

JAERI-M

9059

FCA VI-1 集合体の臨界実験

1980年9月

弘田 実弥・飯島 勉・溝尾 宣辰・渡辺 秀明
小川 弘伸・藤崎 伸吾・山岸耕二郎・草野 譲一
大沢 誠・富田 悟・金賀 寿夫・川井 亮一
池上 哲雄*・北田 義夫**

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

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

FCA VI -1 集合体の臨界実験

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

弘田実弥・飯島 勉・溝尾宣辰

渡辺秀明・小川弘伸・藤崎伸吾

山岸耕二郎・草野譲一・大沢 誠

富田 悟・金賀寿夫・川井亮一

池上哲雄*・北田義夫**

(1980年8月5日受理)

FCA では高速原型炉「もんじゅ」の模擬実験が進行中である。最初の物理的なモックアップである VI -1 集合体は「もんじゅ」の外側炉心の組成を模擬した試験領域を、 U^{235} によるドライバーでとりかこんだゾーン型である。非均質臨界量，バンチング効果，中心における核分裂比及び核分裂率の半径方向分布について研究が行われた。現在までに得られた解析結果に関する限り，実験値と計算値はブランケットにおける核分裂率分布の問題を除いて満足すべき一致を示している。

* 動燃事業団

** 北海道大学

本報告書は日本原子力研究所が動力炉・核燃料開発事業団の委託によって行った研究の成果である。

Critical Experiment on FCA Assembly VI-1

Jitsuya HIROTA, Tsutomu IIJIMA, Nobutatsu MIZOO
Hideaki WATANABE, Hironobu OGAWA, Shingo FUJISAKI
Kojiro YAMAGISHI, Jyoichi KUSANO, Makoto OSAWA
Satoru TOMITA, Yoshio KANEKA, Ryoichi KAWAI
Tetsuo IKEGAMI* and Yoshio KITADA**

Division of Reactor Engineering,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received August 5, 1980)

Mock-up experiment on prototype fast breeder reactor "MONJU" has been performed using Fast Critical Facility (FCA), in JAERI. The first partial physics mock-up system is named FCA Assembly VI-1, which is two zoned core system. The inner core of the Assembly is the test region simulating the composition of the outer core of "MONJU", and the outer core of the Assembly is the driver region loaded by enriched uranium fuel.

The measurements of critical mass, bunching effect, reaction rate ratio at the core center, and the radial distributions of fission rate have been conducted. Preliminary calculational results agree well with the measured values other than the fission rate distribution at the blanket region.

Keywords: Fast Critical Assembly, Physics Mock-up Critical Experiment,
MONJU Fast Breeder Reactor, Critical Mass, Bunching Effect,
Reaction Rate Ratio, Fission Distribution

* PNC

** Hokkaido University

The work performed under contracts between Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation and JAERI.

目 次

1. まえがき	1
2. VI-1 集合体の概要	1
3. 非均質臨界量	5
4. バンチング効果	7
5. 核分裂比	8
6. 核分裂率分布	10
7. む す び	12
参考文献	13
付 録	14

Contents

1. Introduction	1
2. Description of FCA Assembly VI-1	1
3. Measured Critical Mass	5
4. Bunching Effect	7
5. Reaction Rate Ratio	8
6. Fission Rate Distribution	10
7. Conclusion	12
References	13
Appendix	14

1. ま え が き

FCA では高速原型炉「もんじゅ」の核設計法の検証と安全性の確認に資するための模擬実験を開始した。まず、物理的な模擬実験として第VI炉心系によってプルトニウムの富化度に関する研究および反応度係数に関する研究を行い、ついで格子管集合体を現在の35行×35列から51行51列に拡大した後、工学的な模擬実験を第VII炉心系によって行うという計画である。その最初のVI-1集合体は「もんじゅ」の外側炉心の組成を模擬した試験領域を U^{235} によるドライバー領域でとりかこんだゾーン型集合体であり、昭和47年8月に初回臨界を達成した。

このVI-1集合体において一連の補正実験による非均質臨界量の決定、非均質効果の評価をチェックするためのバンチング実験、密度係数の測定とその大型炉心への適用性の検討、核分裂比および核分裂率分布の測定、ナトリウムボイド実験、ドップラー実験、 He^3 比例計数管および反跳陽子計数管による中性子スペクトルの測定などが48年2月までの6ヶ月間にわたって行われた。

本報告はVI-1集合体の概要と、非均質臨界量、バンチング効果、核分裂比および核分裂率分布についての実験結果を現在までに行われた解析結果を含めてまとめたものである。なお、密度係数に関しては別の報告(1)にまとめられている。

2. VI-1集合体の概要

VI-1集合体の炉心は試験領域とドライバー領域から構成されているが、これらの高さは軸方向模擬を可能にするため「もんじゅ」の炉心の高さとほぼ等しくとられている。試験領域の半径は直接的には手持ちのプルトニウム量から制限されている。その半径方向ブランケット（高さは炉心と同じ）には天然ウラン金属ブロックを、軸方向ブランケットには劣化ウラン金属ブロックを装荷している。その臨界近接は、まず、試験領域とブランケットを装荷し、試験領域に接したブランケット引出しを順次ステップ状にドライバー引出しに置換して行くという手法をとった。臨界に到達したVI-1集合体の装荷図をFig. 1に示すがその装荷量は下記のごとくであった。

Pu - 239 + 241	142.02 kg
U - 235	207.06 kg

試験領域、ドライバー、制御安全棒およびブランケット引出しの装填図をFig. 2, 3, 4, および5に示す。Fig. 2にみられるようにプルトニウム燃料板の配列は中心対象になっていない。このことは後に述べるバンチング実験とその解析を困難にしている。Fig. 3にみられるようにドライバーのパターンはやゝ複雑であるが、ナトリウムは試験領域と同じく2-2-1/4型をパック(0.1548ℓ)当り4枚使用しており、後に述べるように試験領域引出しとの等価性は良好であった。制御安全棒には2-2-1/16型9.3%濃縮ウラン燃料板をパック当り6枚使用しているが、これは安全棒の全等価反応度値が2%ΔK/K以上というFCAの規定を満足させ

1. ま え が き

FCA では高速原型炉「もんじゅ」の核設計法の検証と安全性の確認に資するための模擬実験を開始した。まず、物理的な模擬実験として第VI炉心系によってプルトニウムの富化度に関する研究および反応度係数に関する研究を行い、ついで格子管集合体を現在の35行×35列から51行51列に拡大した後、工学的な模擬実験を第VII炉心系によって行うという計画である。その最初のVI-1集合体は「もんじゅ」の外側炉心の組成を模擬した試験領域を U^{235} によるドライバー領域でとりかこんだゾーン型集合体であり、昭和47年8月に初回臨界を達成した。

このVI-1集合体において一連の補正実験による非均質臨界量の決定、非均質効果の評価をチェックするためのバンチング実験、密度係数の測定とその大型炉心への適用性の検討、核分裂比および核分裂率分布の測定、ナトリウムボイド実験、ドップラー実験、 He^3 比例計数管および反跳陽子計数管による中性子スペクトルの測定などが48年2月までの6ヶ月間にわたって行われた。

本報告はVI-1集合体の概要と、非均質臨界量、バンチング効果、核分裂比および核分裂率分布についての実験結果を現在までに行われた解析結果を含めてまとめたものである。なお、密度係数に関しては別の報告(1)にまとめられている。

2. VI - 1 集合体の概要

VI-1集合体の炉心は試験領域とドライバー領域から構成されているが、これらの高さは軸方向模擬を可能にするため「もんじゅ」の炉心の高さとほぼ等しくとられている。試験領域の半径は直接的には手持ちのプルトニウム量から制限されている。その半径方向ブランケット（高さは炉心と同じ）には天然ウラン金属ブロックを、軸方向ブランケットには劣化ウラン金属ブロックを装荷している。その臨界近接は、まず、試験領域とブランケットを装荷し、試験領域に接したブランケット引出しを順次ステップ状にドライバー引出しに置換して行くという手法をとった。臨界に到達したVI-1集合体の装荷図をFig. 1に示すがその装荷量は下記のごとくであった。

Pu - 239 + 241	142.02 kg
U - 235	207.06 kg

試験領域、ドライバー、制御安全棒およびブランケット引出しの装填図をFig. 2, 3, 4, および5に示す。Fig. 2にみられるようにプルトニウム燃料板の配列は中心対象になっていない。このことは後に述べるバンチング実験とその解析を困難にしている。Fig. 3にみられるようにドライバーのパターンはやゝ複雑であるが、ナトリウムは試験領域と同じく2-2-1/4型をパック(0.1548ℓ)当り4枚使用しており、後に述べるように試験領域引出しとの等価性は良好であった。制御安全棒には2-2-1/16型9.3%濃縮ウラン燃料板をパック当り6枚使用しているが、これは安全棒の全等価反応度値が2%ΔK/K以上というFCAの規定を満足させ

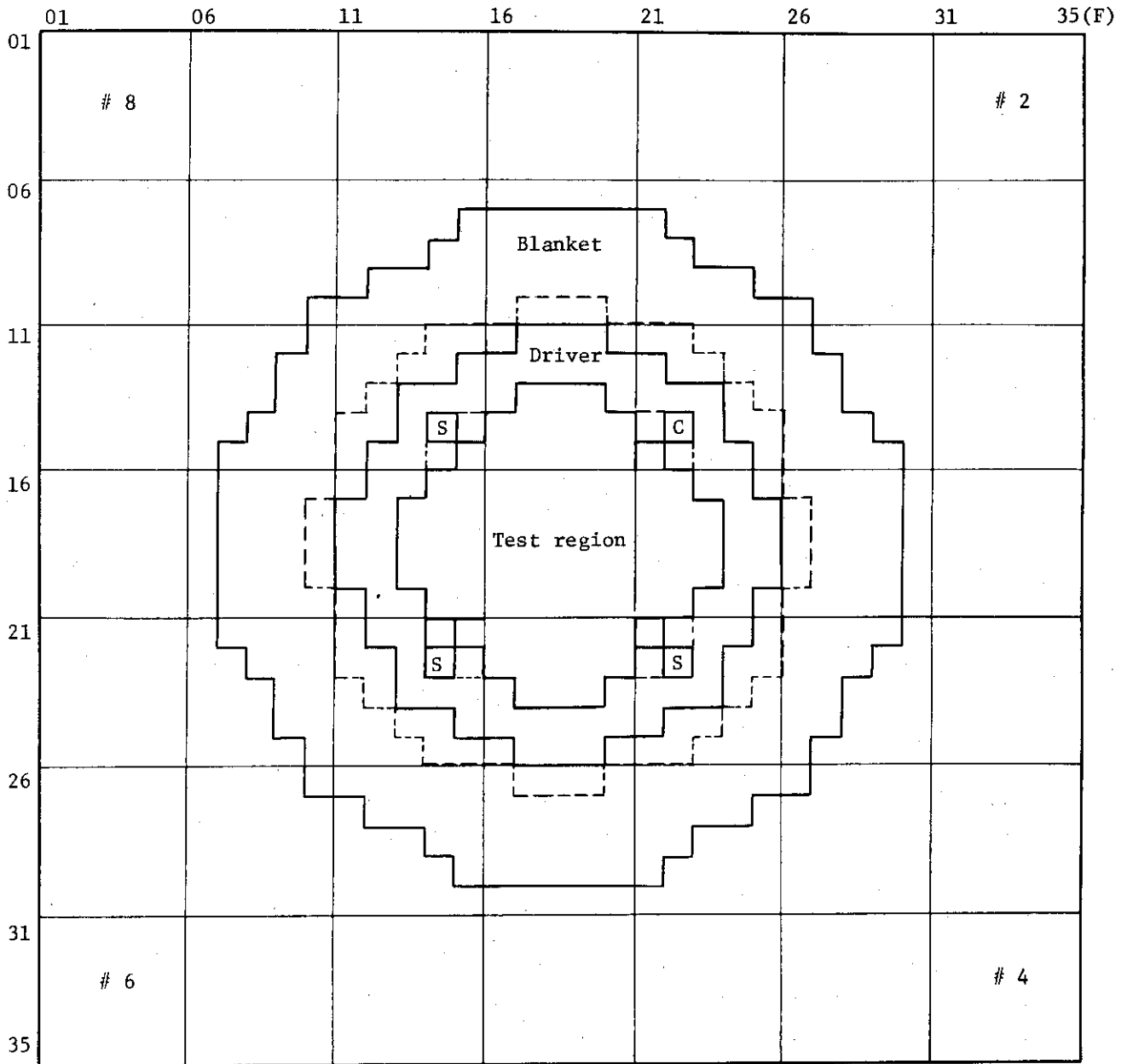


Fig. 1 Loading of Assembly VI-1 (fixed half)

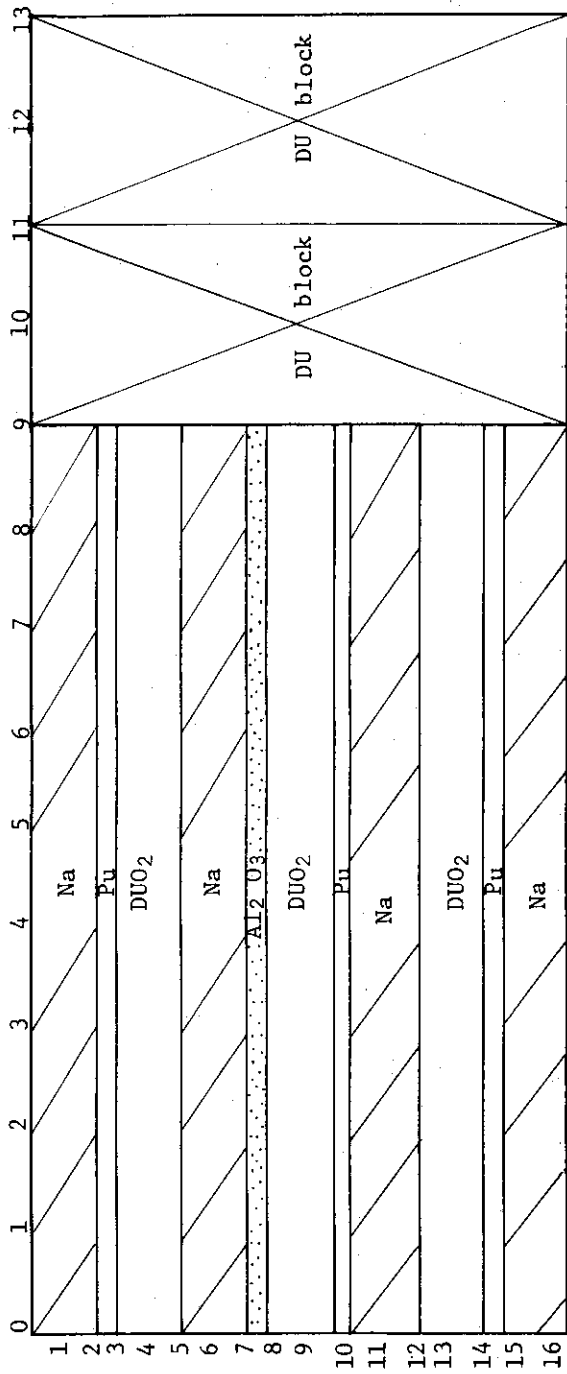


Fig. 2 Drawer pattern of test region

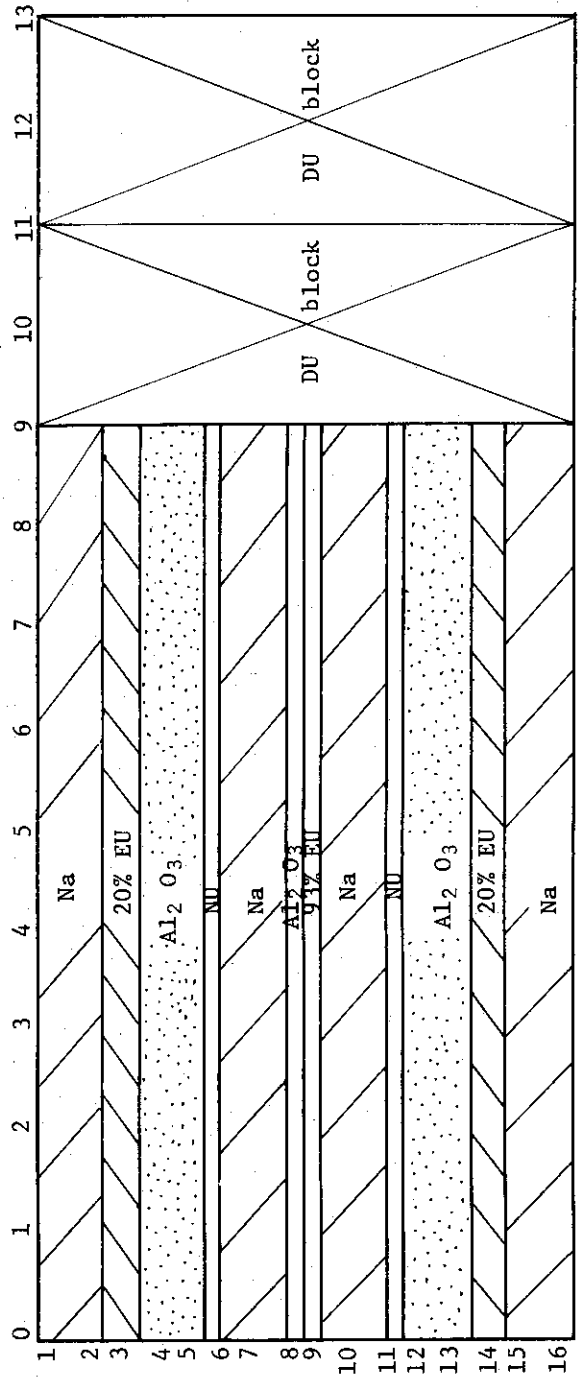


Fig. 3 Drawer pattern of driver

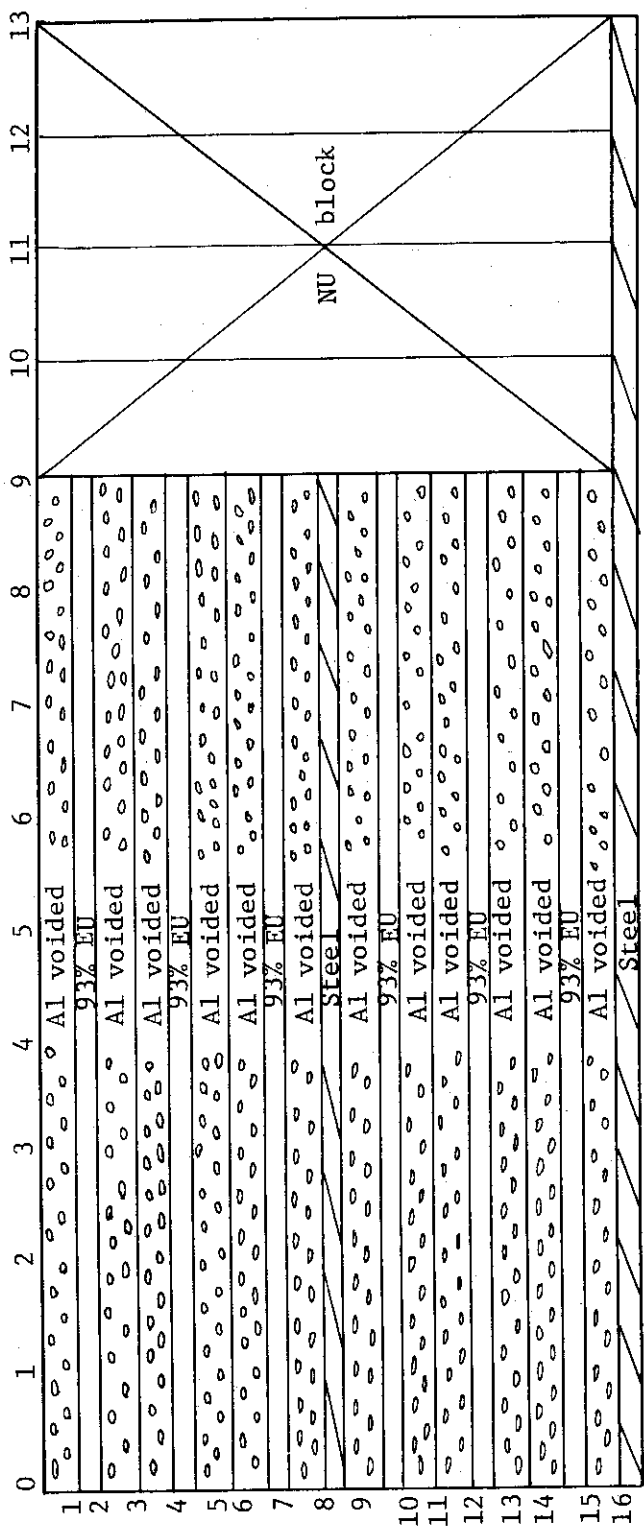


Fig. 4 Drawer pattern of control and safety rod

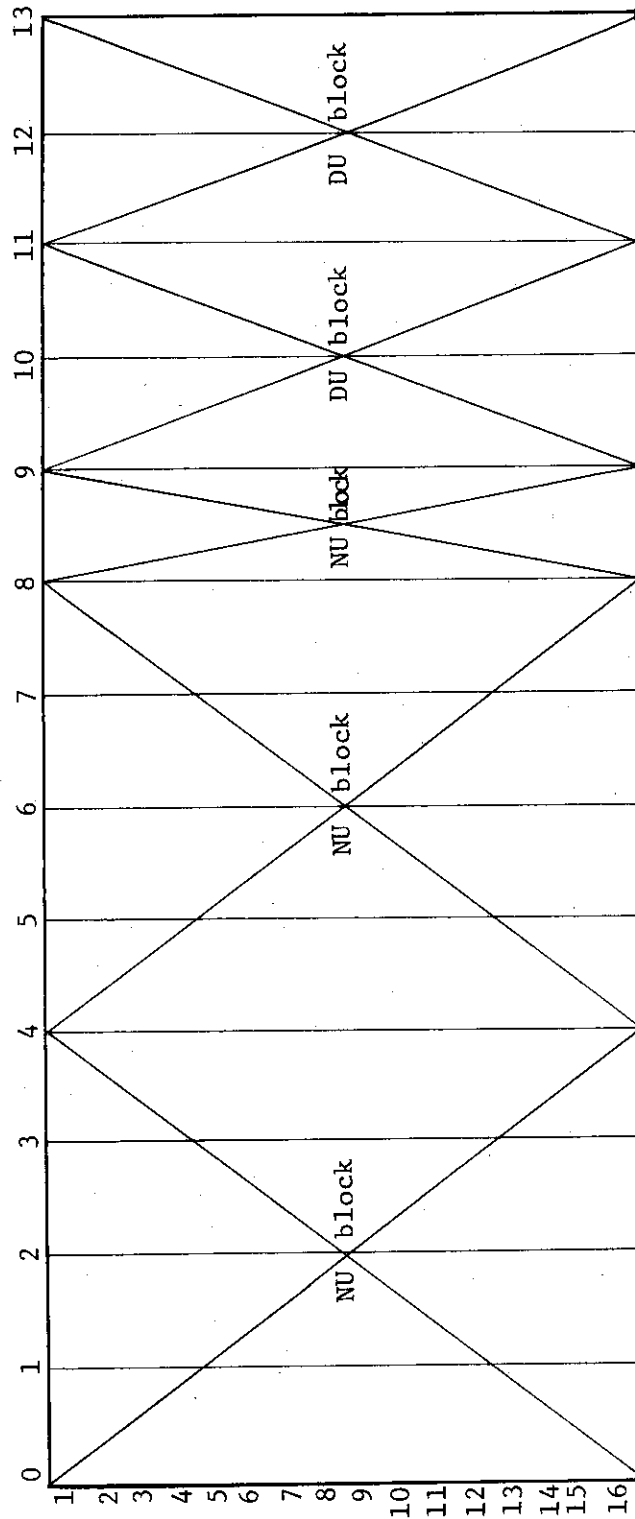


Fig. 5 Drawer pattern of blanket

るために必要であった。しかし、制御安全棒の Singularity が大きいという結果を招いた。

VI-1 集合体の炉心およびブランケットの組成を Table-1 に示す。この表には試験領域の組成について ZEBRA で行われた MZ-A 集合体⁽²⁾ の炉心との比較が与えられている。MZ-A 集合体は「もんじゅ」の外側炉心を模擬した単一領域炉心系であり、VI-1 集合体における結果との相互比較は極めて興味深い課題である。Table-1 にみられるように VI-1 集合体の方がやゝ燃料濃度が高く、ナトリウム含有量がやゝ低い。なお、MZ-A と VI-1 集合体の炉心高さはほぼ等しいが、MZ-A の炉心の半径方向の大きさは Fig.1 にみられるようにほゞ引出し1層分大きい。

Table 1 Composition of Assembly VI-1 ($10^{22}/\text{cm}^3$)

Material	Core		Blanket	
	Test region	Driver	Radial*	Axial
Pu-239	0.15687(1.15)	-	-	-
-240	0.01400(0.44)	-	-	-
-241	0.00160(0.34)	-	-	-
U-235	0.00152(0.39)	0.21310	0.0289	0.0086
-238	0.69057(1.29)	0.64152	3.9885	4.0070
O	1.5598 (1.44)	1.5306	-	-
Na	0.7656 (0.91)	0.7656	-	-
Al	0.1354 (52.0)	1.0204	-	-
Cr	0.3552 (1.05)	0.3134	0.1827	0.1827
Fe	1.3004 (0.95)	1.1504	0.6652	0.6652
Ni	0.1639 (0.87)	0.1420	0.0796	0.0796

* Equal to core height

() Ratio to atomic number density of MZ-A

3. 非均質臨界量

VI-1 集合体の非均質臨界量を求めるため一連の補正実験を行った。その結果を Table 2 に示す。この表に使用されている反応度単位 ρ_0 は No.9 安全棒の 50.0 mm のストロークに対応するものであり、遅発中性子データとして Keepin の値を使用すると ρ_0 は 0.0501% $\Delta K/K$ である。しかし、 ρ_0 の値は臨界量には影響を与えるものではない。

Table 2 にみられるように、補正項の中では制御安全棒の Singularity の補正が約 1.5% $\Delta K/K$ と最大である。しかし、制御安全棒はドライバー領域にあるため試験領域に対しては大きい影響は与えないであろう。半径方向の天然ウランブランケットを軸方向と同じく劣化ウラン

るために必要であった。しかし、制御安全棒の Singularity が大きいという結果を招いた。

VI-1 集合体の炉心およびブランケットの組成を Table-1 に示す。この表には試験領域の組成について ZEBRA で行われた MZ-A 集合体⁽²⁾ の炉心との比較が与えられている。MZ-A 集合体は「もんじゅ」の外側炉心を模擬した単一領域炉心系であり、VI-1 集合体における結果との相互比較は極めて興味深い課題である。Table-1 にみられるように VI-1 集合体の方がやゝ燃料濃度が高く、ナトリウム含有量がやゝ低い。なお、MZ-A と VI-1 集合体の炉心高さはほぼ等しいが、MZ-A の炉心の半径方向の大きさは Fig.1 にみられるようにほゞ引出し1層分大きい。

Table 1 Composition of Assembly VI-1 ($10^{22}/\text{cm}^3$)

Material	Core		Blanket	
	Test region	Driver	Radial*	Axial
Pu-239	0.15687(1.15)	-	-	-
-240	0.01400(0.44)	-	-	-
-241	0.00160(0.34)	-	-	-
U-235	0.00152(0.39)	0.21310	0.0289	0.0086
-238	0.69057(1.29)	0.64152	3.9885	4.0070
O	1.5598 (1.44)	1.5306	-	-
Na	0.7656 (0.91)	0.7656	-	-
Al	0.1354 (52.0)	1.0204	-	-
Cr	0.3552 (1.05)	0.3134	0.1827	0.1827
Fe	1.3004 (0.95)	1.1504	0.6652	0.6652
Ni	0.1639 (0.87)	0.1420	0.0796	0.0796

* Equal to core height

() Ratio to atomic number density of MZ-A

3. 非均質臨界量

VI-1 集合体の非均質臨界量を求めるため一連の補正実験を行った。その結果を Table 2 に示す。この表に使用されている反応度単位 ρ_0 は No.9 安全棒の 50.0 mm のストロークに対応するものであり、遅発中性子データとして Keepin の値を使用すると ρ_0 は 0.0501% $\Delta K/K$ である。しかし、 ρ_0 の値は臨界量には影響を与えるものではない。

Table 2 にみられるように、補正項の中では制御安全棒の Singularity の補正が約 1.5% $\Delta K/K$ と最大である。しかし、制御安全棒はドライバー領域にあるため試験領域に対しては大きい影響は与えないであろう。半径方向の天然ウランブランケットを軸方向と同じく劣化ウラン

ブロックに変更すると、約0.6% $\Delta K/K$ の追加が必要である。また、試験領域引出しがドライバー引出しに較べて少しく reactive であり、ドライバー引出しを全て試験領域引出しに変更すると、約0.6% $\Delta K/K$ の減少が必要である。この程度の補正によって試験領域引出しだけからなる単一領域炉心の臨界量を外挿できることは、ドライバーの組成の選択が妥当であることを示している。

以上のような補正を装荷量に加えて非均質臨界量を決定するためには、ドライバー周辺部における質量係数の実測値を使用した。結果を Table 3 に示すが、as built の非均質臨界量は Table 2 における(1)~(4)の補正を加えたものであり、劣化ウランブランケットをもった試験領域だけからなる単一領域炉心の非均質臨界量は(1)~(6)の補正を加えたものである。

Table 2 Corrections to loaded mass

(1) C/R, S/R singularity	30.9±0.1 ρ_0 *
(2) Edge effect	-4.6±1.0
(3) Gap effect	-3.75±0.5
(4) Excess reactivity	-3.67±0.01
(1)-(4) Sum	18.9±1.3
(5) Blanket NU to DU	11.1±1.0
(6) Driver to test region drawer	-10.7±1.0
(5)+(6)	0.4±1.4
(1)-(6) Sum	19.3±1.9

$$* \rho_0 = 0.0501 \% \Delta k/k$$

Table 3 Critical mass of heterogeneous core

	Pu-239+241 (kg)	U-235 (kg)
As built*	142.02±0.01	206.4±1.4
Test region with DU blanket	297.4± 1.7	2.80±0.05
J-F-0 (homo.)	323.5	
J-F-II(homo.)	307.0	
ABBN (homo.)	266.4	
RCBN (homo.)	348.7	

$$* \text{ Mass coeff.} = 1.12 \pm 0.01 \rho_0 / \text{driver drawer} \\ = 0.97 \pm 0.01 \rho_0 / \text{kg of U-235}$$

Table 3 に与えられている計算値はこの単一領域炉心に対する均質拡散計算の結果であり、実験値と直接比較できるものではないが、使用する群定数セットによって計算結果に大きい差が

*) より詳細な計算に関しては付録参照。

あることが判る。積分データにより修正された2000群断面積ライブラリーAGLI / 1を使用したDOYCシステムによる非均質計算は現在進行中であるが、as builtの K_{eff} に対して0.9982という予備的な結果⁽³⁾が得られている。

4. バンチング効果

臨界性における非均質効果を評価するためバンチング実験を行った。

試験領域については、正規のパターン(A)からプルトニウム板をバンチング(B)、劣化ウラン酸化物板をバンチング(C)、プルトニウム板と劣化ウラン酸化物板をともにバンチング(D)し、それぞれの反応度効果を校正された制御棒によって測定した。結果をTable 4に示すが、実際のバンチングはF側1/2集合体の第1および第2象限について行い、引出し本数によって試験領域全体のバンチング効果を直線外挿したものである。第1および第2象限をバンチングしたのは、バンチングを行った場合に引出しにおける燃料の重心位置が移動するので、これによる反応度変化を相殺させるためである。

Table 4 Result of bunching experiment

Pattern	Reactivity change (% $\Delta k/k$)							
B	1.023±0.020							
C	0.008±0.020							
D	0.384±0.020							

		Pu		Al ₂ O ₃		Pu		Pu		
A	Na		DUO ₂	Na		DUO ₂	Na		DUO ₂	Na
	1/4		1/16							
B	Na	DUO ₂	Na	DUO ₂		Na	DUO ₂	Na		
C	Na		Na	DUO ₂	DUO ₂	DUO ₂		Na		Na
D	Na	Na		DUO ₂		DUO ₂		Na	Na	

Table 4 にみられるように、実験の結果はプルトニウム板のバンチング効果が大きく、劣化ウラン酸化物板のバンチング効果はほとんどないということである。これらの実験の結果から正規のパターンの非均質効果を外挿することは現在のところ困難であるが、プルトニウム板と劣化ウラン板をともにバンチングしたパターン(D)に着目し、燃料板の平均厚さだけを尺度とすると

あることが判る。積分データにより修正された2000群断面積ライブラリーAGLI / 1を使用したDOYCシステムによる非均質計算は現在進行中であるが、as builtの K_{eff} に対して0.9982という予備的な結果⁽³⁾が得られている。

4. バンチング効果

臨界性における非均質効果を評価するためバンチング実験を行った。

試験領域については、正規のパターン(A)からプルトニウム板をバンチング(B)、劣化ウラン酸化物板をバンチング(C)、プルトニウム板と劣化ウラン酸化物板をともにバンチング(D)し、それぞれの反応度効果を校正された制御棒によって測定した。結果をTable 4に示すが、実際のバンチングはF側1/2集合体の第1および第2象限について行い、引出し本数によって試験領域全体のバンチング効果を直線外挿したものである。第1および第2象限をバンチングしたのは、バンチングを行った場合に引出しにおける燃料の重心位置が移動するので、これによる反応度変化を相殺させるためである。

Table 4 Result of bunching experiment

Pattern	Reactivity change (% $\Delta k/k$)							
B	1.023±0.020							
C	0.008±0.020							
D	0.384±0.020							

		Pu		Al ₂ O ₃		Pu		Pu	
A	Na	DUO ₂	Na	DUO ₂	Pu	Na	DUO ₂	Pu	Na
	1/4	1/16							
B	Na	DUO ₂	Na	DUO ₂	Pu	Na	DUO ₂	Na	
C	Na	Na	DUO ₂	DUO ₂	DUO ₂	Na	Pu	Na	
D	Na	Na	DUO ₂	DUO ₂	DUO ₂	DUO ₂	Na	Na	

Table 4 にみられるように、実験の結果はプルトニウム板のバンチング効果が大きく、劣化ウラン酸化物板のバンチング効果はほとんどないということである。これらの実験の結果から正規のパターンの非均質効果を外挿することは現在のところ困難であるが、プルトニウム板と劣化ウラン板をともにバンチングしたパターン(D)に着目し、燃料板の平均厚さだけを尺度とすると

0.19% $\Delta K/K$ という結果が得られる。ドライバー領域については、Fig. 6 に示すようなバンチングを行ったが、そのバンチング効果は $0.228 \pm 0.020\%$ $\Delta K/K$ であった。

バンチング効果の解析は現在進行中である。現在までに得られた予備的な結果⁽³⁾によると、プルトニウム板のバンチングに対しては 0.80% $\Delta K/K$ 、劣化ウラン酸化物板のバンチングに対して -0.09% $\Delta K/K$ であり、Table 4 の実験結果をかなりよく再現しているが、やゝ過小評価する傾向にあると考えられている。

5. 核 分 裂 比

VI-1 集合体の炉心は試験領域とドライバーから構成されているが、試験領域組成だけからなる単一領域炉心の臨界量を精度よく外挿できることはすでに述べたとおりである。しかし、VI-1 集合体の試験領域だけからなる単一領域炉心の中心における中性子スペクトルが、試験領域だけからなる単一領域炉心の中心における中性子スペクトルと一致するか否かはチェックしておく必要がある。換言すればVI-1 集合体の試験領域の大きさが充分であるか否かという疑問を明らかにしておくことが肝要である。このために行った計算結果を Table 5 に示す。この表から試験領域の中心部に関するかぎり実験上では全く同一とみなしてよいことが明かである。

VI-1 集合体の試験領域中心における核分裂率の測定は、校正された Pu-239, U-235 および U-238 マイクロ核分裂計数管を 20 mm ϕ の実験孔を使用して挿入することによって行

Table 5 Calculated neutron spectrum at core center

g	$\phi_g \Delta u_g$	
	Assy VI-1	One region
1	0.002607	0.002590
2	0.012695	0.012608
3	0.032314	0.032109
4	0.063486	0.063061
5	0.094242	0.093779
6	0.12463	0.12412
7	0.17459	0.17446
8	0.15287	0.15304
9	0.13750	0.13783
10	0.099710	0.100067
11	0.049708	0.050004
12	0.024332	0.024527
13	0.012976	0.013099
14	0.011294	0.011464
15	0.004750	0.004858
16	0.0017000	0.001754
17	0.0004829	0.0005011
18	0.00009378	0.00009785
19	0.00002040	0.00002143
20	0.00000285	0.00000301

0.19% $\Delta K/K$ という結果が得られる。ドライバー領域については、Fig. 6 に示すようなバンチングを行ったが、そのバンチング効果は $0.228 \pm 0.020\%$ $\Delta K/K$ であった。

バンチング効果の解析は現在進行中である。現在までに得られた予備的な結果⁽³⁾によると、プルトニウム板のバンチングに対しては 0.80% $\Delta K/K$ 、劣化ウラン酸化物板のバンチングに対して -0.09% $\Delta K/K$ であり、Table 4 の実験結果をかなりよく再現しているが、やゝ過小評価する傾向にあると考えられている。

5. 核 分 裂 比

VI-1 集合体の炉心は試験領域とドライバーから構成されているが、試験領域組成だけからなる単一領域炉心の臨界量を精度よく外挿できることはすでに述べたとおりである。しかし、VI-1 集合体の試験領域だけからなる単一領域炉心の中心における中性子スペクトルが、試験領域だけからなる単一領域炉心の中心における中性子スペクトルと一致するか否かはチェックしておく必要がある。換言すればVI-1 集合体の試験領域の大きさが充分であるか否かという疑問を明らかにしておくことが肝要である。このために行った計算結果を Table 5 に示す。この表から試験領域の中心部に関するかぎり実験上では全く同一とみなしてよいことが明かである。

VI-1 集合体の試験領域中心における核分裂率の測定は、校正された Pu-239, U-235 および U-238 マイクロ核分裂計数管を 20 mm ϕ の実験孔を使用して挿入することによって行

Table 5 Calculated neutron spectrum at core center

g	$\phi_g \Delta u_g$	
	Assy VI-1	One region
1	0.002607	0.002590
2	0.012695	0.012608
3	0.032314	0.032109
4	0.063486	0.063061
5	0.094242	0.093779
6	0.12463	0.12412
7	0.17459	0.17446
8	0.15287	0.15304
9	0.13750	0.13783
10	0.099710	0.100067
11	0.049708	0.050004
12	0.024332	0.024527
13	0.012976	0.013099
14	0.011294	0.011464
15	0.004750	0.004858
16	0.0017000	0.001754
17	0.0004829	0.0005011
18	0.00009378	0.00009785
19	0.00002040	0.00002143
20	0.00000285	0.00000301

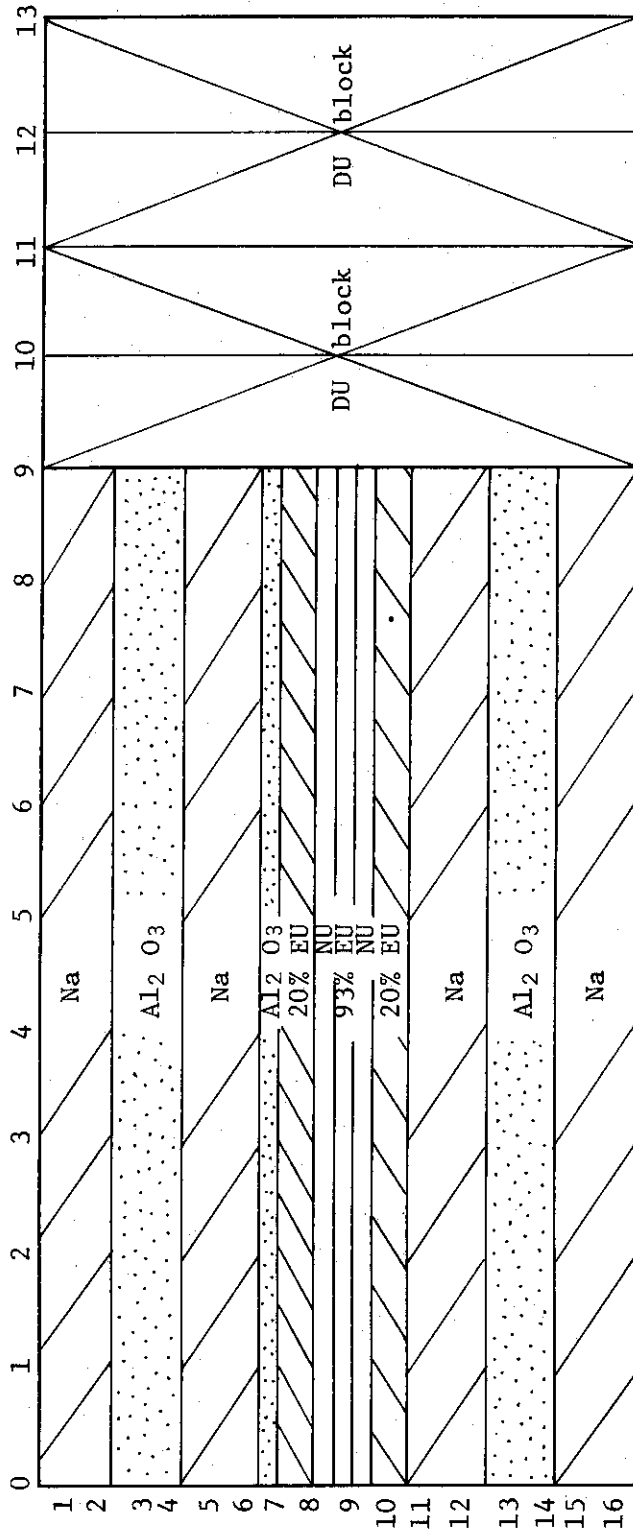


Fig. 6 Drawer pattern of driver for bunching experiment

った。核分裂比の測定結果を Table 6 に示す。この表には MZ-A における値⁽²⁾ も与えられているが、測定誤差の範囲内で両者は一致している。均質計算結果との相関 (C/E 値) に関しては、 $\sigma_f^{49} / \sigma_f^{25}$ については RCBN セット、 $\sigma_f^{28} / \sigma_f^{25}$ については J-F-O セットを除くと測定誤差の範囲内で計算値と実験値は一致している。

Table 6 Fission ratio at core center

	$\sigma_f^{49} / \sigma_f^{25}$	$\sigma_f^{28} / \sigma_f^{25}$
Exp.	1.033±0.041 (1.009)*	0.0323±0.0013 (0.0335)*
J-F-O	1.029(1.00)**	0.03423(1.06)**
J-F-II	1.008(0.98)	0.03350(1.04)
ABBN	0.997(0.97)	0.03330(1.03)
RCBN	0.948(0.92)	0.03166(0.98)

* MZ-A

** C/E

6. 核分裂率分布

U-235 および Pu-239 マイクロ核分裂計数管を 20 mm ϕ の実験孔に挿入して測定した核分裂率の半径方向分布を Table 7 に示す。これらにおいて実験孔およびケーブルによる効果は未補正であるが、補正は比較的小さいものである。

Table 8 に計数值との相関 (C/E 値) を示す。計算 A は J-F-II セットを 6 群に縮約して 2 次元 R-Z 計算を行って軸方向バックリング $B_{\frac{Z}{2}}$ を求め、これを使用して X-Y 計算を行うものであるが、体系の外周部にある空格子管領域の $B_{\frac{Z}{2}}$ を 0 とおいた極端なケースの値も計算 B として与えられている。空格子管あるいは格子管集合体を締めつけている側板の影響を計算上考慮する必要があるということはすでに第 V 炉心系の解析において指摘⁽⁴⁾されているとおりである。Table 8 にみられるように C/E 値は試験領域では良好であるが、計算 A ではブランケットにおいては 1.0 よりかなり小さくなるという傾向を示している。これは第 V 炉心系においてもみられた一般的傾向であり、高速炉物理における問題点の一つとなっているものである。計算 B によるこの傾向が改善されることは明白である。しかしこのような極端な取扱いによってもなお 1.0 より小さいということは注目すべきであろう。

U-238 の核分裂率分布については、マイクロ核分裂計数管を実験孔に挿入して測定すると、とくにブランケットにおいてストリーミング効果の補正が極めて大きくなる。この困難を避けるため劣化ウラン箔によって測定を行った。結果を Table 9 に示す。この表に C/E 値も与えられているが、これは計算 B によるものである。

U-238 については U-235 あるいは Pu-239 と比較するとブランケット中においても C/E 値が良好であるということが出来る。

った。核分裂比の測定結果を Table 6 に示す。この表には MZ-A における値⁽²⁾ も与えられているが、測定誤差の範囲内で両者は一致している。均質計算結果との相関 (C/E 値) に関しては、 $\sigma_f^{49} / \sigma_f^{25}$ については RCBN セット、 $\sigma_f^{28} / \sigma_f^{25}$ については J-F-O セットを除くと測定誤差の範囲内で計算値と実験値は一致している。

Table 6 Fission ratio at core center

	$\sigma_f^{49} / \sigma_f^{25}$	$\sigma_f^{28} / \sigma_f^{25}$
Exp.	1.033±0.041 (1.009)*	0.0323±0.0013 (0.0335)*
J-F-O	1.029(1.00)**	0.03423(1.06)**
J-F-II	1.008(0.98)	0.03350(1.04)
ABBN	0.997(0.97)	0.03330(1.03)
RCBN	0.948(0.92)	0.03166(0.98)

* MZ-A

** C/E

6. 核分裂率分布

U-235 および Pu-239 マイクロ核分裂計数管を 20 mm ϕ の実験孔に挿入して測定した核分裂率の半径方向分布を Table 7 に示す。これらにおいて実験孔およびケーブルによる効果は未補正であるが、補正は比較的小さいものである。

Table 8 に計数值との相関 (C/E 値) を示す。計算 A は J-F-II セットを 6 群に縮約して 2 次元 R-Z 計算を行って軸方向バックリング B_Z^2 を求め、これを使用して X-Y 計算を行うものであるが、体系の外周部にある空格子管領域の B_Z^2 を 0 とおいた極端なケースの値も計算 B として与えられている。空格子管あるいは格子管集合体を締めつけている側板の影響を計算上考慮する必要があるということはすでに第 V 炉心系の解析において指摘⁽⁴⁾されているとおりである。Table 8 にみられるように C/E 値は試験領域では良好であるが、計算 A ではブランケットにおいては 1.0 よりかなり小さくなるという傾向を示している。これは第 V 炉心系においてもみられた一般的傾向であり、高速炉物理における問題点の一つとなっているものである。計算 B によるこの傾向が改善されることは明白である。しかしこのような極端な取扱いによってもなお 1.0 より小さいということは注目すべきであろう。

U-238 の核分裂率分布については、マイクロ核分裂計数管を実験孔に挿入して測定すると、とくにブランケットにおいてストリーミング効果の補正が極めて大きくなる。この困難を避けるため劣化ウラン箔によって測定を行った。結果を Table 9 に示す。この表に C/E 値も与えられているが、これは計算 B によるものである。

U-238 については U-235 あるいは Pu-239 と比較するとブランケット中においても C/E 値が良好であるといえることができる。

Table 7 Radial traverse of fission counter in Assembly VI-1

Position	r (mm)	U-235 mfc	Pu-239 mfc
18-18	0.0	1.000	1.000
18-19	55.2	0.992	0.988
18-20	110.4	0.943	0.949
18-21	165.6	0.886	0.885
18-22	220.8	0.786	0.790
18-23	276.0	0.677	0.685
18-23.5	303.6	0.621	-
18-24	331.2	0.552	0.559
18-25	386.4	0.441	0.425
18-25.5	414.0	0.338	-
18-26	441.6	0.256	0.270
18-27	496.8	0.147	0.157
18-28	552.0	0.082	0.086
18-29	607.2	0.043	0.046
18-29.5	634.8	0.030	0.033
18-30	662.4	0.028	0.030

Statistical accuracy ± 2 %

Table 8 C/E of fission rate distribution measured with micro fission counter

Position	U-235		Pu-239	
	A	B	A	B
18-18	1.00 $\pm 2\%$		1.00 $\pm 2\%$	
-19	0.99		1.00	
-20	1.00		0.99	
-21	0.99		0.99	
-22	0.99		0.99	
-23	0.98		0.97	
-24	0.96		-	
-25	0.89	0.90	0.94	0.96
-25.5	0.96	0.97	-	0.94
-26	0.94	0.95	0.91	0.92
-27	0.88	0.91	0.83	0.85
-28	0.80	0.88	0.77	0.84
-29	0.64	0.91	0.60	0.86

A Ordinary X-Y calculation

B B_z^2 of empty lattice region is set zero

Table 9 U-238 fission rate distribution measured with foil*

Position	Measurement	C/E**
18-18	1.000±0.005	1.00±0.005
-23	0.676±0.005	(0.96±0.01)
-25.5	0.235±0.005	1.03±0.02
-26	0.120±0.004	1.09±0.04
-27	0.041±0.003	1.05±0.07
-28	0.018±0.002	0.85±0.11

* 378 ppm U-235

** B_2^2 of empty lattice region is set zero in the calc.

7. む す び

「もんじゅ」の外側炉心の組成を模擬した試験領域をもつVI-1集合体の臨界実験とその解析によって、現在までのところ以下のような結果が得られている。

- (1) 試験領域だけからなる単一領域炉心の臨界量を精度よく外挿することが可能であり、中心部のスペクトルにも差異がない。
- (2) AGL I/1 を使用した DOYC システムは臨界性および非均質効果をかなりよく評価するが、やゝ過小評価の傾向がある。
- (3) 非均質効果をバンチング実験から外挿することに関しては、より単純なパターンでの実験が必要であろう。
- (4) 試験領域の中心における核分裂比については J-F-II セットによる計算結果は測定結果と測定誤差の範囲内で一致している。
- (5) ブランケットにおける核分裂率の半径方向分布に関しては、C/E 値が 1.0 より小さいという一般的傾向を示しているが、U-238 については比較的良好である。

FCA では昭和48年3月始めにVI-2集合体が臨界を達成した。この集合体は「もんじゅ」の内側炉心の組成を模擬した試験領域をもつものである。VI-1集合体における結果はVI-2集合体における結果と合せてさらに詳細な解析を行う予定である。また、MZ-AあるいはMZ-B集合体でのデータとの相関も検討されるであろう。

Table 9 U-238 fission rate distribution measured with foil*

Position	Measurement	C/E**
18-18	1.000±0.005	1.00±0.005
-23	0.676±0.005	(0.96±0.01)
-25.5	0.235±0.005	1.03±0.02
-26	0.120±0.004	1.09±0.04
-27	0.041±0.003	1.05±0.07
-28	0.018±0.002	0.85±0.11

* 378 ppm U-235

** B_2^2 of empty lattice region is set zero in the calc.

7. む す び

「もんじゅ」の外側炉心の組成を模擬した試験領域をもつVI-1集合体の臨界実験とその解析によって、現在までのところ以下のような結果が得られている。

- (1) 試験領域だけからなる単一領域炉心の臨界量を精度よく外挿することが可能であり、中心部のスペクトルにも差異がない。
- (2) AGL I/1 を使用した DOYC システムは臨界性および非均質効果をかなりよく評価するが、やゝ過小評価の傾向がある。
- (3) 非均質効果をバンチング実験から外挿することに関しては、より単純なパターンでの実験が必要であろう。
- (4) 試験領域の中心における核分裂比については J-F-II セットによる計算結果は測定結果と測定誤差の範囲内で一致している。
- (5) ブランケットにおける核分裂率の半径方向分布に関しては、C/E 値が 1.0 より小さいという一般的傾向を示しているが、U-238 については比較的良好である。

FCA では昭和48年3月始めにVI-2集合体が臨界を達成した。この集合体は「もんじゅ」の内側炉心の組成を模擬した試験領域をもつものである。VI-1集合体における結果はVI-2集合体における結果と合せてさらに詳細な解析を行う予定である。また、MZ-AあるいはMZ-B集合体でのデータとの相関も検討されるであろう。

参 考 文 献

- (1) 飯島 勉他：“VI-1 集合体における密度係数の測定”（私信）
- (2) 動燃事業団よりの私信
- (3) 原研黒井英雄氏よりの私信
- (4) 溝尾宣辰他：“FCA V-3, V-3-B および V-2-R 集合体の核分裂率分布”，
JAERI-M 9056（1980）

付 録

- A. 1 制御棒校正データ
- A. 2 周辺質量係数
- A. 3 系の未臨界度と出力較正
- A. 4 温度係数
- A. 5 臨界量補正実験データ
 - A. 5.1 超過反応度
 - A. 5.2 密着面間隙効果
 - A. 5.3 制御安全棒装填状態 (Singularity)
 - A. 5.4 炉心境界形状効果
 - A. 5.5 置換反応度トラバース
 - A. 5.6 臨界量補正項目のまとめ
- A. 6 臨界性の計算

A.1 制御棒較正データ

Table 10 Doubling time for ρ_0 $\rho_0 = 0 \sim 50.0$ mm(No.9 S/R)

Power range [A]	Doubling time* [sec] (#6CH)
$(0.2 \rightarrow 0.4) \times 10^{-7}$	35.0
$(0.3 \rightarrow 0.6) \times 10^{-7}$	41.2
$(0.4 \rightarrow 0.8) \times 10^{-7}$	44.1
$(0.2 \rightarrow 0.4) \times 10^{-6}$	51.1
$(0.3 \rightarrow 0.6) \times 10^{-6}$	52.0
$(0.4 \rightarrow 0.8) \times 10^{-6}$	52.5
$(0.2 \rightarrow 0.4) \times 10^{-5}$	53.1
$(0.3 \rightarrow 0.6) \times 10^{-5}$	53.1
$(0.4 \rightarrow 0.8) \times 10^{-5}$	53.2

0.2×10^{-5} A から 0.8×10^{-5} A までの 3 個のデータの
平均値

$$T_D = 53.1 \text{ [sec]}$$

を採用した。

Period T は

$$T = T_D / \ln 2 = \frac{53.1}{0.693} = 76.6 \text{ [sec]}$$

* 0.5×10^{-6} A で臨界点確認

標準反応度 ρ_0 の計算に必要な β_{eff} の値は一次元円筒モデルで ARGO コードにより計算し、
ペリオド T から逆時間方程式により ρ_0 を計算した。結果は $\rho_0 = 0.0491 \% \Delta K / K$ で 0.5×10^{-6} A
における未臨界度 $0.0010 \% \Delta K / K$ (1.0 mm 分) を補正すると ρ_0 は次のように
なる。

$$\rho_0 = 0.0501 \% \Delta K / K$$

ρ_0 の計算に用いた核種、先行核ごとの $\beta_{i, \text{eff}}$ と λ_i は Table 11 のとおりである。断面
積セットは ABBN セット、 λ_i のうち Pu-241 は Sandmeier、他の核種は Keepin の値
を使用した。Prompt neutron life time ℓ_p は 2.2596×10^{-7} sec. である。

Table 11 Delayed neutron parameters of VI-1 Assy

$\beta_{\text{eff}}^m (\times 10^4)$							
$m \backslash \ell$	1	2	3	4	5	6	Sum
Pu-239	0.3743	3.2441	2.2994	3.5471	0.9269	0.4812	10.8730
Pu-240	0.0075	0.0808	0.0550	0.1069	0.0404	0.0081	0.2988
Pu-241	0.0036	0.0854	0.0644	0.1451	0.0678	0.0585	0.3722
U-235	0.6230	3.4738	3.0669	6.6501	2.0878	0.4247	16.3260
U-238	0.2411	2.5417	3.0050	7.1986	4.1748	1.3920	18.5530
Total							46.4230

λ_{ℓ}^m							
$m \backslash \ell$	1	2	3	4	5	6	
Pu-239	0.0129	0.0311	0.134	0.331	1.26	3.21	
Pu-240	0.0129	0.0313	0.135	0.333	1.36	4.04	
U-235	0.0127	0.0317	0.115	0.311	1.40	3.87	
U-238	0.0132	0.0321	0.139	0.358	1.41	4.02	

Table 12 Reactivity calibration by substitution of rods
(Power level #6 0.5×10^{-5} A 90% BCS)

Step No.	Position of C/R No.1 [mm]	Position of C/R No.2 [mm]	Position of S/R No.9 [mm]	Position of S/R No.2 [mm]
0	full in	full out	50.00	cri. 44.24
1	49.29	full out	full in	44.24
2	"	356.86	50.00	"
3	98.08	"	full in	"
4	"	266.40	50.00	"
5	149.10	"	full in	"
6	"	199.53	50.00	"
7	205.48	"	full in	"
8	"	143.25	50.00	"
9	272.93	"	full in	"
10	"	92.13	50.00	"
11	365.26	"	full in	"
12	"	43.10	50.00	"
13	full out	45.97	full in	"
14	45.29	43.10	50.00	365.10
15	91.74	full in	50.00	"
16	full out	full in	50.00	40.53
17	full out	49.39	full in	"
18	49.29	356.86	50.00	43.71
19	26.64	418.69	"	
20	75.19	"	full in	
21	"	304.00	50.00	
22	124.79	"	full in	
23	"	228.89	50.00	
24	178.22	"	full in	
25	"	168.69	50.00	
26	239.49	"	full in	
27	"	115.61	50.00	
28	317.31	"	full in	
29	"	65.99	50.00	
30	441.62	"	full in	
31	"	16.91	50.00	

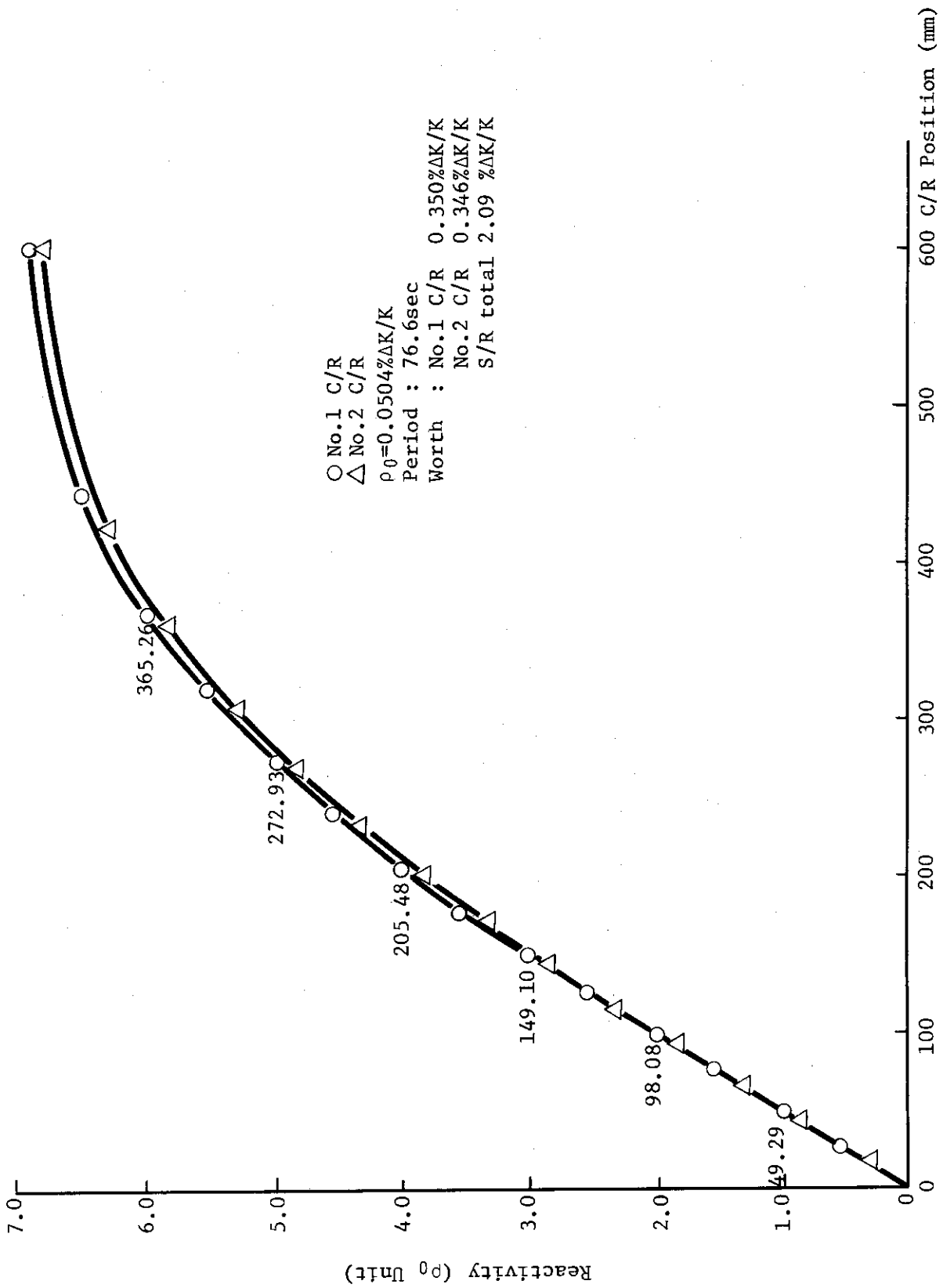


Fig. 7 Caribration curve of control rods of assembly VI-1

A. 2 周辺質量係数

Table 13 Mass coefficient measurement

Core	R (matrix unit)	C/R Position (mm)	Reactivity change (ρ_0 /本)
Reference	7.16	# 1C/R full out # 2C/R 93.71	-
MC-2**	7.04*	# 1C/R 208.17 # 2C/R full in	1.198

* ブランケットと置換した部分の重心の半径

** MC-2は固定側16-11, 16-25, 20-11, 20-25のドライバー引出しHalf typeと, これに対応する移動側の引出し合計8本をブランケットに置換したものでVI-1炉心の基準系である。

Reference 炉心の等価半径 $R = 7.16$ での質量係数は

$$\begin{aligned} \Delta \rho &= 1.198 (\rho_0) \times (7.04 / 7.16)^3 \\ &= 1.12 \pm 0.01 \quad (\rho_0 / \text{drawer}) \end{aligned}$$

A. 3 系の未臨界度と出力較正

(1) 系の未臨界度 (制御棒較正時データ)

炉出力 (6ch)	制御棒位置 (mm)	反応度 (ρ_0)
0.50×10^{-7} A	# 1 C/R full out	2.007
	# 2 C/R 99.18	
0.50×10^{-6} A	# 1 C/R full in	1.818
	# 2 C/R 89.40	

0.5×10^{-7} と 0.5×10^{-6} 時の未臨界度の差は $0.189 \rho_0$ 。したがって 0.5×10^{-7} 時の未臨界度は

$$1 - \frac{0.189}{0.5 \times 10^{-6} - 0.5 \times 10^{-7}} = 0.21 \rho_0$$

0.5×10^{-6} 時の未臨界度は

$$\frac{0.189}{0.5 \times 10^{-6} - 0.5 \times 10^{-7}} = 0.021 \rho_0$$

(2) 出力較正

0.5×10^{-6} (A) 時の炉出力を source の増倍より概算する。

$$\left\{ \begin{array}{l} P = \frac{S}{3.1 \times 10^{10}} \text{ (W)} \quad S = \text{Total fission 数/sec} \\ S = \frac{S_0}{1-k} = \frac{S_0}{\delta k} \end{array} \right.$$

$$S_0 = \text{装荷 Pu の自発核分裂数} \\ = 4.06 \times 10^6 \text{ fiss./sec}$$

$$\delta k = (0.5 \times 10^{-6} \text{ A の未臨界度}) \\ = 0.021 \rho_0 = 1.05 \times 10^{-6} \Delta k/k$$

$$S = \frac{S_0}{1-k} = \frac{4.06 \times 10^6}{1.05 \times 10^{-6}} = 3.86 \times 10^{11} \text{ fiss./sec}$$

従って 0.5×10^{-6} (A) の出力 P (W) は

$$P = \frac{3.86 \times 10^{11}}{3.10 \times 10^{10}} = 125 \text{ (W)}$$

A. 4 温度計数

測定は炉室温度を上昇させて行った。

Table 14 Core temperature coefficient

T. C. Position	Reactivity change [$\rho_0 / ^\circ\text{C}$]
F - 1, 2	0.047 ± 0.007
M - 1, 2, 3	0.044 ± 0.006

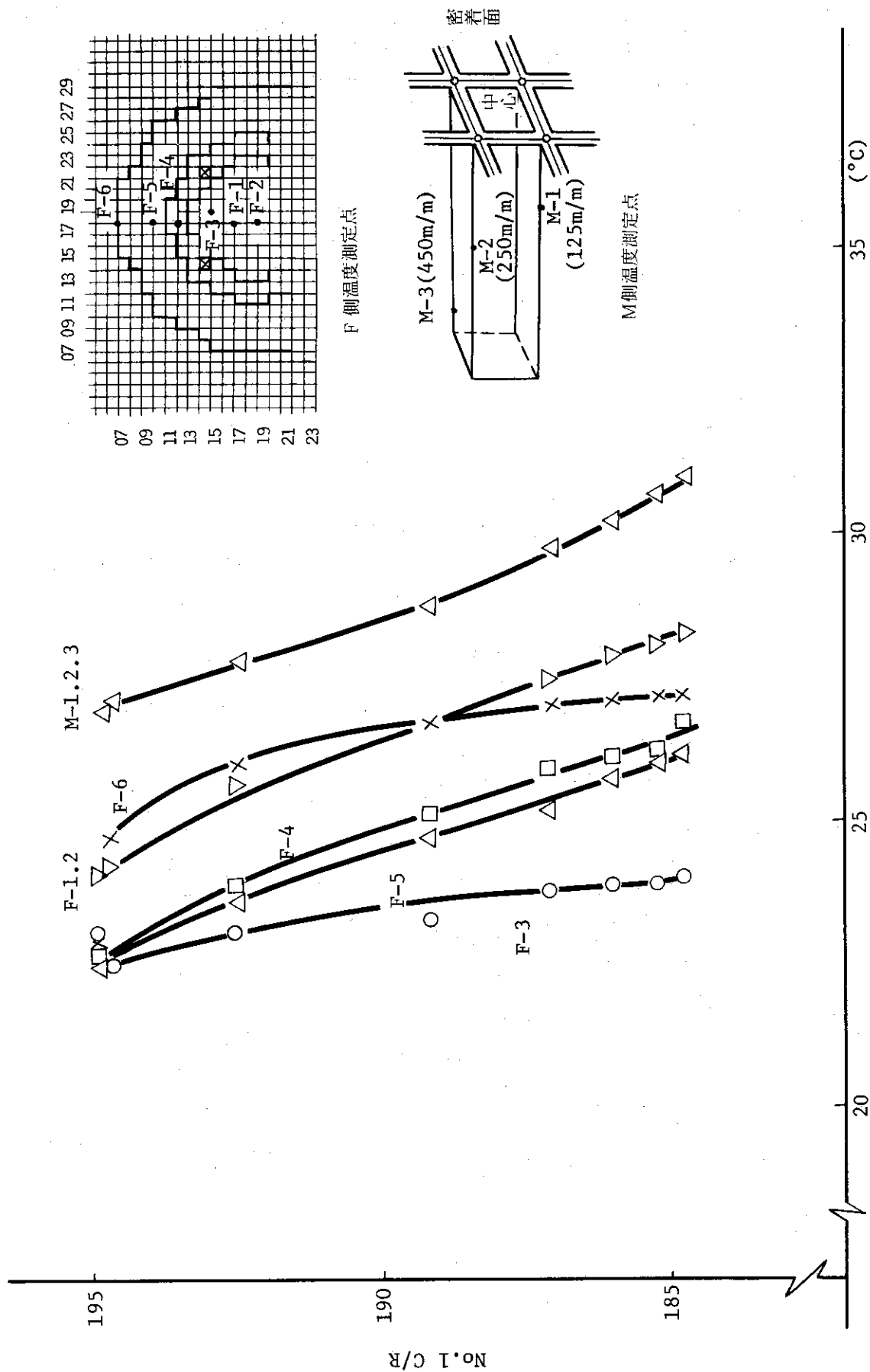


Fig. 8 炉心温度の変化による制御棒 (No. 1) の変化

A. 5 臨界量補正実験データ

A. 5.1 過剰反応度

基準炉心 (Fig. 1) での臨界点は CH. 6 出力 0.5×10^{-7} A において 1 制御棒が 1990 mm で制御棒の余裕は $3.88 \rho_0$ である。 0.5×10^{-7} A では未臨界度が $0.21 \rho_0$ であるから過剰反応度は、

$$\rho_E = (3.88 - 0.21) \rho_0 = 3.67 \rho_0 \quad \text{となる。}$$

A. 5.2 密着面間隙効果

Table 15 Gap effect measurement

Gap (mm)	#1 C/R Position (mm)	Reactivity change (ρ_0)
-0.006	171.73	0.00
0.486	133.28	-0.71
0.982	94.22	-1.51
1.994	16.74	-3.08

臨界点は CH. 5 0.5×10^{-7} A, 90% BCS で求めた。Gap 効果は密着面近くの勾配から求めた。すなわち

$$\Delta \rho = \frac{0.71}{0.006 + 0.486} = (1.443 \pm 0.072) X \quad (\rho_0 / \text{mm-gap})$$

ただし X は mm で表わした間隙距離

故に Gap 効果による反応度の増加は

$$3.75 \pm 0.5 \rho_0 \quad [\text{密着面燃料間隙 } 2.6 \pm 0.3 \text{ mm}] \quad \text{となる。}$$

A. 5.3 制御安全棒装填状態 (Singularity)

Table 16 Control - safety rod singularity effect

Core	C/R Position	Reactivity change
Reference	#1 C/R full out	-
	#2 C/R 93.71	
S/R (F14-14) → Driver	#1 C/R 270.72	$-(3.86 \pm 0.01) \rho_0$
	#2 C/R full in	

S/R, C/R 全数の 8 本をドライバー引出しに置換すると $(3.86 \pm 0.01) \rho_0 \times 8 = 30.88 \pm 0.1 \rho_0$ だけ反応度が減少する。

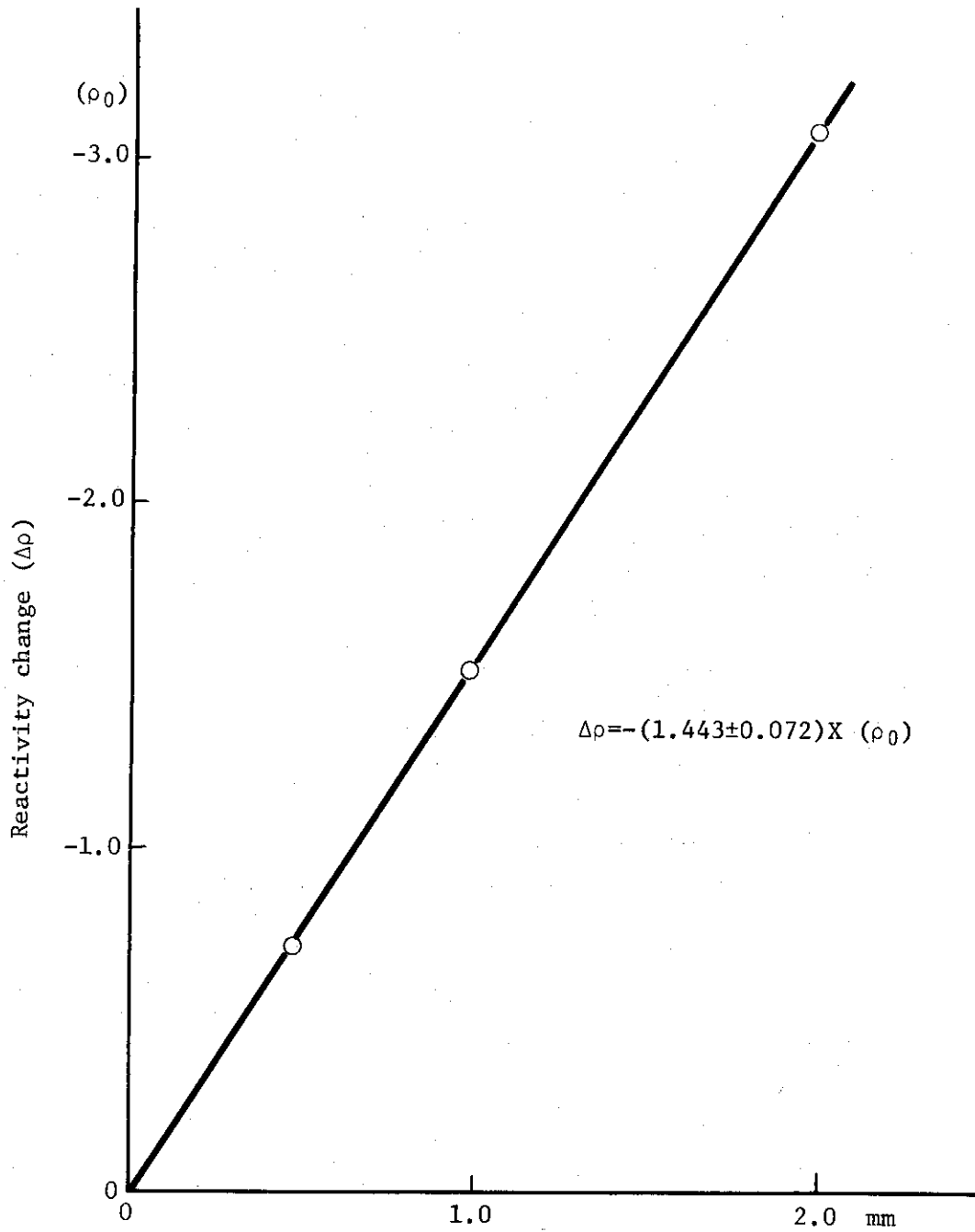


Fig. 9 Gap distance

A. 5.4 炉心境界形状効果

Table 17 Irregular core boundary effect

Core Pattern	#1 C/R Position (mm)	Power (A)	Reactivity change (ρ_0) (4/4 quadrant)	Irregularity (W)
A (Reference)	207.28	0.5×10^{-7}	0	5.2871
B (2/4 quadrant)	117.85	0.5×10^{-7}	-3.24	8.4146
C (2/4 quadrant)	165.88	0.5×10^{-7}	-1.44	7.5158
D (4/4 quadrant)	full in	0.258×10^{-8} (subcri)	-8.42 (Calculation)	14.430

制御棒校正で未臨界度が $-4 \rho_0$ のときの出力が 0.284×10^{-8} であったのでこれからDパターンの未臨界度を求めると $-4.4 \rho_0$ となる。従ってDパターンの計算による未臨界度はAパターンの過剰反応度 $4.02 \rho_0$ と $4.4 \rho_0$ の和になる。

Aパターンに対するB, C, Dの各々の直線をひいて、それらの値の平均値を Edge効果とした。

$$\text{Edge effect} = 4.6 \pm 1.0 \rho_0$$

$$(W=0)$$

A. 5.5 置換反応度トラバースデータ

引出し置換場所はF, M各十字部分または「字部分である。

Table 18 テストゾーンをドライバーゾーンに置換した場合

(置換場所：「字部分4本)

Position	Reactivity change (ρ_0)			Mean (ρ_0)
	Differential	Calculation $\pi(R_2^2 - R_1^2) \times 4\rho_0$	Volume integ.	
1	-1.002	-1.00	0	
2	-2.012	-6.72	-3.30	
3	-1.792	-11.62	-9.10	
4	-1.492	-14.36	-12.97	
5	-1.072	-13.68	-13.92	
6	-0.690	-5.39	-12.47	
Total		-52.77	-51.76	-52.30 ± 1.0

Calculation : T→Dへ置換した場合の反応度変化に円環面積をかけて求める。

Volume integ. : 反応度変化をグラフによる体積積分値によって求める。

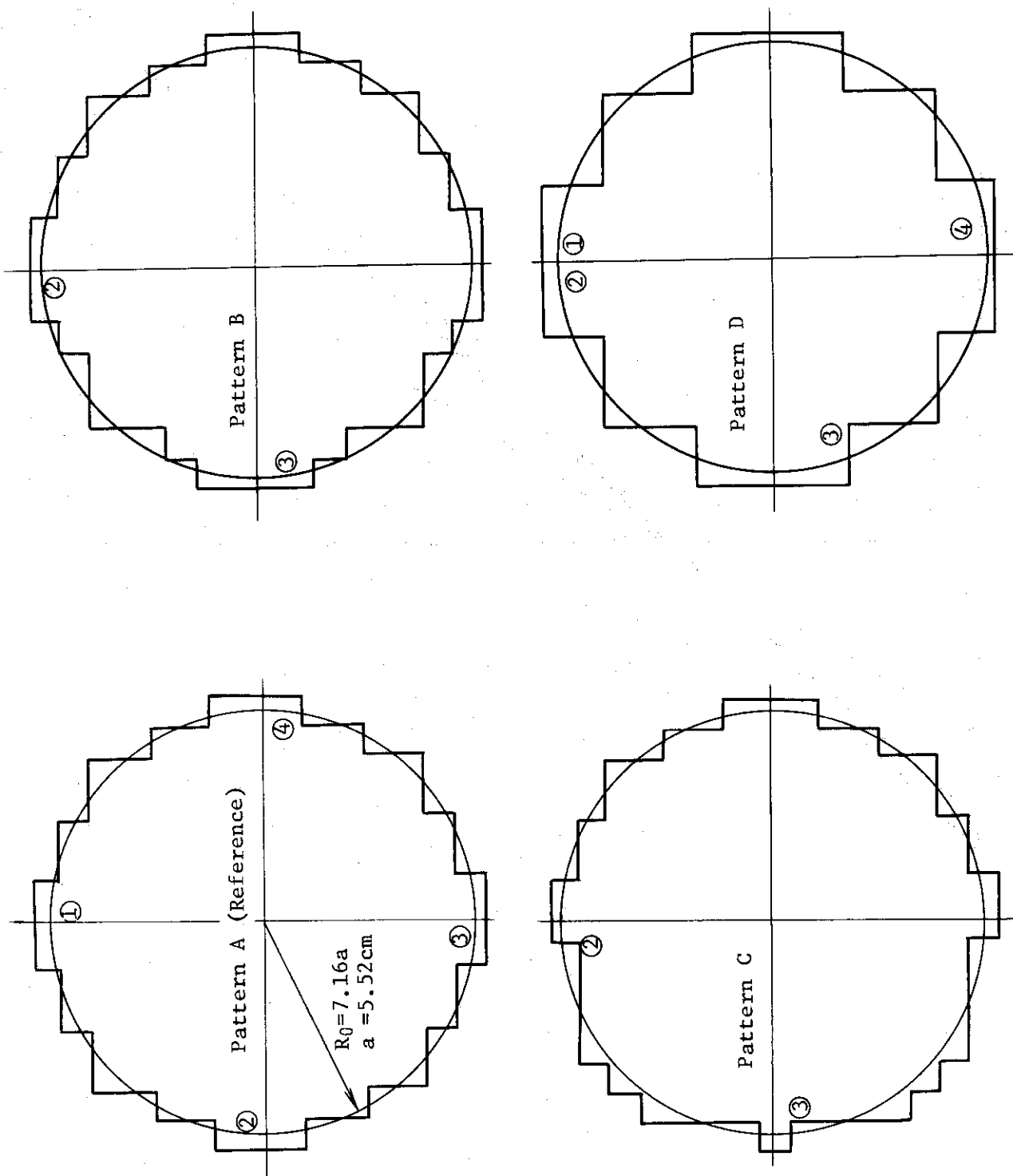


Fig. 10 Core cross section for the measurement of core irregular boundary effect

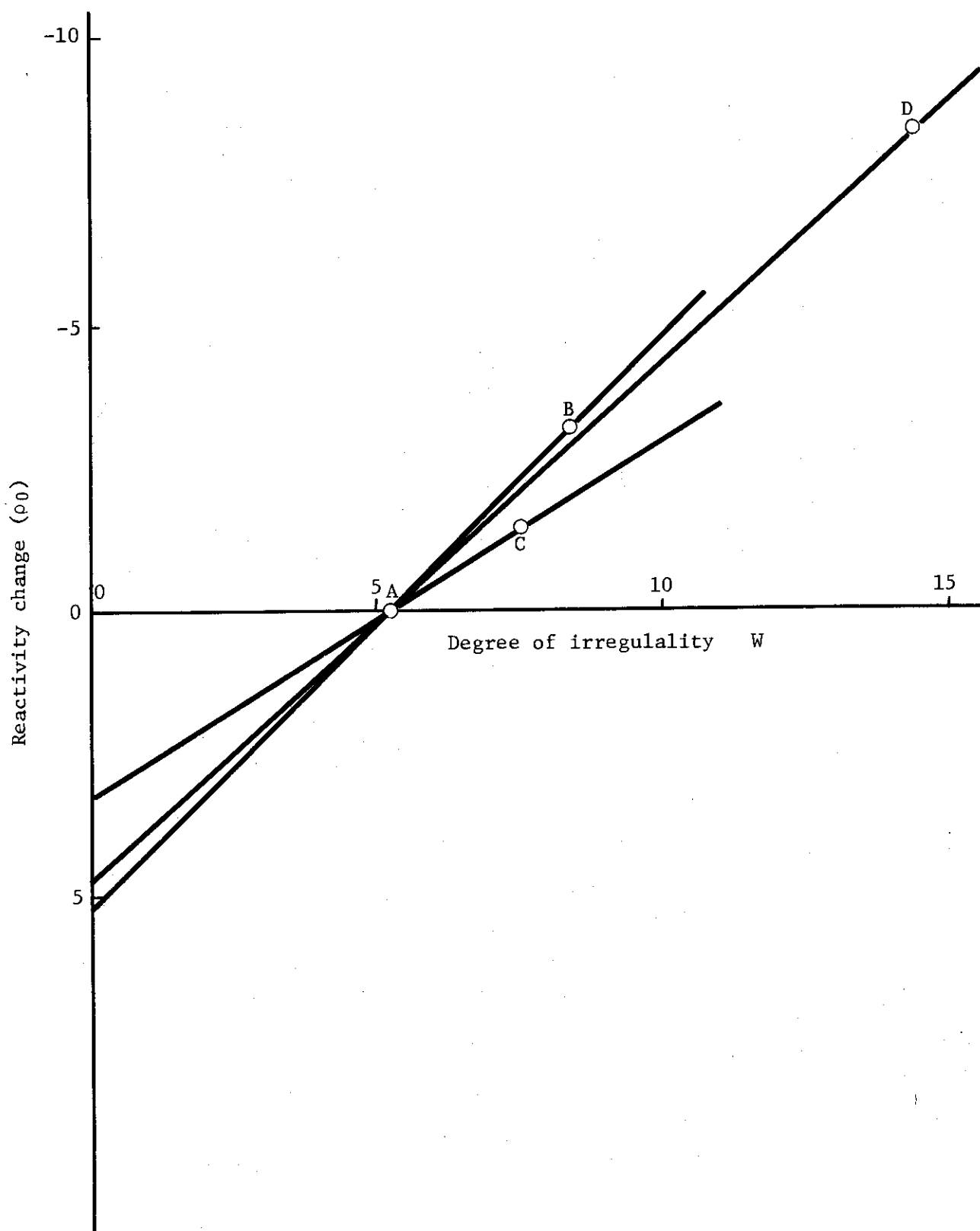


Fig. 11 Irregular core boundary effect

Table 19 ドライバーゾーンをテストゾーンに置換した場合
(置換場所：十字部分8本)

Position	Reactivity change (ρ_0)			Mean (ρ_0)
	Differential	Calculation	Volume integ.	
7	+0.640	+8.68	+10.04	
8	+0.155	+0.99	+ 1.69	
Total		+9.67	+11.73	+10.7±1.0

Table 20 N.U. Blanket をD.U. Blanket に置換した場合
(置換場所：十字部分8本)

Position	Reactivity change (ρ_0)			Mean (ρ_0)
	Differential	Calculation	Volume integ.	
1	-0.425	-7.37	-6.08	
2	-0.165	-2.35	-3.66	
3	-0.052	-0.82	-1.47	
4	-0.005	-0.07	-0.41	
Total		-10.61	-11.62	-11.1±1.0

A. 5.6 臨界量補正項目のまとめ

Table 21 Corrections to loaded mass

(1) C/R, S/R Singularity	30.9 ±0.1 ρ_0
(2) Edge effect	-4.6 ±1.0 ρ_0
(3) Gap effect	-3.75±0.5 ρ_0
(4) Excess reactivity	-3.67±0.01 ρ_0
(1)~(4) Sum	18.9 ±1.3 ρ_0
(5) Blanket NU to DU	11.1 ±1.0 ρ_0
(6) Driver zone Test zone	-10.7 ±1.0 ρ_0
(5)+(6)	0.4 ±1.4 ρ_0
(1)~(6) Sum	19.3 ±1.9 ρ_0

$$\rho_0 = 0.0501 \% \Delta k/k$$

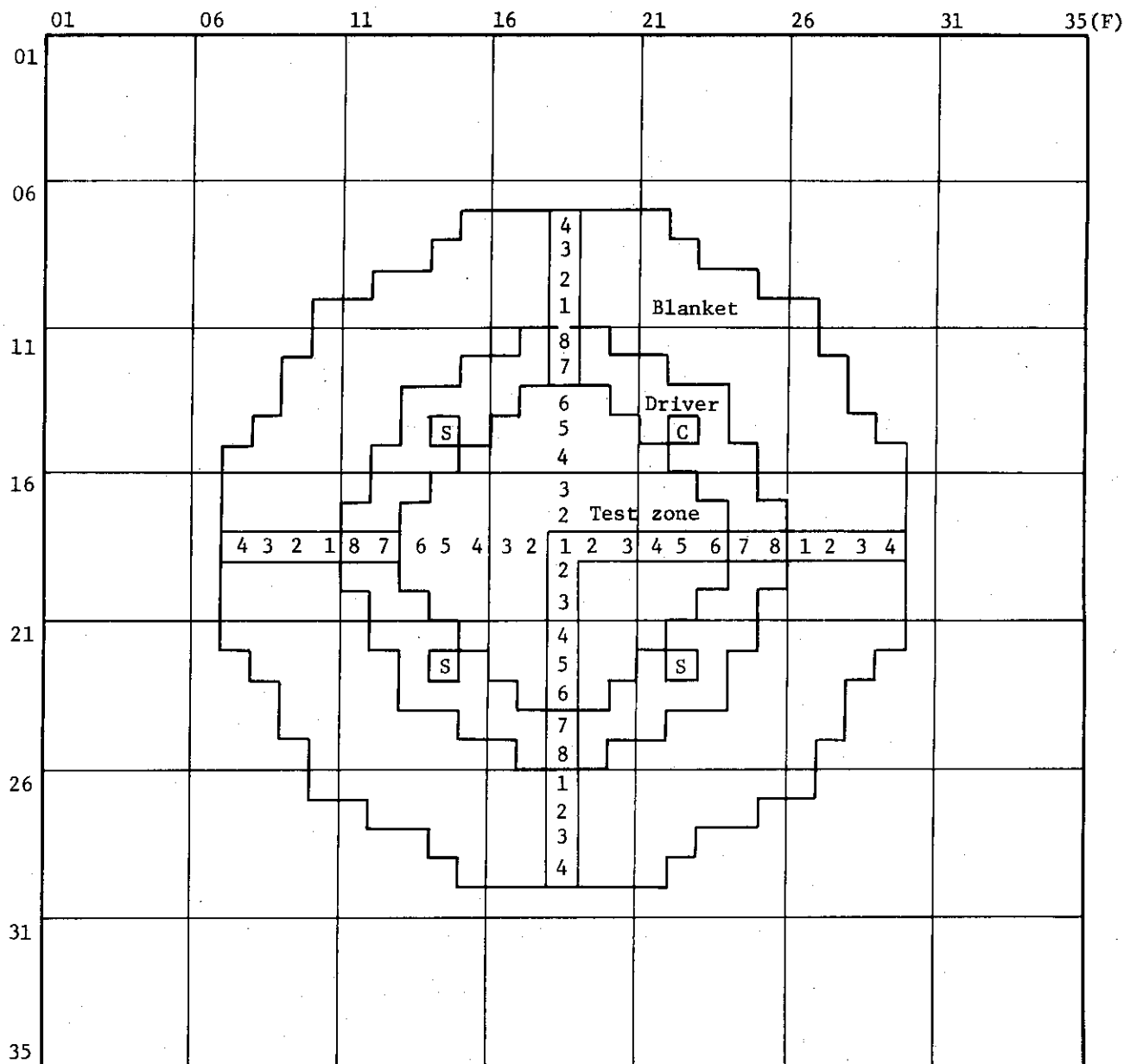


Fig. 12 置換反応度トラバース実験場所

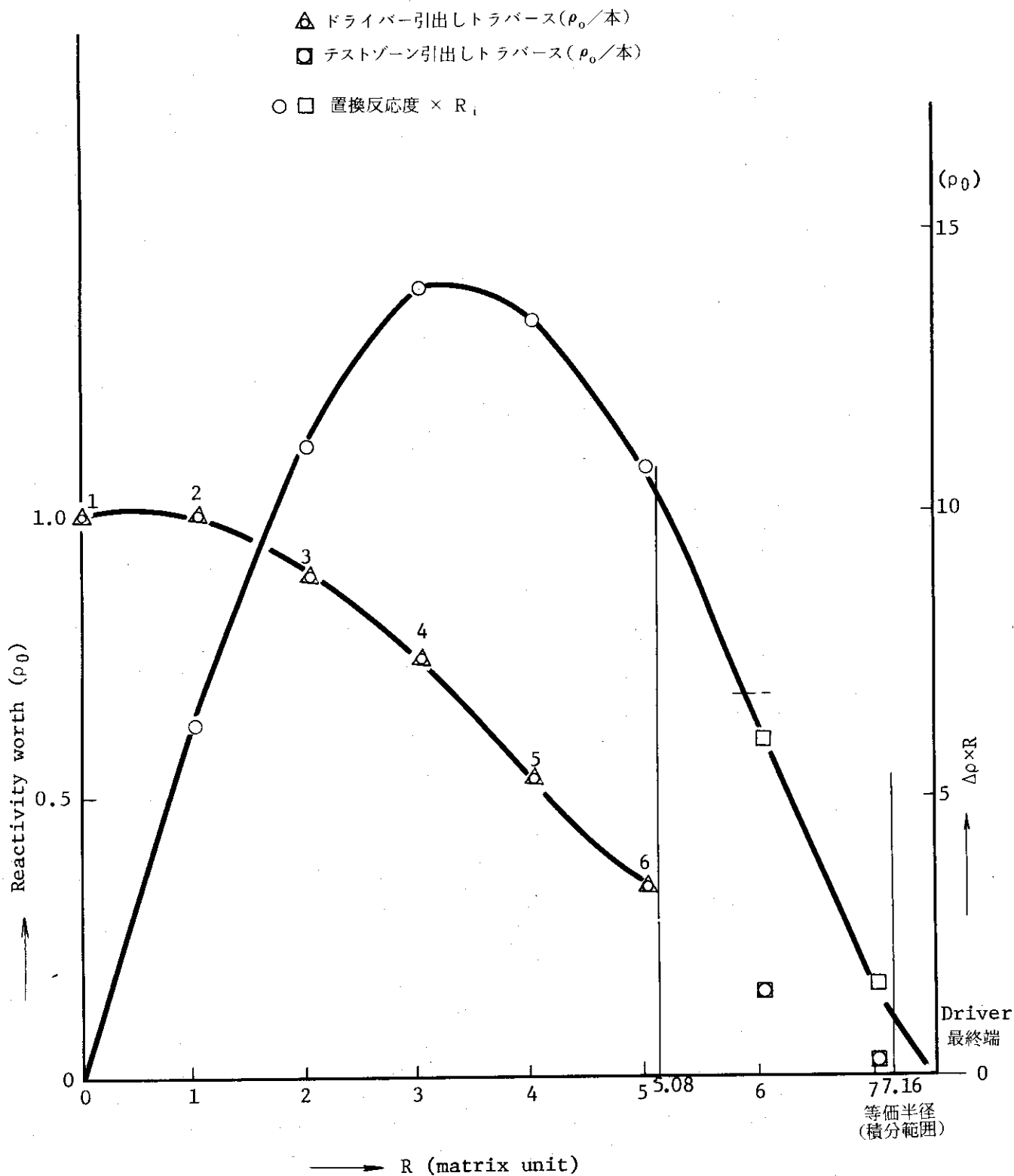


Fig. 13 置換反応度トラバース

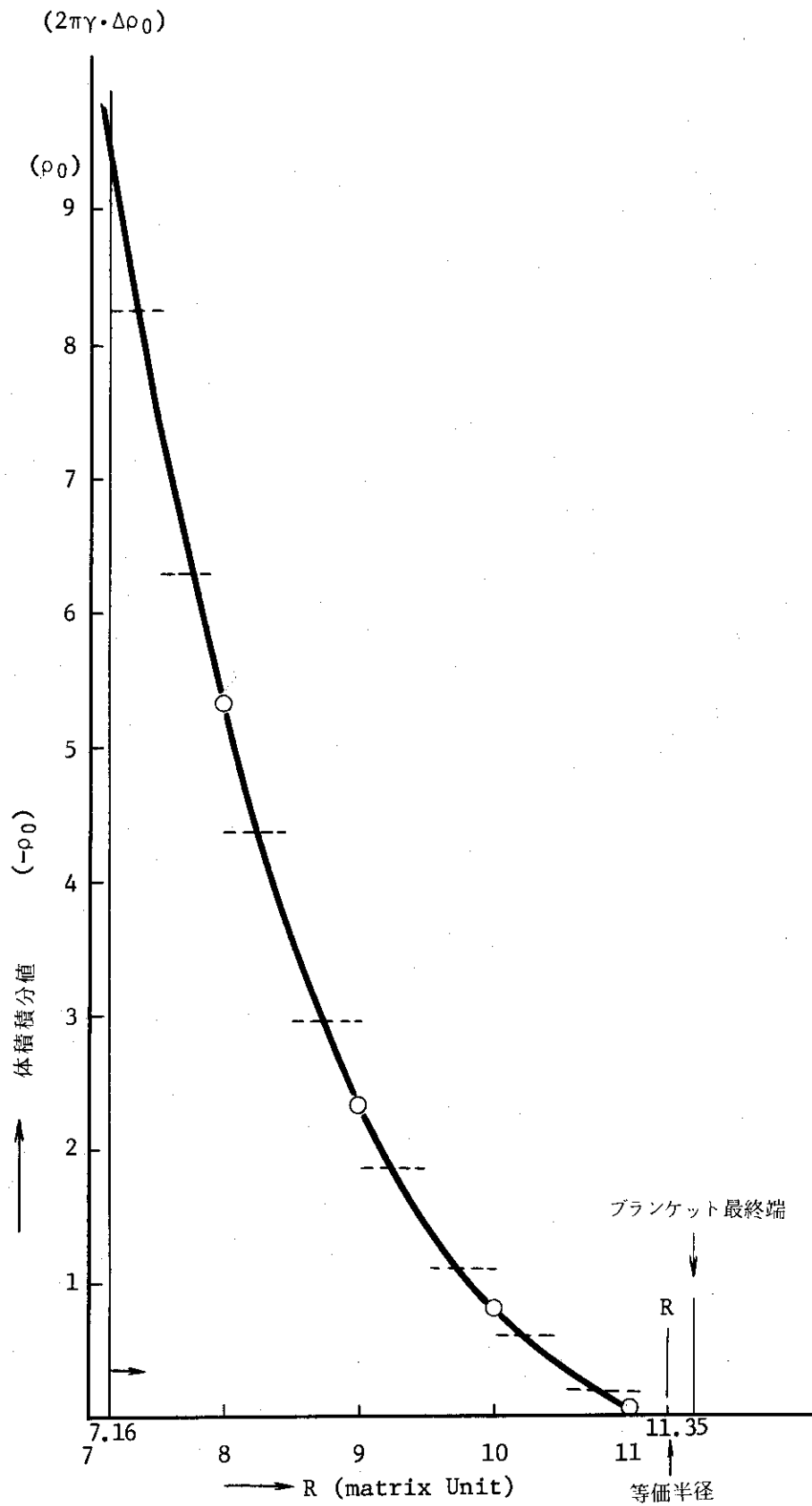


Fig. 14 置換反応度トラバース (NUB→DUB)

A. 6 臨界性の計算

Table 22 Summary of the results of critical calculation
(one region core-DU Blanket)

Prob. No.	Geometry	Approx.	Code	Crosssection Set	V _{sphere} ()	V _{cylinder} ()	S.F.*	k _{eff}	Critical volume ()
1				J-F-0 (25 gr.)	422.71	-	0.8945	0.98550	459.92
2	Sphere (1-Dimension)	Diffusion	EXPANDA -4	J-F-II (25 gr.) ABBN (25 gr.) RCBN (25 gr.)	423.56	-	0.8963	0.99510	437.34
3					425.09	-	0.8958	1.02380	379.27
4					423.01	-	0.8952	0.97130	496.07
5				J-F-0 (reduced) 6 gr.	-	472.55	-	0.98550	-
6	Cylinder (2-Dimension)	Diffusion	EXTERMI- NATOR -2	J-F-II (reduced) 6 gr.) ABBN (reduced) 6 gr.) RCBN (reduced) 6 gr.)	-	-	-	0.99507	-
7					-	-	-	1.02384	-
8					-	-	-	0.97125	-
Experiment									
						472.6		1.000	-

$$* \text{ S.F.} = \frac{V_{\text{sphere}} (1D)}{V_{\text{cylinder}} (2D)}$$

Table 23 Summary of the results of critical calculation
(as built core-NU Radial Blanket)

Prob. No.	Geometry	Approx.	Code	Crosssection set	V _{cylinder} (ℓ)	k _{eff}	Critical volume (ℓ)
9	Cylinder* (1-Dimension)	diffusion	EXPANDA -4	J-F-0 (25 gr.)	457.99	0.98350	505.02
10				J-F-II (25 gr.)	460.23	0.99670	470.26
11				ABBN (25 gr.)	464.17	1.02380	409.96
12				RCBN (25 gr.)	458.74	0.98220	505.31
13	Cylinder (2-Dimension) R-Z	diffusion	EXTERMI- NATOR-2	J-F-0 (reduced) (6 gr.)	472.54	0.98351	-
14				J-F-II (reduced) (6 gr.)	"	0.99672	-
15				ABBN (reduced) (6 gr.)	"	1.02377	-
16				RCBN (reduced) (6 gr.)	"	0.98219	-
EXPERIMENT					472.1	1.000	

* Transverse buckling $B_T^2 (10^{-4})$: 6.65 6.75 5.66
(Test zone, Driver zone, Blanket)

Table 24 Group structure of 6-group constants

Reduced set	Group number					
	1	2	3	4	5	6
ABBN set	1 ~ 4	5 ~ 6	7 ~ 8	9 ~ 11	12 ~ 14	15 ~ 25
$E_L^{(*)}$	1.4 MeV	0.4 MeV	0.1 MeV	10.0 KeV	1.0 KeV	0.215 eV

(*) E_L : Lower energy limit of reduced group