12
	4	1.72E+13	2.39E+13	1.87E+13	2.66E+13	1.90E+13	2.66E+13	1.78E+13	2.53E+13
S-pipe	1	6.12E+12	9.11E+12	6.41E+12	9.86E+12	6.42E+12	9.49E+12	6.13E+12	9.31E+12
	2	4.83E+12	7.11E+12	5.06E+12	7.70E+12	5.07E+12	7.45E+12	4.85E+12	7.31E+12
	3	3.16E+12	4.63E+12	3.31E+12	5.01E+12	3.32E+12	4.86E+12	3.18E+12	4.77E+12
	4	3.53E+13	5.01E+13	3.75E+13	5.50E+13	3.79E+13	5.42E+13	3.62E+13	5.28E+13
T-pipe	1	7.83E+12	1.17E+13	8.27E+12	1.27E+13	8.27E+12	1.22E+13	7.85E+12	1.19E+13
	2	6.04E+12	8.97E+12	6.40E+12	9.80E+12	6.41E+12	9.43E+12	6.08E+12	9.20E+12
	3	3.89E+12	5.78E+12	4.13E+12	6.33E+12	4.15E+12	6.11E+12	3.93E+12	5.94E+12
	4	3.82E+13	5.83E+13	4.22E+13	6.58E+13	4.35E+13	6.48E+13	4.06E+13	6.22E+13
Pn-tube	1	7.89E+12	1.13E+13	8.47E+12	1.25E+13	8.54E+12	1.21E+13	8.05E+12	1.17E+13
	2	5.84E+12	8.52E+12	6.28E+12	9.39E+12	6.35E+12	9.14E+12	5.99E+12	8.84E+12
	3	3.63E+12	5.33E+12	3.90E+12	5.89E+12	3.96E+12	5.75E+12	3.74E+12	5.56E+12
	4	2.73E+13	4.12E+13	3.02E+13	4.66E+13	3.14E+13	4.71E+13	2.94E+13	4.51E+13
D-pipe	1	6.18E+12	9.31E+12	6.76E+12	1.03E+13	6.83E+12	1.02E+13	6.33E+12	9.66E+12
	2	4.81E+12	7.17E+12	5.25E+12	8.05E+12	5.31E+12	7.83E+12	4.94E+12	7.48E+12
	3	3.11E+12	4.61E+12	3.39E+12	5.17E+12	3.43E+12	5.05E+12	3.20E+12	4.82E+12
	4	3.27E+13	4.73E+13	3.60E+13	5.37E+13	3.70E+13	5.33E+13	3.46E+13	5.09E+13

Table 7-14 Radial and Axial Power Peaking Factor of Initial Core

Fuel Position	3	4	5	6	7
C	0.749	0.994	1.104	0.988	0.737
	1.612	1.617	1.636	1.621	1.622
	1.208	1.608	1.805	1.602	1.195
D	0.913	1.231	1.374	1.234	0.901
	1.595	1.590	1.606	1.589	1.588
	1.455	1.957	2.207	1.960	1.431
E	0.946	1.217	1.360	1.224	0.896
	1.589	1.590	1.607	1.590	1.589
	1.503	1.934	2.185	1.946	1.424
F	0.689	0.882	0.956	0.893	0.713
	1.655	1.664	1.741	1.663	1.639
	1.141	1.467	1.663	1.486	1.168

Top: Fr
 Middle: Fz
 Bottom: Fr x Fz

Table 7-15 Maximum Local Power Peaking Factor of Initial Core

Fuel Position	5
C	1.094
	1.975
D	1.095
	2.417
E	1.096
	2.395
F	1.093
	1.818

Top: Fl(max.)
 Bottom: Fr x Fz x Fl(max.)

Table 7-16 Radial and Axial Power Peaking Factor of BOC Core

Fuel Position	3	4	5	6	7
C	0.808	1.021	1.011	0.955	0.757
	1.623	1.625	1.629	1.623	1.629
	1.311	1.658	1.647	1.549	1.232
D	0.868	1.158	1.329	1.303	0.936
	1.602	1.600	1.617	1.611	1.606
	1.390	1.852	2.149	2.099	1.503
E	0.949	1.288	1.377	1.111	0.885
	1.604	1.612	1.623	1.596	1.603
	1.522	2.077	2.234	1.773	1.419
F	0.739	0.856	0.954	0.915	0.783
	1.654	1.648	1.702	1.654	1.643
	1.222	1.410	1.623	1.513	1.287

Top: Fr
 Middle: Fz
 Bottom: Fr x Fz

Table 7-17 Radial and Axial Power Peaking Factor of EOC Core

Fuel Position	3	4	5	6	7
C	0.817	1.023	1.004	0.955	0.772
	1.520	1.517	1.496	1.504	1.518
	1.242	1.551	1.502	1.436	1.172
D	0.867	1.137	1.301	1.281	0.943
	1.488	1.484	1.499	1.511	1.506
	1.291	1.688	1.951	1.935	1.420
E	0.949	1.268	1.355	1.092	0.892
	1.500	1.512	1.511	1.473	1.494
	1.424	1.918	2.048	1.608	1.333
F	0.763	0.870	0.975	0.933	0.802
	1.539	1.513	1.546	1.526	1.531
	1.174	1.316	1.508	1.424	1.228

Top: Fr
Middle: Fz
Bottom: Fr x Fz

Table 7-18 Radial and Axial Power Peaking Factor of Homogeneous-Equilibrium Core

Fuel Position	3	4	5	6	7
C	0.752	0.990	1.102	0.986	0.743
	1.586	1.591	1.605	1.595	1.594
	1.193	1.575	1.769	1.572	1.184
D	0.904	1.208	1.353	1.213	0.898
	1.578	1.577	1.588	1.576	1.574
	1.426	1.904	2.149	1.912	1.413
E	0.935	1.198	1.345	1.209	0.896
	1.575	1.576	1.588	1.576	1.574
	1.472	1.889	2.136	1.905	1.410
F	0.710	0.907	1.002	0.919	0.731
	1.614	1.615	1.654	1.612	1.599
	1.146	1.464	1.656	1.481	1.170

Top: Fr
Middle: Fz
Bottom: Fr x Fz

Table 7-19 Moderator Void Reactivity Coefficient $\alpha_{M,V}$

Void Fraction (%)	Initial Core		Homogeneous-Equilibrium Core	
	k_{eff}	$\alpha_{M,V}$	k_{eff}	$\alpha_{M,V}$
0	1.00018	-0.293	1.00052	-0.232
5	0.98572	-0.329	0.98905	-0.284
10	0.96998	-0.380	0.97537	-0.360
25	0.91922	-0.760	0.92652	-0.642
50	0.78249		0.80653	
0~50		-0.556		-0.481

Unit of $\alpha_{M,V}$: $\% \Delta k/k/\% \text{Void}$

Table 7-20 Moderator Temperature Reactivity Coefficient $\alpha_{M,T}$

Temperature (K)	Initial Core		Homogeneous-Equilibrium Core	
	k_{eff}	$\alpha_{M,T}$	k_{eff}	$\alpha_{M,T}$
300	1.00018	-2.795	1.00052	-2.503
323	0.99379	-3.574	0.99479	-3.138
373	0.97645	-4.596	0.97950	-3.974
423	0.95502		0.96080	
300~423		-3.844		-3.359

Unit of $\alpha_{M,T}$: $10^{-2}\% \Delta k/k/^{\circ}C$

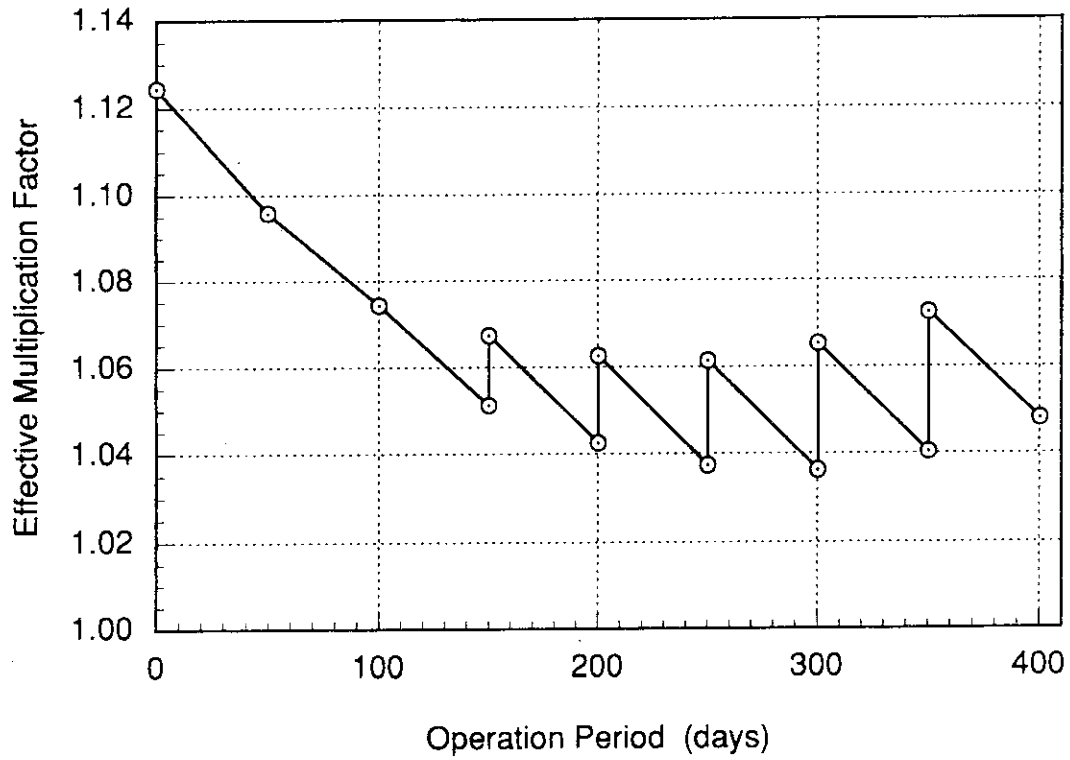
Table 7-21 Fuel Temperature Reactivity Coefficient $\alpha_{F,T}$

Temperature (K)	Initial Core		Homogeneous-Equilibrium Core	
	k_{eff}	$\alpha_{F,T}$	k_{eff}	$\alpha_{F,T}$
300	1.00018	-1.88	1.00052	-1.92
373	0.99881	-1.73	0.99912	-1.71
473	0.99709	-1.40	0.99742	-1.44
673	0.99432		0.99456	
300~673		-1.58		-1.61

Unit of $\alpha_{F,T}$: $10^{-3}\% \Delta k/k/^{\circ}C$

Table 7-22 Kinetic Parameters of Silicide and HEU Cores

Parameters		Initial Core	Homo.-Equi. Core	HEU Initial Core
ℓ_p (s)		5.776×10^{-5}	6.355×10^{-5}	7.05×10^{-5}
Λ (s)		5.775×10^{-5}	6.351×10^{-5}	6.35×10^{-5}
$\beta_{eff,i}$	$\Sigma \beta_{eff,i}$	6.89×10^{-3}	6.79×10^{-3}	7.61×10^{-3}
	i=1	0.26×10^{-3}	0.26×10^{-3}	0.29×10^{-3}
	i=2	1.47×10^{-3}	1.45×10^{-3}	1.59×10^{-3}
	i=3	1.29×10^{-3}	1.27×10^{-3}	1.44×10^{-3}
	i=4	2.80×10^{-3}	2.75×10^{-3}	3.11×10^{-3}
	i=5	0.89×10^{-3}	0.87×10^{-3}	0.98×10^{-3}
	i=6	0.18×10^{-3}	0.18×10^{-3}	0.20×10^{-3}
k_{eff}		1.00018	1.00052	1.11055



Practically, range of excess reactivity for operation will be 5.0~6.5% $\Delta k/k$.
About 5% $\Delta k/k$ of excess reactivity is necessary to compensate the reactivity of Xe poisoning, irradiation materials and so on.

Fig. 7-1 Change of Effective Multiplication Factor by Core Burnup Calculation

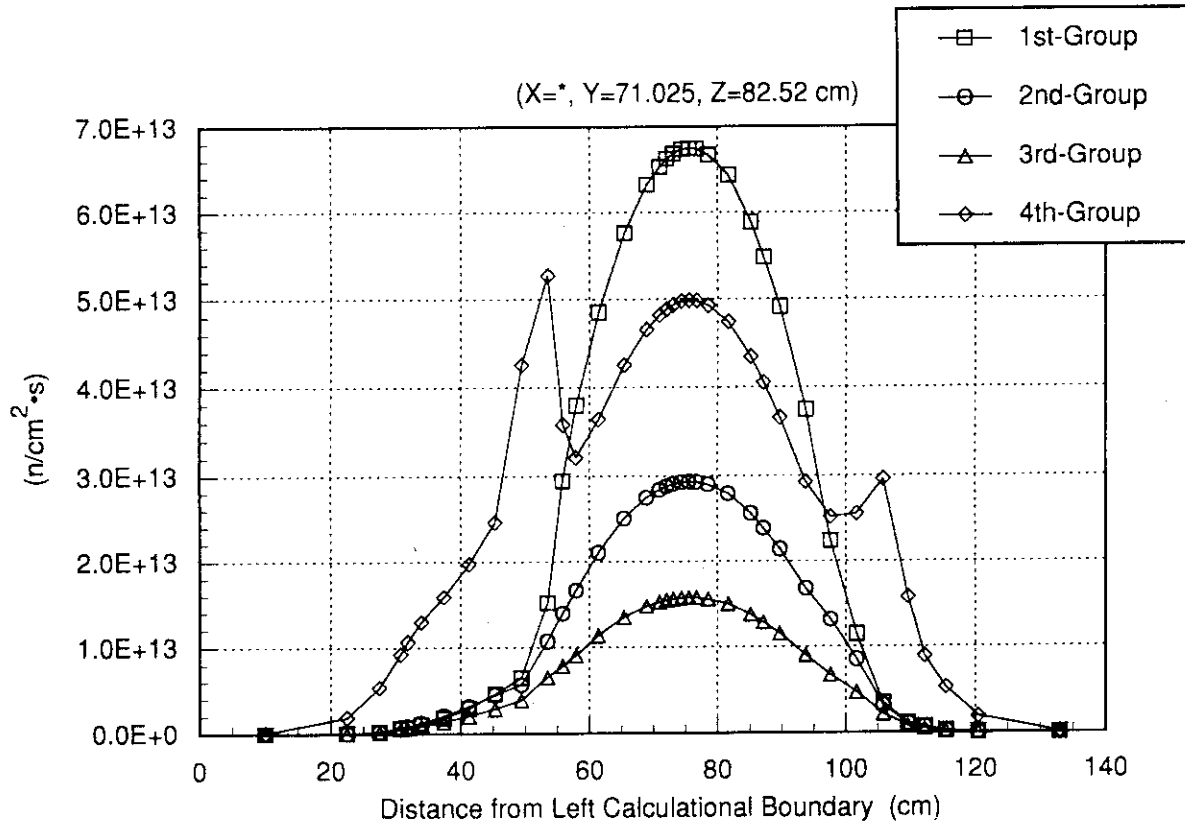


Fig. 7-2 Neutron Flux Profile of Initial Core (X-axis)

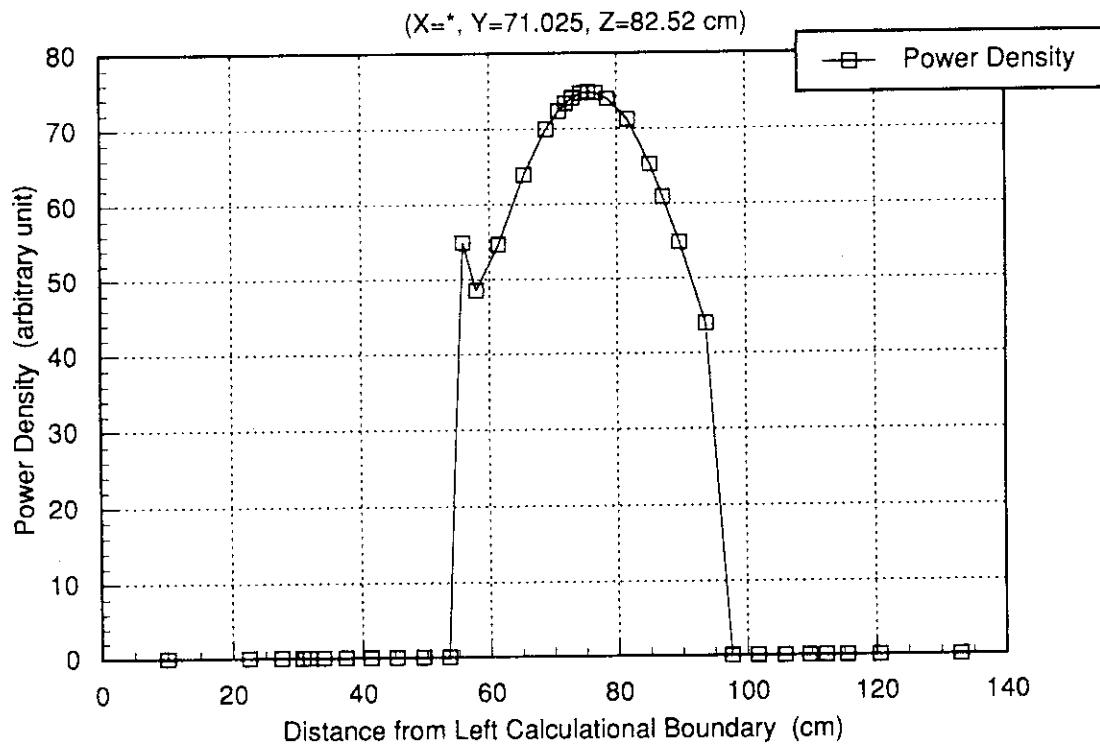


Fig. 7-3 Power Density Profile of Initial Core (X-axis)

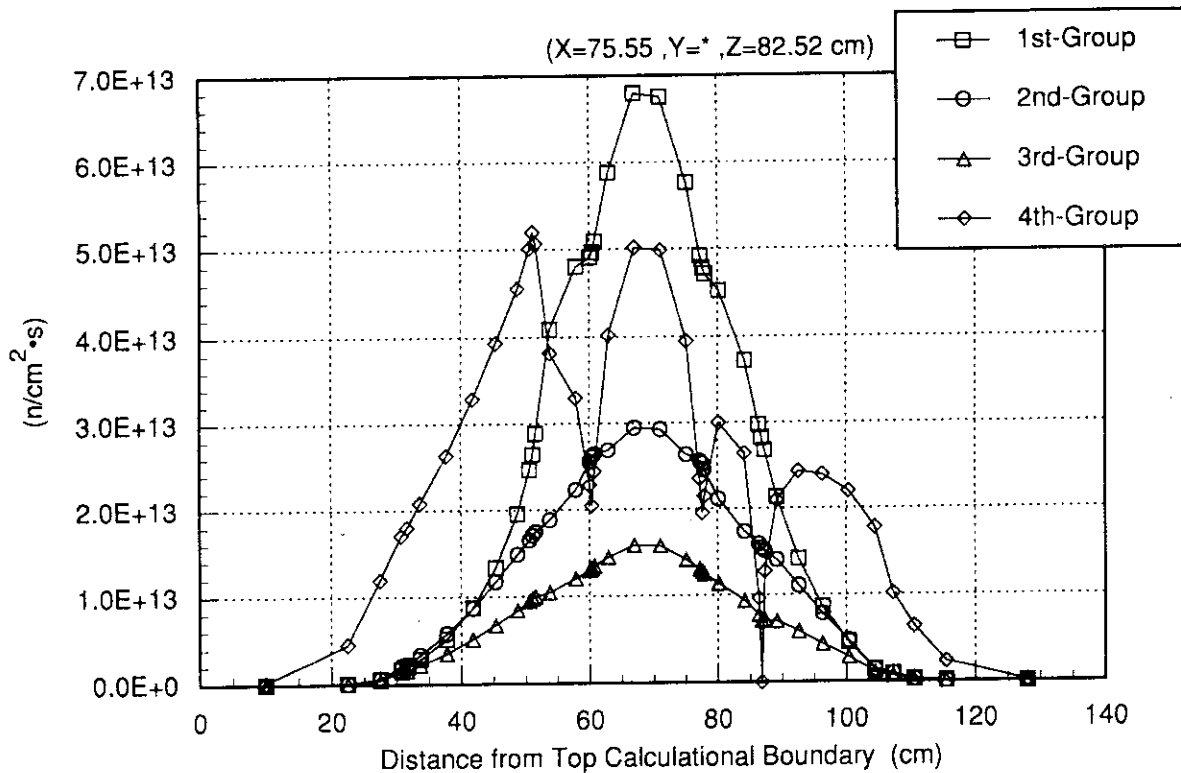


Fig.7-4 Neutron Flux Profile of Initial Core (Y-axis)

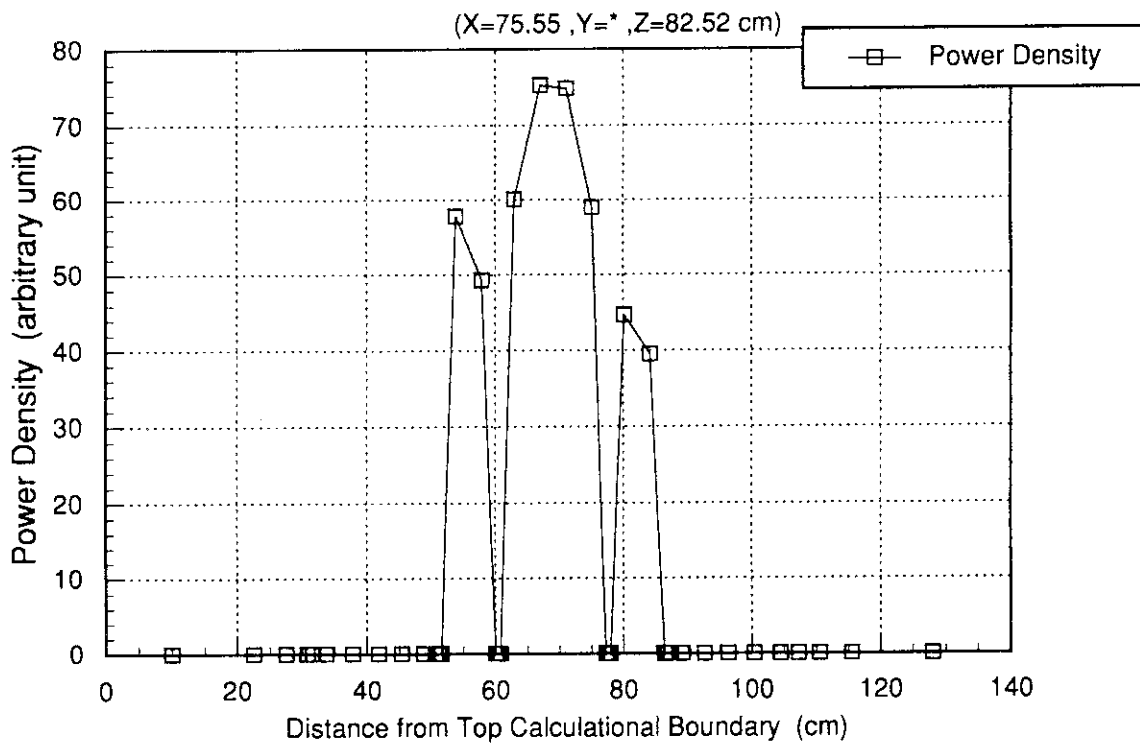


Fig.7-5 Power Density Profile of Initial Core (Y-axis)

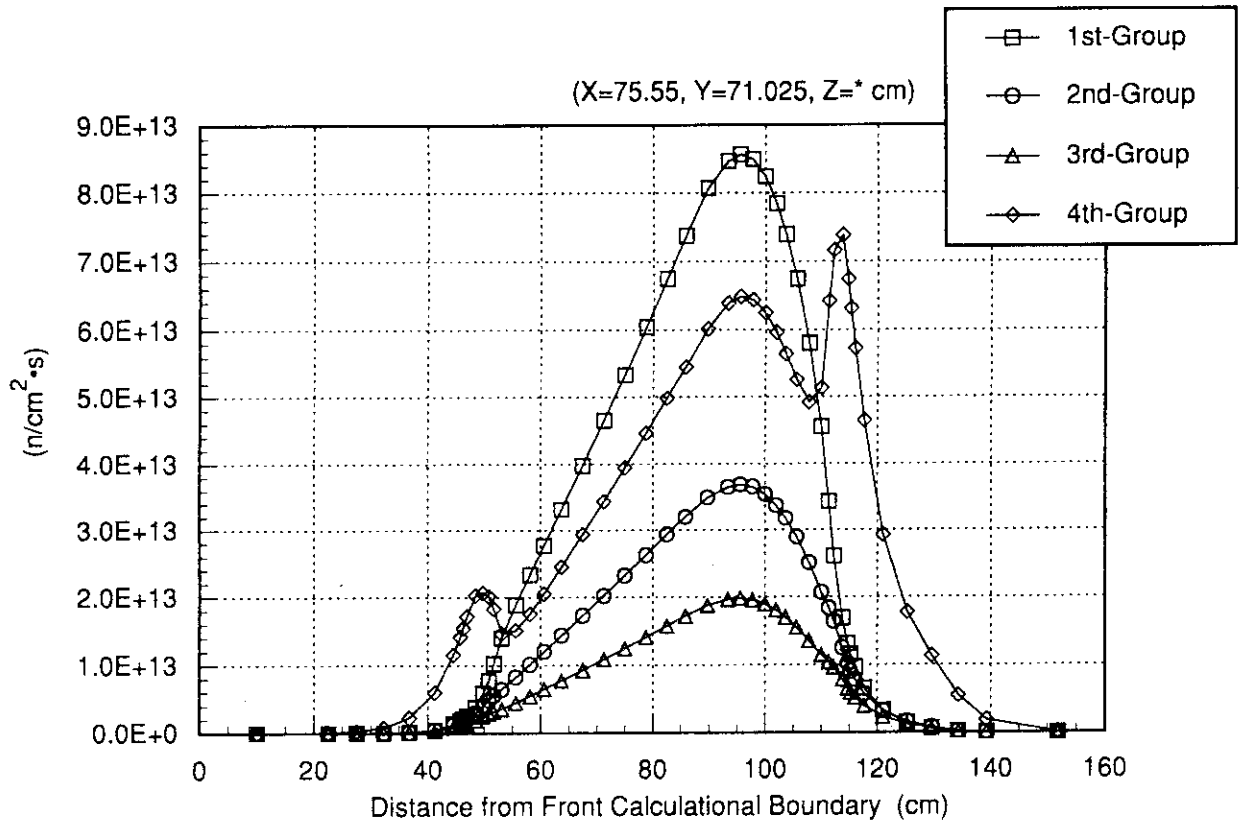


Fig. 7-6 Neutron Flux Profile of Initial Core (Z-axis)

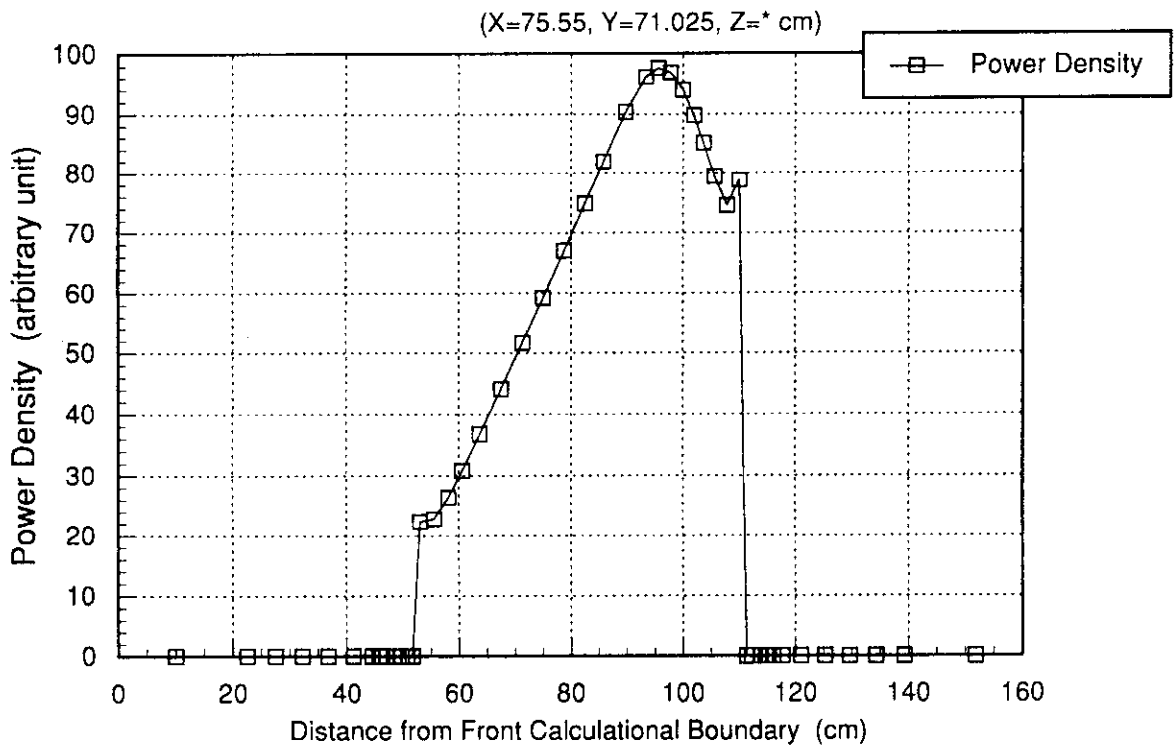


Fig. 7-7 Power Density Profile of initial Core (Z-axis)

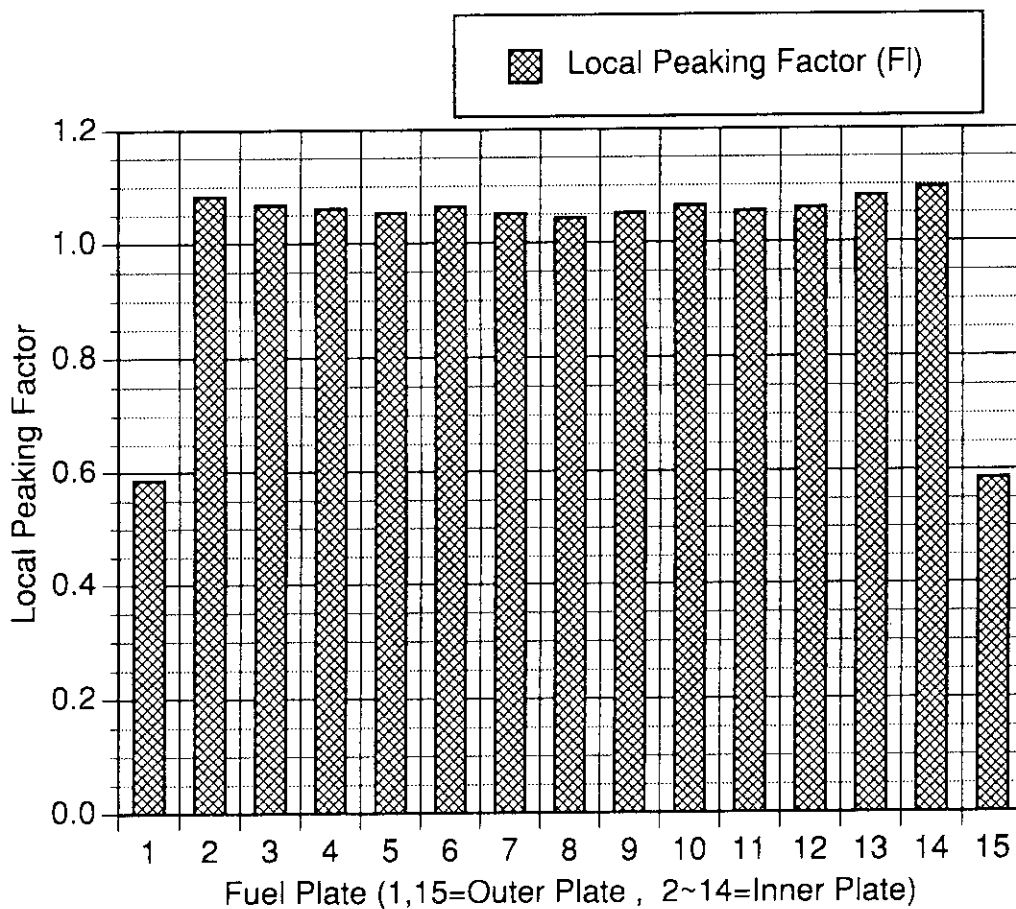


Fig. 7-8 Local Peaking Factor Averaged in Each Fuel Plate of the D-5 Fuel Element

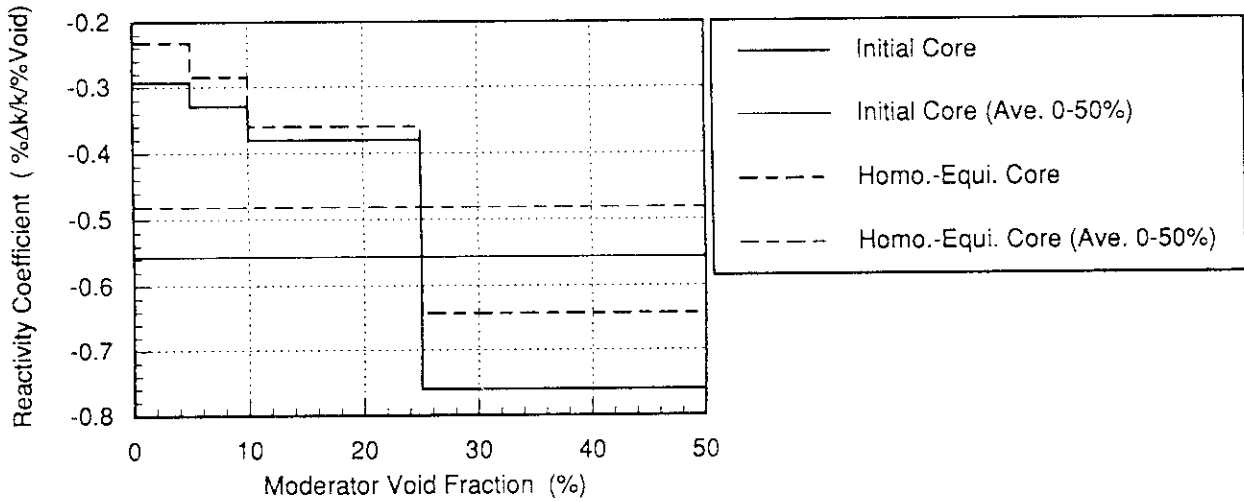


Fig. 7-9 Moderator Void Reactivity Coefficient

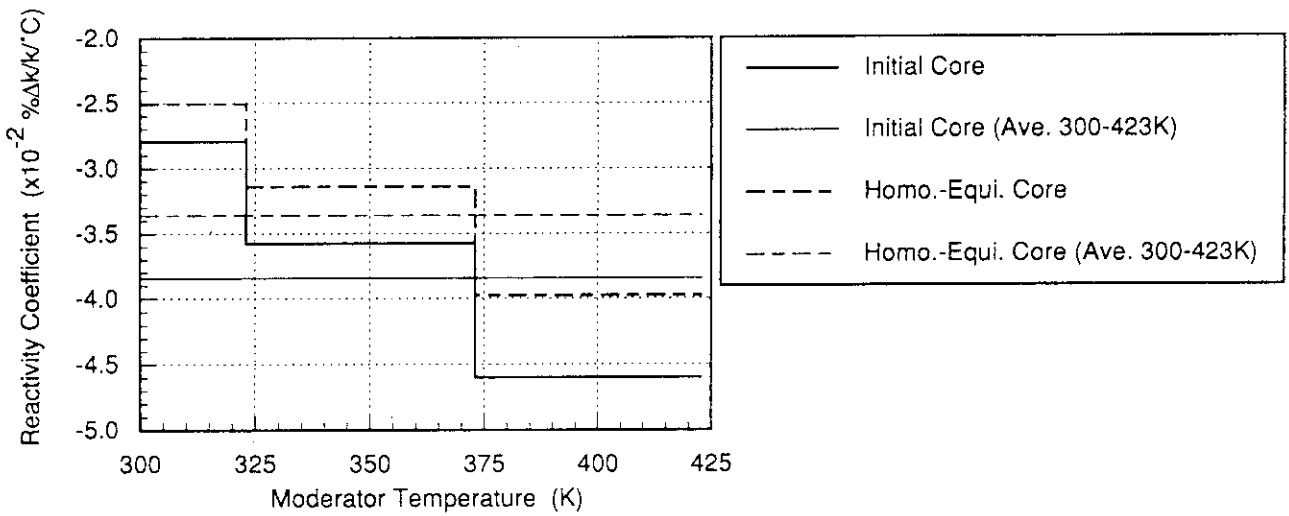


Fig. 7-10 Moderator Temperature Reactivity Coefficient

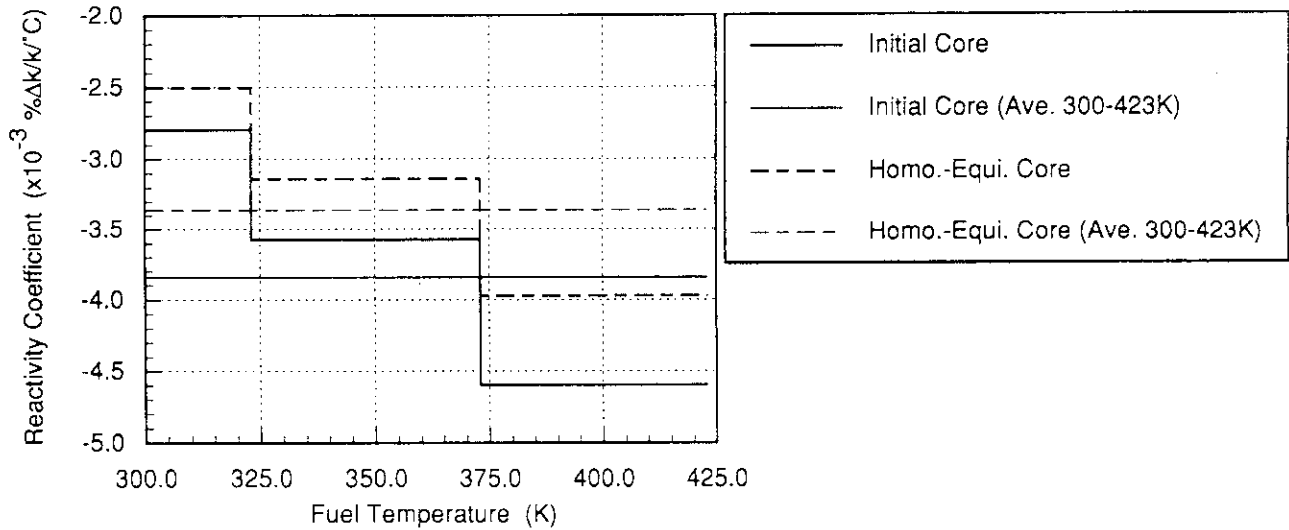


Fig. 7-11 Fuel Temperature Reactivity Coefficient

8. 結論

燃料ウラン密度 3.8g/cm^3 のシリサイド燃料をJRR-4に装荷した場合の核特性解析を行った。

過剰反応度および制御棒価値の計算では、新燃料20体で炉心を構成する初期炉心に対して、過剰反応度が $11.77\%\Delta k/k$ 、ワンロードスタックマージンが $-1.33\%\Delta k/k$ となり、現在の制御系に何ら変更を加えず安全に原子炉を制御できることが分かった。

炉心燃焼計算では、平衡炉心サイクル末期まで計算を行った。平衡炉心に達するまでの時間は現在のJRR-4運転パターンに換算して約8年、取り出し燃料の最大燃焼度は約40%であった。

照射筒での熱中性子束は、均質平衡炉心のT照射筒の最大値で $6.2 \times 10^{13} \text{ (n/cm}^2\text{s)}$ となり、現在の高濃縮燃料炉心とほぼ等しい熱中性子束が得られることが分かった。

減速材ボイド、減速材温度および燃料温度反応度係数は、いずれも計算範囲の中で常に負の値をとり、原子炉の制御に対して安全側に働くことが分かった。

今回の計算により、 3.8g/cm^3 のウラン密度のシリサイド燃料は、核的には安全上全く問題がないことが明らかになった。また、炉心性能の面では、中性子束の大幅な低下を招くことがなく、また、より高い燃焼度を達成できることが分かった。以上の結果を受けて、今回計算を行った燃料をJRR-4の低濃縮燃料として採用することとした。

謝辞

本計算を行うに当たり、中島照夫 JRR-4 管理課長を始めとする JRR-4 管理課員の諸氏からは、数多くの助言、炉心データ等の提供を受けました。原子炉システム研究室高野秀機主任研究員には快く査読をお引き受け頂き、多くの有益なコメントを与えて下さいました。また、白井英次研究炉部長、大西信秋研究炉部次長、古平恒夫研究炉技術開発室長からは、コメントと励ましの言葉を頂きました。

SRAC コードシステムの使用に当たっては、土橋敬一郎原子炉システム研究室長・次長、同室奥村啓介研究員に多くの便宜を図って頂きました。また、(株) I.T.J の佐々木敏彦氏には、計算の実行、データ整理等に協力を頂きました。

以上の方々の他にも多くの皆様から様々なご助力を賜りました。ここに深く感謝いたします。

参考文献

- 1) M. Takayanagi, "The Reduced Enrichment Program for JRR-4", Proceedings of the Third Asian Symposium on Research Reactor, JAERI-M 92-028 pp.123-128 (1992)
- 2) GENERAL ATOMICS, "10 MW TRIGA-LEU FUEL AND REACTOR DESIGN DESCRIPTION", UZR-14(REV.) (1979)
- 3) Y. Nakano et. al., "Comparison of JRR-4 Core Neutronic Performance between Silicide Fuel and TRIGA Fuel", Proceedings of the 16th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, JAERI-M 94-042 pp.313-320 (1994)
- 4) 中野佳洋, "低濃縮ウラン・シリサイド炉心を用いた JRR-4 炉心の燃料ウラン密度をパラメータとした核特性解析", JAERI-M 92-103 (1992)
- 5) 有金賢次, "SRAC コードシステムによる JRR-4 高濃縮ウラン燃料炉心の核特性に関するベンチマーク計算", JAERI-M 87-063 (1987)
- 6) K. Tsuchihashi et. al., "Revised SRAC Code System", JAERI 1302 (1986)
- 7) T. Kugo, et. al., "Improvement of SRAC Code - A Version to Allow Arbitrary Temperature Treatment and Release of the Latest Version SRAC93 - ", JAERI-Review 94-009 pp.64-66 (1994)
- 8) H. Akie, et. al., "Improvements on Burnup Chain Model and Group Cross Section Library in the SRAC System", JAERI 1323 (1992)

謝辞

本計算を行うに当たり、中島照夫 JRR-4 管理課長を始めとする JRR-4 管理課員の諸氏からは、数多くの助言、炉心データ等の提供を受けました。原子炉システム研究室高野秀機主任研究員には快く査読をお引き受け頂き、多くの有益なコメントを与えて下さいました。また、白井英次研究炉部長、大西信秋研究炉部次長、古平恒夫研究炉技術開発室長からは、コメントと励ましの言葉を頂きました。

SRAC コードシステムの使用に当たっては、土橋敬一郎原子炉システム研究室長・次長、同室奥村啓介研究員に多くの便宜を図って頂きました。また、(株) I.T.J の佐々木敏彦氏には、計算の実行、データ整理等に協力を頂きました。

以上の方々の他にも多くの皆様から様々なご助力を賜りました。ここに深く感謝いたします。

参考文献

- 1) M. Takayanagi, "The Reduced Enrichment Program for JRR-4", Proceedings of the Third Asian Symposium on Research Reactor, JAERI-M 92-028 pp.123-128 (1992)
- 2) GENERAL ATOMICS, "10 MW TRIGA-LEU FUEL AND REACTOR DESIGN DESCRIPTION", UZR-14(REV.) (1979)
- 3) Y. Nakano et. al., "Comparison of JRR-4 Core Neutronic Performance between Silicide Fuel and TRIGA Fuel", Proceedings of the 16th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, JAERI-M 94-042 pp.313-320 (1994)
- 4) 中野佳洋, "低濃縮ウラン・シリサイド炉心を用いた JRR-4 炉心の燃料ウラン密度をパラメータとした核特性解析", JAERI-M 92-103 (1992)
- 5) 有金賢次, "SRAC コードシステムによる JRR-4 高濃縮ウラン燃料炉心の核特性に関するベンチマーク計算", JAERI-M 87-063 (1987)
- 6) K. Tsuchihashi et. al., "Revised SRAC Code System", JAERI 1302 (1986)
- 7) T. Kugo, et. al., "Improvement of SRAC Code - A Version to Allow Arbitrary Temperature Treatment and Release of the Latest Version SRAC93 - ", JAERI-Review 94-009 pp.64-66 (1994)
- 8) H. Akie, et. al., "Improvements on Burnup Chain Model and Group Cross Section Library in the SRAC System", JAERI 1323 (1992)

Appendix A 少数群エネルギー群数の実効増倍率に与える影響

燃料要素やその他炉心構成要素の均質化断面積は、格子計算等により多数群で作成される(例えば今回の解析では107群である)。全体系計算を行う場合には、これらの断面積のエネルギー群構造を少数群に縮約して使用する。このとき注意すべき点は、縮約のための重み関数に何を使うか、そして、どのような少数群構造に縮約するかである。今回の解析では、後者の少数群構造について、少数群数を変化させることによって全体系計算での実効増倍率にどのような変化が見られるかを調べた。計算を行った、少数群数は、4、6、8の3ケースである。結果をTable A-1に示す。

Table A-1 Effect of Number of Few Energy Group to Effective Multiplication Factor

Number of Few Energy Group	k_{eff}
4	1.15284
6	1.12433
8	1.11632

Table A-1から、少数群数を少なくすると実効増倍率は増加する傾向にある。また、エネルギー8群での計算精度は、JRR-4高濃縮炉心について、連続エネルギーモンテカルロコード・VIMによる結果との比較により検討が行われている⁴⁾。これによると、8群のSRACによる計算値は、連続エネルギーであるVIMに対して、過剰反応度で約0.37% $\Delta k/k$ 低くなっている。研究炉の過剰反応度計算では、実験値との差が1.0% $\Delta k/k$ 以下であることがその計算の良否に対する一つの判断基準となる。このことから、VIMとSRACとの0.37% $\Delta k/k$ の差は大きなものではなく、少数群数の観点からは、8群あれば十分に正確な実効増倍率が算出できると判断される。

ここまでの検討により、少数群数4群の場合には、8群との差が約2.9% $\Delta k/k$ もあるが、6群の場合には約0.6% $\Delta k/k$ しかないことが分かった。また、多くの計算時間を必要とする炉心燃焼計算を行う上で、できるだけ計算時間を節約したい。この2点により、今回の解析は少数群数として6群を採用することとした。なお、制御棒価値、反応度係数、出力ピーキングファクタ等についての検討は行わなかったが、8群と6群のように過剰反応度が大きく異なるような場合には、これらの核特性値についても計算結果に違いが現れることは十分に予想される。

多数群断面積の少数群への縮約の際のもう一つの重要な要素である重み関数としては、燃料要素の場合には、燃料要素の多数群均質化実効断面積を用いて行ったB1計算により得られるスペクトルを用いている。なお、中性子の漏れについては、バックリングによって考慮している。その他の炉心構成要素についてはSRAC内蔵の標準スペクトル(核分裂スペクトル+1/Eスペクトル+マックスウェル分布)を重み関数として採用した。燃料要素については、B1計算で得られたスペクトルは、実際の燃料要素内の中性子スペクトルをかなりの精度で再現していると考えられ、これを用いることは妥当であると判断される。

その他の炉心構成要素の場合にはどうか。炉心が小さく中性子の漏れが比較的大きいことを考え合わせると、特に、燃料要素に隣接している黒鉛反射体や炉内の軽水等の断面積は、計算結果に大きな影響を与えると予想される。このため、あらかじめ、これらの炉心構成要素の多数群の中性子スペクトルを計算しておき、これを縮約に用いればより精度の良い少数群断面積が得られるが、計算時間等の問題から、今回は最も手軽なSRAC内蔵の標準スペクトルを使用した。今後、より詳細な計算を行う場合には、この縮約スペクトルは十分に検討されるべきであると言える。

Appendix B 燃料要素内の中性子束分布

Table B-1 Neutron Flux in Fuel Elements of Initial Core

Fuel Element	1st Group		2nd Group		3rd Group		4th Group	
	Average	Maximum	Average	Maximum	Average	Maximum	Average	Maximum
C-3	2.43E+13	3.75E+13	1.12E+13	1.71E+13	6.16E+12	9.42E+12	2.22E+13	3.58E+13
C-4	3.43E+13	5.31E+13	1.57E+13	2.40E+13	8.58E+12	1.32E+13	2.96E+13	4.78E+13
C-5	3.75E+13	5.82E+13	1.72E+13	2.64E+13	9.44E+12	1.45E+13	3.29E+13	5.36E+13
C-6	3.39E+13	5.26E+13	1.55E+13	2.37E+13	8.45E+12	1.30E+13	2.94E+13	4.76E+13
C-7	2.37E+13	3.68E+13	1.09E+13	1.66E+13	5.94E+12	9.14E+12	2.18E+13	3.54E+13
D-3	3.35E+13	5.17E+13	1.50E+13	2.29E+13	8.11E+12	1.24E+13	2.72E+13	4.50E+13
D-4	4.81E+13	7.40E+13	2.13E+13	3.24E+13	1.14E+13	1.74E+13	3.68E+13	6.45E+13
D-5	5.30E+13	8.16E+13	2.35E+13	3.58E+13	1.27E+13	1.94E+13	4.11E+13	7.22E+13
D-6	4.82E+13	7.41E+13	2.13E+13	3.24E+13	1.15E+13	1.75E+13	3.69E+13	6.46E+13
D-7	3.40E+13	5.21E+13	1.52E+13	2.31E+13	8.22E+12	1.25E+13	2.69E+13	4.52E+13
E-3	3.29E+13	5.06E+13	1.47E+13	2.23E+13	7.97E+12	1.22E+13	2.81E+13	4.66E+13
E-4	4.75E+13	7.32E+13	2.10E+13	3.20E+13	1.13E+13	1.72E+13	3.64E+13	6.41E+13
E-5	5.24E+13	8.09E+13	2.32E+13	3.55E+13	1.25E+13	1.92E+13	4.06E+13	7.19E+13
E-6	4.78E+13	7.36E+13	2.11E+13	3.22E+13	1.14E+13	1.74E+13	3.66E+13	6.44E+13
E-7	3.38E+13	5.19E+13	1.52E+13	2.30E+13	8.18E+12	1.24E+13	2.68E+13	4.51E+13
F-3	2.27E+13	3.55E+13	1.05E+13	1.61E+13	5.72E+12	8.86E+12	2.05E+13	3.38E+13
F-4	3.27E+13	5.14E+13	1.49E+13	2.31E+13	8.06E+12	1.25E+13	2.63E+13	4.53E+13
F-5	3.56E+13	5.64E+13	1.64E+13	2.56E+13	8.89E+12	1.40E+13	2.86E+13	5.13E+13
F-6	3.29E+13	5.18E+13	1.50E+13	2.32E+13	8.10E+12	1.26E+13	2.67E+13	4.61E+13
F-7	2.32E+13	3.63E+13	1.07E+13	1.65E+13	5.83E+12	9.03E+12	2.11E+13	3.46E+13

Table B-2 Neutron Flux in Fuel Elements of BOC Core

Fuel Element	1st Group		2nd Group		3rd Group		4th Group	
	Average	Maximum	Average	Maximum	Average	Maximum	Average	Maximum
C-3	2.63E+13	4.18E+13	1.21E+13	1.90E+13	6.65E+12	1.04E+13	2.50E+13	4.05E+13
C-4	3.60E+13	5.73E+13	1.65E+13	2.59E+13	9.05E+12	1.43E+13	3.31E+13	5.40E+13
C-5	3.80E+13	6.03E+13	1.76E+13	2.78E+13	9.77E+12	1.54E+13	3.86E+13	6.39E+13
C-6	3.50E+13	5.57E+13	1.61E+13	2.53E+13	8.85E+12	1.40E+13	3.40E+13	5.56E+13
C-7	2.53E+13	4.03E+13	1.16E+13	1.83E+13	6.38E+12	1.01E+13	2.51E+13	4.10E+13
D-3	3.47E+13	5.48E+13	1.56E+13	2.45E+13	8.53E+12	1.34E+13	3.19E+13	5.17E+13
D-4	4.95E+13	7.82E+13	2.20E+13	3.45E+13	1.19E+13	1.87E+13	4.25E+13	6.88E+13
D-5	5.48E+13	8.67E+13	2.44E+13	3.83E+13	1.32E+13	2.08E+13	4.68E+13	7.62E+13
D-6	5.11E+13	8.10E+13	2.25E+13	3.53E+13	1.21E+13	1.90E+13	4.06E+13	6.53E+13
D-7	3.65E+13	5.76E+13	1.63E+13	2.55E+13	8.83E+12	1.38E+13	3.04E+13	4.89E+13
E-3	3.48E+13	5.51E+13	1.56E+13	2.44E+13	8.50E+12	1.33E+13	3.20E+13	5.16E+13
E-4	5.07E+13	8.04E+13	2.23E+13	3.51E+13	1.20E+13	1.89E+13	4.01E+13	6.46E+13
E-5	5.50E+13	8.73E+13	2.44E+13	3.84E+13	1.32E+13	2.08E+13	4.55E+13	7.41E+13
E-6	4.90E+13	7.75E+13	2.19E+13	3.43E+13	1.19E+13	1.87E+13	4.34E+13	7.02E+13
E-7	3.55E+13	5.61E+13	1.60E+13	2.50E+13	8.70E+12	1.36E+13	3.12E+13	5.04E+13
F-3	2.48E+13	3.97E+13	1.14E+13	1.80E+13	6.23E+12	9.87E+12	2.37E+13	3.92E+13
F-4	3.44E+13	5.53E+13	1.58E+13	2.51E+13	8.64E+12	1.37E+13	3.17E+13	5.28E+13
F-5	3.74E+13	6.05E+13	1.73E+13	2.77E+13	9.50E+12	1.52E+13	3.44E+13	5.89E+13
F-6	3.50E+13	5.64E+13	1.60E+13	2.54E+13	8.70E+12	1.38E+13	3.10E+13	5.16E+13
F-7	2.56E+13	4.11E+13	1.17E+13	1.85E+13	6.39E+12	1.01E+13	2.42E+13	3.97E+13

Table B-3 Neutron Flux in Fuel Elements of EOC Core

Fuel Element	1st Group		2nd Group		3rd Group		4th Group	
	Average	Maximum	Average	Maximum	Average	Maximum	Average	Maximum
C-3	2.64E+13	3.98E+13	1.21E+13	1.82E+13	6.69E+12	1.00E+13	2.62E+13	4.00E+13
C-4	3.58E+13	5.40E+13	1.64E+13	2.46E+13	9.05E+12	1.36E+13	3.47E+13	5.34E+13
C-5	3.75E+13	5.64E+13	1.75E+13	2.62E+13	9.74E+12	1.46E+13	4.07E+13	6.35E+13
C-6	3.48E+13	5.24E+13	1.60E+13	2.40E+13	8.86E+12	1.33E+13	3.57E+13	5.52E+13
C-7	2.55E+13	3.85E+13	1.17E+13	1.75E+13	6.45E+12	9.69E+12	2.65E+13	4.09E+13
D-3	3.44E+13	5.16E+13	1.56E+13	2.32E+13	8.51E+12	1.27E+13	3.34E+13	5.13E+13
D-4	4.87E+13	7.29E+13	2.17E+13	3.24E+13	1.18E+13	1.77E+13	4.43E+13	6.82E+13
D-5	5.37E+13	8.06E+13	2.40E+13	3.58E+13	1.31E+13	1.96E+13	4.89E+13	7.54E+13
D-6	5.04E+13	7.58E+13	2.22E+13	3.32E+13	1.20E+13	1.80E+13	4.21E+13	6.40E+13
D-7	3.64E+13	5.47E+13	1.63E+13	2.43E+13	8.86E+12	1.32E+13	3.18E+13	4.85E+13
E-3	3.46E+13	5.21E+13	1.55E+13	2.32E+13	8.50E+12	1.27E+13	3.35E+13	5.12E+13
E-4	5.00E+13	7.54E+13	2.21E+13	3.31E+13	1.19E+13	1.79E+13	4.16E+13	6.34E+13
E-5	5.41E+13	8.15E+13	2.41E+13	3.61E+13	1.31E+13	1.96E+13	4.77E+13	7.33E+13
E-6	4.84E+13	7.24E+13	2.17E+13	3.24E+13	1.18E+13	1.77E+13	4.54E+13	7.01E+13
E-7	3.55E+13	5.32E+13	1.60E+13	2.39E+13	8.74E+12	1.30E+13	3.29E+13	5.03E+13
F-3	2.52E+13	3.81E+13	1.15E+13	1.73E+13	6.35E+12	9.55E+12	2.53E+13	3.92E+13
F-4	3.47E+13	5.25E+13	1.59E+13	2.40E+13	8.75E+12	1.32E+13	3.38E+13	5.29E+13
F-5	3.77E+13	5.73E+13	1.75E+13	2.63E+13	9.63E+12	1.46E+13	3.71E+13	5.90E+13
F-6	3.53E+13	5.36E+13	1.61E+13	2.43E+13	8.81E+12	1.33E+13	3.31E+13	5.15E+13
F-7	2.59E+13	3.94E+13	1.18E+13	1.78E+13	6.51E+12	9.79E+12	2.57E+13	3.95E+13

Table B-4 Neutron Flux in Fuel Elements of Homogeneous-Equilibrium Core

Fuel Element	1st Group		2nd Group		3rd Group		4th Group	
	Average	Maximum	Average	Maximum	Average	Maximum	Average	Maximum
C-3	2.44E+13	3.81E+13	1.13E+13	1.75E+13	6.28E+12	9.70E+12	2.51E+13	3.98E+13
C-4	3.44E+13	5.37E+13	1.58E+13	2.45E+13	8.72E+12	1.35E+13	3.31E+13	5.27E+13
C-5	3.76E+13	5.88E+13	1.73E+13	2.69E+13	9.59E+12	1.49E+13	3.69E+13	5.91E+13
C-6	3.40E+13	5.33E+13	1.56E+13	2.42E+13	8.59E+12	1.33E+13	3.30E+13	5.25E+13
C-7	2.40E+13	3.75E+13	1.10E+13	1.71E+13	6.09E+12	9.43E+12	2.48E+13	3.94E+13
D-3	3.35E+13	5.21E+13	1.51E+13	2.32E+13	8.20E+12	1.26E+13	3.03E+13	4.77E+13
D-4	4.78E+13	7.44E+13	2.12E+13	3.28E+13	1.15E+13	1.78E+13	4.06E+13	6.39E+13
D-5	5.27E+13	8.21E+13	2.35E+13	3.63E+13	1.27E+13	1.97E+13	4.54E+13	7.20E+13
D-6	4.80E+13	7.47E+13	2.13E+13	3.29E+13	1.16E+13	1.78E+13	4.07E+13	6.42E+13
D-7	3.41E+13	5.30E+13	1.54E+13	2.36E+13	8.35E+12	1.28E+13	3.01E+13	4.74E+13
E-3	3.29E+13	5.12E+13	1.47E+13	2.27E+13	8.07E+12	1.24E+13	3.12E+13	4.91E+13
E-4	4.75E+13	7.39E+13	2.11E+13	3.25E+13	1.14E+13	1.76E+13	4.02E+13	6.34E+13
E-5	5.24E+13	8.17E+13	2.33E+13	3.61E+13	1.27E+13	1.96E+13	4.51E+13	7.16E+13
E-6	4.78E+13	7.45E+13	2.12E+13	3.28E+13	1.15E+13	1.78E+13	4.06E+13	6.39E+13
E-7	3.41E+13	5.29E+13	1.53E+13	2.36E+13	8.33E+12	1.28E+13	3.01E+13	4.73E+13
F-3	2.34E+13	3.66E+13	1.08E+13	1.67E+13	5.94E+12	9.23E+12	2.37E+13	3.82E+13
F-4	3.36E+13	5.28E+13	1.53E+13	2.39E+13	8.37E+12	1.30E+13	3.04E+13	4.91E+13
F-5	3.67E+13	5.80E+13	1.69E+13	2.65E+13	9.28E+12	1.45E+13	3.36E+13	5.55E+13
F-6	3.38E+13	5.33E+13	1.54E+13	2.40E+13	8.43E+12	1.31E+13	3.08E+13	4.96E+13
F-7	2.39E+13	3.74E+13	1.10E+13	1.71E+13	6.06E+12	9.42E+12	2.44E+13	3.90E+13

Appendix C 初期炉心の局所ピーキングファクタ

Table C-1 Local Peaking Factors of Every Calculated Points of the 5th Row Fuel Elements

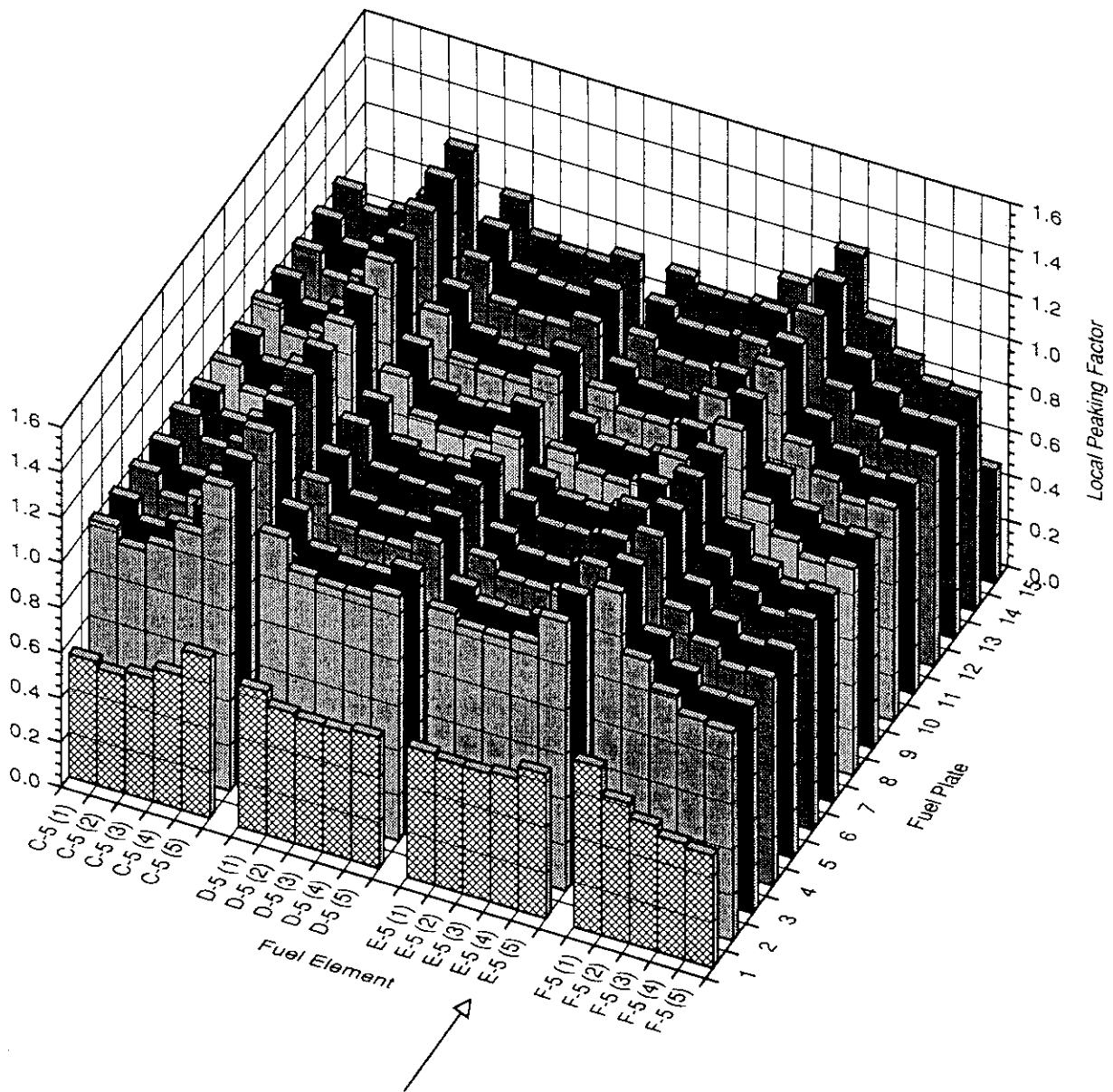
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
C-5 (1)	0.550	1.024	1.017	1.017	1.013	1.026	1.012	1.003	1.012	1.026	1.015	1.017	1.035	1.042	0.550
C-5 (2)	0.522	0.954	0.933	0.921	0.912	0.916	0.910	0.904	0.909	0.916	0.912	0.919	0.938	0.959	0.521
C-5 (3)	0.546	1.000	0.975	0.964	0.954	0.962	0.947	0.939	0.946	0.961	0.953	0.960	0.985	1.006	0.543
C-5 (4)	0.599	1.096	1.075	1.066	1.057	1.062	1.055	1.050	1.055	1.062	1.057	1.063	1.082	1.104	0.597
C-5 (5)	0.714	1.340	1.338	1.339	1.335	1.354	1.335	1.323	1.336	1.355	1.335	1.336	1.357	1.359	0.713
D-5 (1)	0.638	1.193	1.189	1.189	1.186	1.203	1.184	1.173	1.186	1.203	1.186	1.189	1.208	1.212	0.639
D-5 (2)	0.579	1.061	1.041	1.031	1.023	1.027	1.023	1.017	1.023	1.028	1.025	1.031	1.049	1.071	0.579
D-5 (3)	0.566	1.038	1.016	1.005	0.996	1.006	0.988	0.981	0.989	1.007	0.995	1.003	1.029	1.049	0.565
D-5 (4)	0.565	1.039	1.018	1.008	1.000	1.002	0.999	0.993	0.999	1.003	1.002	1.008	1.026	1.048	0.567
D-5 (5)	0.581	1.081	1.073	1.070	1.063	1.080	1.062	1.052	1.062	1.080	1.064	1.067	1.090	1.096	0.580
E-5 (1)	0.582	1.083	1.075	1.072	1.065	1.082	1.064	1.053	1.064	1.082	1.066	1.070	1.092	1.098	0.581
E-5 (2)	0.566	1.039	1.019	1.009	1.001	1.003	1.000	0.994	1.000	1.004	1.003	1.010	1.028	1.049	0.568
E-5 (3)	0.565	1.038	1.015	1.005	0.996	1.006	0.989	0.981	0.990	1.007	0.996	1.004	1.030	1.050	0.565
E-5 (4)	0.578	1.060	1.039	1.030	1.022	1.026	1.022	1.017	1.022	1.027	1.025	1.031	1.049	1.071	0.579
E-5 (5)	0.636	1.189	1.185	1.186	1.182	1.200	1.182	1.171	1.183	1.201	1.184	1.187	1.207	1.211	0.638
F-5 (1)	0.741	1.392	1.390	1.391	1.388	1.409	1.390	1.377	1.391	1.411	1.391	1.392	1.414	1.416	0.743
F-5 (2)	0.617	1.131	1.110	1.101	1.093	1.098	1.092	1.086	1.093	1.099	1.095	1.101	1.121	1.143	0.618
F-5 (3)	0.554	1.016	0.992	0.981	0.973	0.980	0.965	0.958	0.966	0.981	0.973	0.980	1.005	1.027	0.553
F-5 (4)	0.512	0.936	0.918	0.908	0.899	0.905	0.900	0.894	0.900	0.906	0.901	0.907	0.927	0.945	0.513
F-5 (5)	0.496	0.922	0.916	0.918	0.918	0.932	0.921	0.914	0.922	0.932	0.919	0.918	0.931	0.937	0.496

Each fuel element has 15 fuel plates. Each fuel plate has 5 mesh points for F1 calculation. The number in the "()" in the table represents the mesh point number. Averaged values in the plate are listed in the Table C-2.

Table C-2 Local Peaking Factor of the 5th-row Fuel Elements Averaged in Each Fuel Plate

Fuel Element	Fuel Plate Number														
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
C-5	0.586	1.083	1.068	1.061	1.054	1.064	1.052	1.044	1.052	1.064	1.054	1.059	1.079	1.094	0.585
D-5	0.586	1.082	1.067	1.061	1.054	1.064	1.051	1.043	1.052	1.064	1.054	1.060	1.081	1.095	0.586
E-5	0.585	1.082	1.067	1.060	1.053	1.063	1.051	1.043	1.052	1.064	1.055	1.060	1.081	1.096	0.586
F-5	0.584	1.079	1.065	1.060	1.054	1.065	1.054	1.046	1.054	1.066	1.056	1.060	1.080	1.093	0.585

This table shows Local Peaking Factors averaged in each fuel plate. Every fuel elements have maximum value of FI at the 14th fuel plate. These values are listed in the Table 7-15 and used for thermal hydraulic calculation.



Each fuel plate has 5 mesh points which can be seen in "()".

Fig. C-1 Local Peaking factor of the 5th-row Fuel Elements