

JAERI-M  
9079

KENO-IVコードベンチマーク計算(7)  
(プルトニウム富化燃料棒の三角格子配列)

1980年9月

野村 靖・下桶 敬則・山川 康泰\*

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.

KENO-IVコードベンチマーク計算(7)  
(プルトニウム富化燃料棒の三角格子配列)

日本原子力研究所東海研究所安全解析部  
野村 靖・下桶 敬則・山川 康泰\*

(1980年8月18日受理)

モンテカルロ法コードKENO-IVと原研で新たに開発整備中の多群定数ライブラリーMGCLとの組合せにより、軽水タンク内のプルトニウム富化燃料棒の三角格子配列に関する臨界実験データを用いて、ベンチマーク計算を実施したので報告する。これは、KENO-IVコードとMGCLライブラリーとの組合せによる多種多様な臨界安全実験データを用いた広範囲なベンチマーク計算プロジェクトの一環として実施されたものである。

A $\beta$ -Pu合金あるいはUO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>混合酸化物の燃料棒を用いた軽水減速三角格子配列に関する実験データは全部で28ケースある。このうち格子ピッチが1.9 cmより大きい体系あるいは軽水中にボロンが含まれていないか含まれていてもその量が僅かである体系は22ケースあり、実効増倍率 $k_{eff}$ 計算値は平均値が0.991で標準偏差が±1.4%となった。残りのケースの $k_{eff}$ 計算値は1.0からの偏差が大きく、これからの検討課題である。

KENO-IV Code Benchmark Calculation (7)

(Water Moderated Triangle Lattices of Plutonium Enriched Rods)

Yasushi NOMURA, Takanori SHIMOOKE

and

Yasuhiro YAMAKAWA\*

Division of Reactor Safety Evaluation,  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received August 18, 1980)

A series of benchmark tests has been undertaken in JAERI in order to examine the capability of JAERI's criticality safety evaluation system consisting of the Monte Carlo calculation code KENO-IV and the newly developed multi-group constants library MGCL. The present report describes the results of a test using criticality experiments about H<sub>2</sub>O moderated lattices of plutonium-enriched rods.

In all, 28 cases of experiments have been calculated for the H<sub>2</sub>O moderated triangle lattices of plutonium-enriched Aluminum-Plutonium alloy or UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub> mixed oxide fuel rods.

For 22 cases where lattice pitch is greater than 1.9 cm and no boron or a small amount of boron is included in moderation, the effective multiplication factor can be predicted as 0.991 in average with  $\pm 1.4\%$  standard deviation by the JAERI's system. For the rest of the cases much deviation has been calculated, which requires further investigation.

Keywords: Criticality Safety, Benchmark Calculation, Plutonium Enriched Rods, KENO-IV Monte Carlo Code, MGCL Multigroup Constants Library, Water Moderated Lattice

---

\* JGC Corporation.

## 目 次

1. まえがき .....	1
2. 実験体系と実験データ .....	1
3. 計算手法と計算モデル .....	12
3.1 計算手法 .....	12
3.2 計算モデル .....	16
4. 計算結果及び考察 .....	33
4.1 $k_{eff}$ 計算値のヒストグラム .....	33
4.2 $k_{eff}$ 計算値のH/Pu比に対する傾向 .....	34
4.3 軽水中のポロン濃度の影響 .....	34
4.4 エネルギー群構造の影響 .....	35
5. 結 論 .....	44
参考文献 .....	44

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Experiment .....	1
3. Calculation .....	12
3.1 Methods .....	12
3.2 Modeling .....	16
4. Results and Discussion .....	33
4.1 Histogram for Calculated $k_{\text{eff}}^s$ .....	33
4.2 Tendency of $k_{\text{eff}}^s$ to H/Pu Ratios .....	34
4.3 Effect of Boron Concentration in Water Moderator ..	34
4.4 Effect of Energy Group Structure .....	35
5. Conclusion .....	44
References .....	44

## 1. はじめに

原研で整備中の臨界安全評価コードシステムのうち、多群定数ライブラリMGCL<sup>2)</sup>とモンテカルロ計算コードKENO-IV<sup>3)</sup>の組合せによる臨界計算の精度を検証するため、昭和54年度末以来、多くの実験体系を用いてベンチマーク計算を実施している。本報告書ではプルトニウム富化燃料棒の三角格子配列に関する実験データによりベンチマーク計算を実施した結果を報告する。

実験は、プルトニウム元素同位体およびステンレス・スチール構成元素の中性子核反応断面積のベンチマークテスト用のデータを得るために行われたものである。実験データは、軽水タンク内に設置した三角格子配列の臨界となる燃料棒本数を求めることにより得られたもので、データの組合せは、プルトニウム同位元素組成、プルトニウム燃料の形態(AU-Pu合金、あるいは $UO_2$ - $PuO_2$ 混合物)それに三角格子ピッチをパラメータとして28ケースとなる。

以下、第2章で実験体系と実験データの説明を行い、第3章で採用した計算手法および計算モデルについてふれ、第4章で計算結果の説明および考察を行い、第5章で結論を述べる。

なお、第2章において実験体系および実験データを説明するために使用した表は全て実験レポート<sup>1)</sup>から転載したものである。

## 2. 実験体系と実験データ

軽水炉の使用済燃料集合体の輸送、及び再処理の各プロセスにおける臨界安全解析の信頼性向上のためには、燃料中に存在するプルトニウムの中性子核反応断面積のデータの正確さが要求される。NUREG/CR-0210<sup>1)</sup>ではプルトニウムを体系に含む実験の報告書を調査し、プルトニウム核断面積テスト用のベンチマーク計算に使用することができる実験データを収録してある。

プルトニウム元素同位体の断面積は熱エネルギー領域近辺で顕著な共鳴ピークを有するのでサーマル体系では中性子核反応率は大きい。しかもこの反応率は自己遮蔽効果のため体系的幾何学的形状に依存して変る。このような特性を有するプルトニウムの核断面積テスト用として次に示す基準によりベンチマーク実験が選定された<sup>1)</sup>。

- (1) スペクトル依存性を調べるため燃料中の水素対プルトニウム原子数比が広範囲にわたること。
- (2) 幾何学的形状による変化を調べるため非均質体系ばかりでなく均質な実験体系をも含むこと。
- (3) 燃料中の<sup>240</sup>Pu成分比が広範囲にわたること。

このような趣旨に従い選定された実験データのうち、本報告書ではTable 1に示すようなプルトニウム非均質体系に関するデータをベンチマーク計算の対象とした。これらの実験では、

## 1. はじめに

原研で整備中の臨界安全評価コードシステムのうち、多群定数ライブラリMGCL<sup>2)</sup>とモンテカルロ計算コードKENO-IV<sup>3)</sup>の組合せによる臨界計算の精度を検証するため、昭和54年度末以来、多くの実験体系を用いてベンチマーク計算を実施している。本報告書ではプルトニウム富化燃料棒の三角格子配列に関する実験データによりベンチマーク計算を実施した結果を報告する。

実験は、プルトニウム元素同位体およびステンレス・スチール構成元素の中性子核反応断面積のベンチマークテスト用のデータを得るために行われたものである。実験データは、軽水タンク内に設置した三角格子配列の臨界となる燃料棒本数を求めることにより得られたもので、データの組合せは、プルトニウム同位元素組成、プルトニウム燃料の形態( $\Delta\ell$ -Pu合金、あるいは $UO_2$ - $PuO_2$ 混合物)それに三角格子ピッチをパラメータとして28ケースとなる。

以下、第2章で実験体系と実験データの説明を行い、第3章で採用した計算手法および計算モデルについてふれ、第4章で計算結果の説明および考察を行い、第5章で結論を述べる。

なお、第2章において実験体系および実験データを説明するために使用した表は全て実験レポート<sup>1)</sup>から転載したものである。

## 2. 実験体系と実験データ

軽水炉の使用済燃料集合体の輸送、及び再処理の各プロセスにおける臨界安全解析の信頼性向上のためには、燃料中に存在するプルトニウムの中性子核反応断面積のデータの正確さが要求される。NUREG/CR-0210<sup>1)</sup>ではプルトニウムを体系に含む実験の報告書を調査し、プルトニウム核断面積テスト用のベンチマーク計算に使用することができる実験データを収録してある。

プルトニウム元素同位体の断面積は熱エネルギー領域近辺で顕著な共鳴ピークを有するのでサーマル体系では中性子核反応率は大きい。しかもこの反応率は自己遮蔽効果のため体系の幾何学的形状に依存して変る。このような特性を有するプルトニウムの核断面積テスト用として次に示す基準によりベンチマーク実験が選定された<sup>1)</sup>。

- (1) スペクトル依存性を調べるため燃料中の水素対プルトニウム原子数比が広範囲にわたること。
- (2) 幾何学的形状による変化を調べるため非均質体系ばかりでなく均質な実験体系をも含むこと。
- (3) 燃料中の<sup>240</sup>Pu成分比が広範囲にわたること。

このような趣旨に従い選定された実験データのうち、本報告書ではTable 1に示すようなプルトニウム非均質体系に関するデータをベンチマーク計算の対象とした。これらの実験では、



A<sub>0</sub>-Pu 合金燃料棒あるいはUO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>混合燃料棒を、軽水プール内で三角格子配列状に並べて円筒状炉心を形成し、このときの臨界となる燃料棒本数が決定された。ベンチマーク実験の数は、Table 1に示すごとくH/Pu比、<sup>240</sup>Pu成分比、炉心半径、および燃料形態をパラメータとして28ケースある。同一燃料組成の燃料棒を用いた実験でも、格子ピッチを変化させたり、軽水中のボロン含有量を変化させたりしたものがある。H/Pu比の範囲は、1.53から1.333までにわたり、軽水炉用燃料の輸送において遭遇するような値をカバーしている。

ベンチマーク実験No. 16からNo. 41までに使用されたプルトニウム燃料棒の被覆管材質はジルコニウムであるが、ベンチマーク実験No. 42では、UO<sub>2</sub>燃料棒が用いられその被覆管材質をアルミニウムからステンレス・スチールに変えたときに、臨界となる燃料棒本数の変化が測定された。

各ベンチマーク実験データの詳細をTable 2からTable 9までに示す。

TABLE 1 Heterogeneous Plutonium Benchmarks

No.	H/Pu Atom Ratio	% $^{240}\text{Pu}$	Core Radius, cm	Fuel Type
16	632	6	23.3	A1-1.8 wt% Pu
17	1003	6	25.0	A1-1.8 wt% Pu
18	1333	6	29.4	A1-1.8 wt% Pu
19	583	16	29.3	A1-2 wt% Pu
20	926	16	32.6	A1-2 wt% Pu
21	1230	16	41.4	A1-2 wt% Pu
22	355	5	16.8	A1-5 wt% Pu
23	666	5	18.1	A1-5 wt% Pu
24	1148	5	25.4	A1-5 wt% Pu
25*	666	5	20.2	A1-5 wt% Pu
26*	666	5	23.8	A1-5 wt% Pu
27	238	8	19.1	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
28	554	8	17.3	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
29	1113	8	24.8	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
30*	185	8	27.7	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
31*	185	8	27.7	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
32*	391	8	17.4	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
33*	391	8	34.4	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
34 <sup>†</sup>	564	8	17.9	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
35*	564	8	37.2	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
36	238	24	24.3	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
37	554	24	21.4	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
38	1113	24	35.3	UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub>
39	153	18	18.0	UO <sub>2</sub> -4 wt% PuO <sub>2</sub>
40	289	18	16.5	UO <sub>2</sub> -4 wt% PuO <sub>2</sub>
41	922	18	37.4	UO <sub>2</sub> -4 wt% PuO <sub>2</sub>
42A	91**		29.4	UO <sub>2</sub>
42B	91**		21.5	UO <sub>2</sub>

\*With boron in the moderator

\*\*H/ $^{235}\text{U}$

Table 2 Benchmark Nos. 16~18 Description

General Description					
These benchmarks are H <sub>2</sub> O moderated lattices of Al-1.8 wt% Pu rods with diameters of 1.4 cm. The plutonium contains 6% <sup>240</sup> Pu. The number of rods required for a critical lattice at each of three lattice spacings has been determined.					
Data Source					
J. H. Lauby, "Pu-H <sub>2</sub> O Lattice Subcritical Experiments," Reactor Physics Quarterly Report April, May, June 1970, BNWL-1381-2, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, August 1970.					
W. P. Stinson and V. O. Uotinen, "Destructive and Nondestructive Analysis of Plutonium Fuels Used in Lattice Experiments," BNWL-1627, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, October 1971.					
W. P. Stinson and L. C. Schmid, "Subcritical Measurements with 1.8 wt% Pu-Al Rods in Light Water," Physics Research Quarterly Report April, May, June, 1962; HW-74190, General Electric Company, July 1962.					
Description of Fuel					
Region	Outer Radius, cm	Isotope	Concentration, 10 <sup>24</sup> atoms/cm <sup>3</sup>		
Fuel	0.6350	<sup>238</sup> Pu	1.4 x 10 <sup>-8</sup>		
		<sup>239</sup> Pu	1.195 x 10 <sup>-4</sup>		
		<sup>240</sup> Pu	7.07 x 10 <sup>-6</sup>		
		<sup>241</sup> Pu	3.58 x 10 <sup>-7</sup>		
		<sup>242</sup> Pu	1.8 x 10 <sup>-8</sup>		
		<sup>241</sup> Am	2.72 x 10 <sup>-7</sup>		
		Al	5.876 x 10 <sup>-2</sup>		
		Ni	4.48 x 10 <sup>-4</sup>		
		Fe	1.43 x 10 <sup>-4</sup>		
		Si	4.01 x 10 <sup>-4</sup>		
Void	0.6414				
Clad	0.7176	Zr	4.226 x 10 <sup>-2</sup>		
Moderator	*	H	6.671 x 10 <sup>-2</sup>		
		O	3.336 x 10 <sup>-2</sup>		
The active fuel length is 111.33 cm.					
Lattice Parameters					
Lattice Spacing, cm	Unit Cell Radius, cm	H/Pu Atom Ratio	H <sub>2</sub> O/Rod* Volume Ratio		
1.905	1.0002	632	0.94		
2.159	1.1336	1003	1.49		
2.362	1.2402	1333	1.99		
Critical No. of Rods	Reflector Savings, cm**	Total Buckling, m <sup>-2</sup> **	Axial Buckling, m <sup>-2</sup>	Core Radius, cm	
541 ± 1	8.89 ± 0.05	62	5.92	23.264	
486 ± 2	7.56 ± 0.06	61	6.17	24.990	
560 ± 2	7.3	48	6.22	29.350	

Table 3 Benchmark Nos. 19~21 Description

General Description				
<p>These benchmarks are H<sub>2</sub>O moderated lattices of Al-2 wt% Pu rods with diameters of 1.4 cm. The plutonium contains 16% <sup>240</sup>Pu. The number of rods required for a critical lattice at each of three lattice spacings has been determined.</p>				
Data Source				
<p>J. H. Lauby, "Pu-H<sub>2</sub>O Lattice Subcritical Experiments," Reactor Physics Quarterly Report April, May, June 1970, BNWL-1381-2, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, August 1970.</p> <p>W. P. Stinson and V. O. Uotinen, "Destructive and Nondestructive Analysis of Plutonium Fuels Used in Lattice Experiments," BNWL-1627, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, October 1971.</p> <p>W. P. Stinson, et al., "Subcritical Measurements with 2.0 wt% Pu-Al Rods in Light Water," Physics Research Quarterly Report, July, August, September 1963, HW-79054, General Electric Company, October 1963.</p>				
Description of Fuel				
Region	Outer Radius, cm	Isotope	Concentration, 10 <sup>24</sup> atoms/cm <sup>3</sup>	
Fuel	0.6350	<sup>238</sup> Pu	2. x 10 <sup>-8</sup>	
		<sup>239</sup> Pu	1.125 x 10 <sup>-4</sup>	
		<sup>240</sup> Pu	2.276 x 10 <sup>-5</sup>	
		<sup>241</sup> Pu	2.11 x 10 <sup>-6</sup>	
		<sup>242</sup> Pu	2.7 x 10 <sup>-7</sup>	
		<sup>241</sup> Am	1.21 x 10 <sup>-6</sup>	
		Al	5.86 x 10 <sup>-2</sup>	
		Ni	4.50 x 10 <sup>-6</sup>	
Fe	8.71 x 10 <sup>-5</sup>			
Void	0.6414			
Clad	0.7176	Zr	4.226 x 10 <sup>-2</sup>	
Moderator	*	H	6.671 x 10 <sup>-2</sup>	
		O	3.336 x 10 <sup>-2</sup>	
The active fuel length is 91.44 cm.				
Lattice Parameters				
Lattice Spacing, cm	Unit Cell Radius, cm	H/Pu Atom Ratio	H <sub>2</sub> O/Rod* Volume Ratio	
1.905	1.0002	583	0.94	
2.159	1.1336	926	1.49	
2.362	1.2402	1230	1.99	
Critical No. of Rods	Reflector Savings, cm**	Total Buckling, m <sup>-2</sup> **	Axial Buckling, m <sup>-2</sup>	Core Radius, cm
861 ± 1	8.78 ± 0.13	48	8.31	29.349
826 ± 1	7.86 ± 0.08	44	8.59	32.579
1115 ± 5	5.87 ± 0.05	37	9.27	41.414

Table 4 Benchmark Nos. 22~26 Description

General Description				
<p>These benchmarks are H<sub>2</sub>O moderated lattices of Al-5 wt% Pu rods with diameters of 1.4 cm. The plutonium contains 5% <sup>240</sup>Pu. The number of rods required for a critical lattice at each of three lattice spacings has been determined. Two measurements with boron in the moderator have also been made for one of the lattices.</p>				
Data Source				
<p>V. O. Uotinen, et al., "Lattices of Plutonium-Enriched Rods in Light Water - Part I: Experimental Results," <u>Nucl. Tech.</u>, Vol. 15, p. 257, August 1972.</p> <p>W. P. Stinson and J. H. Lauby, "CAF Experiments with Al-5 wt% Pu in H<sub>2</sub>O Moderator," <u>Plutonium Utilization Program Technical Activities Quarterly Report June, July, August 1968</u>, BNWL-907, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, November 1968.</p> <p>W. P. Stinson and V. O. Uotinen, "Destructive and Nondestructive Analysis of Plutonium Fuels Used in Lattice Experiments," BNWL-1627, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, October 1971.</p>				
Description of Fuel				
Region	Outer Radius, cm	Isotope	Concentration, 10 <sup>21</sup> atoms/cm <sup>3</sup>	
Fuel	0.6350	<sup>239</sup> Pu	3.384 x 10 <sup>-5</sup>	
		<sup>240</sup> Pu	1.96 x 10 <sup>-5</sup>	
		<sup>241</sup> Pu	8.8 x 10 <sup>-7</sup>	
		<sup>242</sup> Pu	1.0 x 10 <sup>-7</sup>	
		<sup>241</sup> Am	5.8 x 10 <sup>-7</sup>	
		Al	5.87 x 10 <sup>-2</sup>	
		Mi	4.47 x 10 <sup>-4</sup>	
		Fe	1.40 x 10 <sup>-4</sup>	
		Si	4.02 x 10 <sup>-4</sup>	
Void	0.6414			
Clad	0.7176	Zr	4.226 x 10 <sup>-2</sup>	
Moderator	*	H	6.671 x 10 <sup>-2</sup>	
		O	3.336 x 10 <sup>-2</sup>	
		B @ 1 wppm	5.558 x 10 <sup>-8</sup>	
The active fuel length is 61 cm.				
Lattice Parameters				
Nos.	Lattice Spacing, cm	Unit Cell Radius, cm	H/Pu Atom Ratio	H <sub>2</sub> O/Rod* Volume Ratio
22	2.159	1.1336	355	1.50
23,25,26	2.667	1.4003	666	2.81
24	3.302	1.7337	1148	4.84
Nos.	Critical No. of Rods	Boron, wppm	Reflector Savings, cm	Total Buckling, m <sup>-2</sup>
22	220.7 ± 0.2	0	8.96 ± 0.04	102.7 ± 0.3
23	167.3 ± 0.1	0	7.45 ± 0.03	105.8 ± 0.3
24	214.9 ± 0.4	0	5.46 ± 0.03	79.8 ± 0.3
25	209.0 ± 0.2	100 ± 1	6.63 ± 0.03	98.0 ± 0.2
26	288.0 ± 1.2	285 ± 2	5.89 ± 0.06	84.4 ± 0.5

Table 5 Benchmark Nos. 27~29 Description

General Description					
These benchmarks are H <sub>2</sub> O moderated lattices of UO <sub>2</sub> -2 wt% PuO <sub>2</sub> rods with diameters of 1.4 cm. The plutonium contains 8% <sup>240</sup> Pu. The number of rods required for a critical lattice at each of three lattice spacings has been determined.					
Data Source					
Y. O. Uotinen, et al., "Lattices of Plutonium-Enriched Rods in Light Water - Part I: Experimental Results," Nucl. Tech. <u>15</u> , 257, August 1972.					
R. C. Liikala, et. al., "Lattices of Plutonium-Enriched Rods in Light Water - Part II: Theoretical Analysis of Plutonium-Fueled Systems," Nucl. Tech. <u>15</u> , 272, August 1972.					
R. I. Smith and G. J. Konzek, "Clean Critical Experiment Benchmarks for Plutonium Recycle in LWR's," EPRI NP-196, Vol. II, Electric Power Research Institute, to be published.					
Description of Fuel					
Region	Outer Radius, cm	Isotope	Concentration, 10 <sup>24</sup> atoms/cm <sup>3</sup>		
Fuel*	0.6414	<sup>235</sup> U	1.504 x 10 <sup>-4</sup>		
		<sup>238</sup> U	2.073 x 10 <sup>-2</sup>		
		<sup>238</sup> Pu	4. x 10 <sup>-8</sup>		
		<sup>239</sup> Pu	3.974 x 10 <sup>-4</sup>		
		<sup>240</sup> Pu	3.344 x 10 <sup>-5</sup>		
		<sup>241</sup> Pu	2.64 x 10 <sup>-6</sup>		
		<sup>242</sup> Pu	1.2 x 10 <sup>-7</sup>		
		<sup>241</sup> Am	4.7 x 10 <sup>-7</sup>		
		0	4.401 x 10 <sup>-2</sup>		
Clad	0.7176	Zr	4.226 x 10 <sup>-2</sup>		
Moderator	**	H	6.671 x 10 <sup>-2</sup>		
		O	3.336 x 10 <sup>-2</sup>		
The active fuel length is 91.4 cm.					
Lattice Parameters					
Lattice Spacing, cm	Unit Cell Radius, cm	H/Pu Atom Ratio	H <sub>2</sub> O/Rod* Volume Ratio	Critical No. of Rods	
2.032	1.0669	238	1.21	319.7 ± 0.1	
2.667	1.4003	554	2.81	152.1 ± 0.2	
3.520	1.8479	1113	5.63	179.5 ± 0.2	
Reflector Savings, cm	Total Buckling, m <sup>-2</sup>	Axial Buckling, m <sup>-2</sup>	Core Radius, cm	k <sub>eff</sub> for Homogeneous Rods**	
7.04 ± 0.04	93.7 ± 0.3	8.86	19.076	1.0013	
7.70 ± 0.06	101.3 ± 0.5	8.65	17.269	1.0030	
8.35 ± 0.06	68.9 ± 0.3	9.10	24.764	1.0044	

Table 6 Benchmark Nos. 30~35 Description

General Description						
<p>These benchmarks are H<sub>2</sub>O moderated lattices of UO<sub>2</sub>-2 wt% PuO<sub>2</sub> rods with diameters of 1.4 cm. The plutonium contains 8% <sup>240</sup>Pu. The number of rods required for a critical lattice at each of three lattice spacings has been determined for borated and unborated moderator. These experiments utilize the same fuel rods as benchmark nos. 27-29.</p>						
Data Source						
<p>R. I. Smith and G. J. Konzek, "Clean Critical Experiment Benchmarks for Plutonium Recycle in LWR's," EPRI NP-196, Vol. I, Electric Power Research Institute, April 1976.</p> <p>R. I. Smith and G. J. Konzek, "Clean Critical Experiment Benchmarks for Plutonium Recycle in LWR's," EPRI NP-196, Vol. II, Electric Power Research Institute, to be published.</p>						
Description of Fuel						
Region	Outer Radius, cm	Isotope	Concentration, 10 <sup>24</sup> atoms/cm <sup>3</sup>			
Fuel*	0.6414	<sup>235</sup> U	1.504 x 10 <sup>-4</sup>			
		<sup>238</sup> U	2.073 x 10 <sup>-2</sup>			
		<sup>238</sup> Pu	4. x 10 <sup>-8</sup>			
		<sup>239</sup> Pu	3.97 x 10 <sup>-4</sup>			
		<sup>240</sup> Pu	3.344 x 10 <sup>-5</sup>			
		<sup>241</sup> Pu	1.60 x 10 <sup>-6</sup>			
		<sup>242</sup> Pu	1.2 x 10 <sup>-7</sup>			
		<sup>241</sup> Am	1.51 x 10 <sup>-6</sup>			
		0	4.401 x 10 <sup>-2</sup>			
Clad	0.7176	Zr	4.226 x 10 <sup>-2</sup>			
Moderator	**	H	6.671 x 10 <sup>-2</sup>			
		0	3.336 x 10 <sup>-2</sup>			
		B @ 1 wppm	5.558 x 10 <sup>-8</sup>			
The active fuel length is 91.4 cm.						
Lattice Parameters						
Nos.	Lattice Spacing, cm	Unit Cell Radius, cm	H/Pu Atom Ratio	H <sub>2</sub> O/rod* Volume Ratio		
30,31	1.778	1.0031	185	0.95		
32,33	2.209	1.2464	391	2.02		
34,35	2.514	1.4186	564	2.91		
Nos.	Critical No. of Rods	Boron, wppm	Axial Buckling m <sup>-2</sup>	Core Radius, cm	k <sub>eff</sub> , no Boron	Δ k <sub>eff</sub> for** Homogeneous Rods
30	469	3.5 ± 0.1	9.09	21.724	1.0003	-0.0004
31	761	688.5 ± 2	9.38	27.673		-0.0004
32	195	4.1 ± 0.2	9.32	17.405	1.0003	-0.0016
33	761	1093.5 ± 2	9.49	34.383		-0.0016
34	160	6.0 ± 0.1	9.84	17.945	1.0011	-0.0023
35	689	768.0 ± 2	9.48	37.238		-0.0023

Table 7 Benchmark Nos. 36~38

General Description					
<p>These benchmarks are H<sub>2</sub>O moderated lattices of UO<sub>2</sub>-2 wt% PuO<sub>2</sub> rods with diameters of 1.4 cm. The plutonium contains 24% <sup>240</sup>Pu. The number of rods required for a critical lattice at each of three lattice spacings has been determined.</p>					
Data Source					
<p>V. O. Uotinen, et. al., "Lattices of Plutonium-Enriched Rods in Light Water - Part I: Experimental Results," Nucl. Tech. <u>15</u>, 257, August 1972.</p> <p>W. P. Stinson and V. O. Uotinen, "Destructive and Nondestructive Analysis of Plutonium Fuels Used in Lattice Experiments," BNWL-1627, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, October 1971.</p> <p>R. C. Liikala, et. al., "Lattices of Plutonium-Enriched Rods in Light Water - Part II: Theoretical Analysis of Plutonium-Fueled Systems," Nucl. Tech. <u>15</u>, 272, August 1972.</p>					
Description of Fuel					
Region	Outer Radius, cm	Isotope	Concentration, 10 <sup>24</sup> atoms/cm <sup>3</sup>		
Fuel*	0.6414	<sup>235</sup> U	1.503 x 10 <sup>-4</sup>		
		<sup>238</sup> U	2.071 x 10 <sup>-2</sup>		
		<sup>239</sup> Pu	3.044 x 10 <sup>-4</sup>		
		<sup>240</sup> Pu	9.94 x 10 <sup>-5</sup>		
		<sup>241</sup> Pu	1.68 x 10 <sup>-5</sup>		
		<sup>242</sup> Pu	2.7 x 10 <sup>-6</sup>		
		<sup>241</sup> Am	1.7 x 10 <sup>-6</sup>		
		0	4.258 x 10 <sup>-2</sup>		
Clad	0.7176	Zr	4.226 x 10 <sup>-2</sup>		
Moderator	**	H	6.668 x 10 <sup>-2</sup>		
		O	3.334 x 10 <sup>-2</sup>		
The active fuel length is 91.4 cm.					
Lattice Parameters					
Lattice Spacing, cm	Unit Cell Radius, cm	H/Pu Atom Ratio	H <sub>2</sub> O/Rod* Volume Ratio	Critical No. of Rods	
2.032	1.0669	238	1.21	519.5 ± 0.1	
2.667	1.4003	554	2.81	233.2 ± 0.1	
3.520	1.8479	1113	5.63	365.3 ± 0.1	
Reflector Savings, cm	Total Buckling, m <sup>-2</sup>	Axial Buckling, m <sup>-2</sup>	Core Radius, cm	k <sub>eff</sub> for Homogeneous Rods**	
8.21 ± 0.04	63.1 ± 0.2	8.48	24.317	1.0007	
7.50 ± 0.05	77.6 ± 0.3	8.71	21.383	1.0023	
5.42 ± 0.04	44.3 ± 0.1	9.43	35.327	1.0038	



Table 8 Benchmark Nos. 39~41 Description

General Description					
These benchmarks are H <sub>2</sub> O moderated lattices of UO <sub>2</sub> -4 wt% PuO <sub>2</sub> rods with diameters of 1.4 cm. The plutonium contains 18% <sup>240</sup> Pu. The number of rods required for a critical lattice at each of three lattice spacings has been determined.					
Data Source					
W. P. Stinson and J. H. Lauby, "Approach-to-Critical Experiments with UO <sub>2</sub> -4 wt% PuO <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> O Lattices," Plutonium Utilization Program Technical Activities Quarterly Report December, 1967, January, February 1968, BNWL-739, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, April 1968; also Reactor Physics Quarterly Report October, November, December, 1968, BNWL-985, Battelle, Pacific Northwest Laboratories, February 1969.					
Description of Fuel					
Region	Outer Radius, cm	Isotope	Concentration, 10 <sup>24</sup> atoms/cm <sup>3</sup>		
Fuel*	0.6318	<sup>235</sup> U	1.458 x 10 <sup>-4</sup>		
		<sup>238</sup> U	2.011 x 10 <sup>-2</sup>		
		<sup>238</sup> Pu	2.3 x 10 <sup>-6</sup>		
		<sup>239</sup> Pu	6.300 x 10 <sup>-4</sup>		
		<sup>240</sup> Pu	1.513 x 10 <sup>-4</sup>		
		<sup>241</sup> Pu	3.95 x 10 <sup>-5</sup>		
		<sup>242</sup> Pu	9.6 x 10 <sup>-6</sup>		
		<sup>241</sup> Am	3.6 x 10 <sup>-6</sup>		
		0	4.220 x 10 <sup>-2</sup>		
Clad,	0.7176	Zr	4.226 x 10 <sup>-2</sup>		
Moderator	**	H	6.666 x 10 <sup>-2</sup>		
		O	3.333 x 10 <sup>-2</sup>		
The active fuel length is 91.4 cm.					
Lattice Parameters					
Lattice Spacing, cm	Unit Cell Radius, cm	H/Pu Atom Ratio	H <sub>2</sub> O/Rod* Volume Ratio	Critical No. of Rods	
2.159	1.1336	153	1.50	252.6 ± 0.5	
2.667	1.4003	289	2.81	138.9 ± 0.4	
4.318	2.2671	922	8.98	271.9 ± 0.5	
Reflector Savings, cm	Total Buckling, m <sup>-2</sup>	Axial Buckling, m <sup>-2</sup>	Core Radius, cm	k <sub>eff</sub> for Homogeneous Rods**	
7.89 ± 0.04	94.7 ± 0.3	8.58	18.016	1.0008	
7.54 ± 0.04	108.7 ± 0.5	8.70	16.503	1.0016	
5.36 ± 0.09	41.1 ± 0.2	9.46	37.383	1.0035	

Table 9 Benchmark Nos. 42 a~42 b Description

General Description					
These benchmarks are H <sub>2</sub> O moderated lattices of UO <sub>2</sub> rods with diameters of 1.06 cm. The clad for benchmark 42 is stainless steel and the clad for benchmark 43 is aluminum. Thus, the effect of replacing stainless steel with aluminum can be determined.					
Data Source					
A. R. Boynton, et al., "High Conversion Critical Experiments," ANL-7203, Argonne National Laboratory, January 1967.					
Description of Fuel					
Region	Outer Radius, cm	Isotope	Concentration, 10 <sup>24</sup> atoms/cm <sup>3</sup>		
Fuel	0.4675	<sup>234</sup> U	4.1	x 10 <sup>-6</sup>	
		<sup>235</sup> U	7.006	x 10 <sup>-4</sup>	
		<sup>236</sup> U	6.0	x 10 <sup>-6</sup>	
		<sup>238</sup> U	2.2036	x 10 <sup>-2</sup>	
		0	4.5409	x 10 <sup>-2</sup>	
Void*	0.4789 (0.4810)				
Clad*	0.5285 (0.5290)	SS	8.61	x 10 <sup>-2</sup>	
		(Al)	(6.03)	x 10 <sup>-2</sup> )	
Moderator	0.6996	H	6.674	x 10 <sup>-2</sup>	
		O	3.337	x 10 <sup>-2</sup>	
*The quantities in parenthesis are for benchmark 43.					
The active fuel length is 121.92 cm.					
The water temperature is 20°C.					
Lattice Parameters					
Lattice Spacing, cm	H <sub>2</sub> O/Rod* Volume Ratio	Critical No. of Rods	Total Buckling, m <sup>-2</sup>	Axial Buckling, m <sup>-2</sup>	Core Radius, cm
1.240	0.752	1766 ± 6	47.47 ± 0.27	5.43 ± 0.02	29.400
1.240	0.749	950 ± 1	70.76 ± 0.71	5.15 ± 0.02	21.563

### 3. 計算手法と計算モデル

#### 3.1 計算手法

臨界計算はモンテカルロ法による計算コードKENO-IV<sup>3)</sup>により行い。モンテカルロ法は、階差近似法やSn法とは異なり、複雑な3次元幾何学形状を正確に扱える利点をもっている。KENO-IVは多群定数を用いるモンテカルロ計算コードであり、HANSEN-ROACH16群核断面積データセット<sup>4)</sup>を使用している計算がこれまで多く報告されている。今回の計算には、原研で開発整備中の多群定数ライブラリMGCL<sup>2)</sup>を用いた。

MGCLは、ENDF/B-IV<sup>5)</sup>の中性子核データをRESEND-D<sup>6)</sup>、SUPERTOG<sup>7)</sup>、PIXSE<sup>8)</sup>等で処理して作成した多群定数であり、マスターライブラリは137群である。MGCLの多群定数はABBNSセット<sup>9)</sup>やJAERI-FAST-SET<sup>10)</sup>と同様な表現方式の中性子遮蔽因子 $f(\sigma_0^j, T)$ と無限希釈断面積 $\sigma_\infty^j$ で与えられている。また標準スペクトルも内蔵しており、このスペクトルを用いて他の任意の群数を持つ群定数へ縮約することも可能である。ただし、この標準スペクトルは核分裂スペクトル、 $1/E$ 、およびマクスウエル分布を用いて作成されたものである。

今回の計算では、基本的には上記マスターライブラリから標準スペクトルで縮約した26群の多群定数を用いた。137群と26群のエネルギー構造をTable 10を示す。このMGCLを用いて、処理コードMAILによりKENO-IV用の巨視的実効断面積セットが作成される。MAILでは、計算対象の各領域の核種個数密度と幾何形状を入力データとして、下記の式を用いて巨視的実効断面積 $\Sigma_{eff}$ を求めている。計算の流れをFig. 1に示す。

$$\sigma_{eff}^j = \sigma_\infty^j \cdot f(\sigma_0^j, T)$$

$$\sigma_0^j = \frac{1}{N_j} \left( \sum_{i \neq j} N^i \sigma_t^i + \frac{aG}{\ell} \right)$$

$$\Sigma_{eff} = \sum_j N^j \sigma_{eff}^j$$

ここで

$\ell$  : 燃料ブロックの平均弦長

$G$  : ダンコフ補正因子

$a$  : ベル補正因子

$i, j$  : 核種を示す添字

MGCLの中の散乱マトリックスは高速群についてはSUPERTOGにより、また熱群についてはFLANGE<sup>11)</sup>、あるいはPIXSEより求められており、中性子散乱の角度依存性は散乱断面積をLegendre展開したときの $P_3$ 成分までが考慮されている。MAILコードでは前述した巨視的断面積の1次元データの他に今述べた散乱マトリックス・データをKENO-IV用データセットに編集している。KENO-IVの中では方向余弦を散乱断面積の $P_0$ 成分と $P_1$ 成

分から求めている。

以上述べたごとく、今回用いた手法ではKENO-IV用のデータ・セットは各計算ケースごとに作成する必要がある。元々、KENO-IV計算ではKENO-IV用のデータ・セット（例えばHANSEN-ROACH断面積セット）は各計算ケース共通に使い、各元素のID番号と個数密度を入力すると、計算コード内で巨視的断面積が作成されるようになっている。ただし、中性子の自己遮蔽効果はポテンシャル断面積で取り入れるため、使用者は前以ってポテンシャル断面積を計算し、このポテンシャル断面積に対応する微視的断面積を選択しそのID番号を入力することが必要となる。ただし、非均質効果の計算はKENO-IVのコード内では行れないので、これを考慮する必要がある場合にはあらかじめ計算しポテンシャル断面積に取り入れるようにしなければならない。

今回の計算では、前に述べたように非均質効果はMAILコードによる処理の段階で考慮されており、またバックグラウンド断面積 $\sigma_0$ についてはMAILの中で繰り返し法により計算され、これに対応する実効断面積は内挿法で求められる。

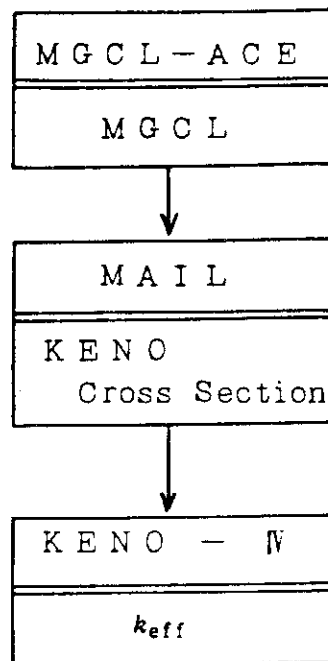


Fig. 1 Flow diagram for KENO calculation

Table 10. Energy Structure of MGCL 137 and MGCL 26

Group No.		Upper Energy Boundary	Lenergy width $\Delta U$	Group No.		Upper Energy Boundary	Lenergy width $\Delta U$
26Gr	137Gr			26Gr	137Gr		
1	1	16.487 Mev	0.125	4	38	161.63 Kev	0.125
	2	14.550	0.125		39	142.64	0.125
	3	12.840	0.125		40	125.88	0.125
	4	11.331	0.125		41	111.09	0.125
	5	10.000	0.125		42	98.037	0.125
	6	8.825	0.125		43	86.517	0.125
	7	7.788	0.125		44	76.351	0.125
	8	6.8729	0.125		45	67.379	0.125
	9	6.0653	0.125		46	59.462	0.125
	10	5.3526	0.125		5	47	52.475
2	11	4.7237	0.125	48		46.309	0.125
	12	4.1686	0.125	49		40.868	0.125
	13	3.6788	0.125	50		36.066	0.125
	14	3.2465	0.125	51		31.828	0.125
	15	2.8650	0.125	52		28.088	0.125
	16	2.5284	0.125	53	24.788	0.125	
	17	2.2313	0.125	54	21.875	0.125	
	18	1.9691	0.125	55	19.305	0.125	
	19	1.7377	0.125	56	17.036	0.125	
	20	1.5335	0.125	6	57	15.034	0.25
	21	1.3533	0.125		58	11.709	0.25
	22	1.1943	0.125		59	9.1188	0.25
3	23	1.0540	0.125	60	7.1017	0.25	
	24	930.14 Kev	0.125	7	61	5.5308	0.25
	25	820.85	0.125		62	4.3075	0.25
	26	724.40	0.125		63	3.3546	0.25
	27	639.28	0.125		64	2.6126	0.25
	28	564.16	0.125		65	2.0347	0.25
	29	497.87	0.125		66	1.5846	0.25
	30	439.37	0.125		67	1.2341	0.25
	31	387.74	0.125		68	961.12 ev	0.25
	32	342.18	0.125	69	748.52	0.25	
	33	301.97	0.125	8	70	582.95	0.25
	34	266.49	0.125		71	454.00	0.25
	35	235.18	0.125		72	353.58	0.25
	36	207.54	0.125		73	275.36	0.25
4	37	183.16	0.125		74	214.45	0.25

Table 10. Energy Structure of MGCL 137 and MGCL 26(continued)

Group No.		Upper Energy Boundary	Lethergy width $\Delta U$	Group No.		Upper Energy Boundary	Lethergy width $\Delta U$
26Gr	137Gr			26Gr	137Gr		
8	75	1 67.02 eV	0.25	17	110	0.29792 eV	270m/sec
9	76	130.07	0.25	18	111	0.27699	270
	77	101.30	0.25		112	0.25683	270
	78	78.893	0.25		113	0.23742	270
	79	61.442	0.25	19	114	0.21871	270
	80	47.851	0.25		115	0.20090	270
	81	37.267	0.25		116	0.18378	270
10	82	29.023	0.25	20	117	0.16743	270
	83	22.603	0.25		118	0.15183	270
	84	17.603	0.25		119	0.13700	270
	85	13.710	0.25	21	120	0.12293	270
	86	10.677	0.25		121	0.10962	270
	87	8.3153	0.25		122	0.09708	270
11	88	6.4760	0.25	22	123	0.085295	270
	89	5.0435	0.25		124	0.074274	270
	90	3.9279	0.25		125	0.064015	270
	91	3.0590	0.25	23	126	0.054518	270
	92	2.3824	0.25		127	0.045783	270
12	93	1.8554	0.125	128	0.037811	270	
	94	1.6374	0.125	24	129	0.030600	270
	95	1.4450	0.125		130	0.024152	270
96	1.2752	0.125	131		0.018465	270	
13	97	1.1254	0.125	25	132	0.013541	270
	98	0.99312	0.125		133	0.009379	270
14	99	0.87642	0.125		134	0.005979	270
	100	0.77344	0.125	26	135	0.003341	270
15	101	0.68256	0.125		136	0.001466	270
	102	0.60236	0.125		137	0.000352	270
	103	0.53158	0.125			0.000033	270
	104	0.46912	0.125				
16	105	0.41399	270m/sec				
	106	0.38925	270				
	107	0.36528	270				
17	108	0.34206	270				
	109	0.31961	270				

### 3.2 計算モデル

実験レポート<sup>1)</sup>に記載された実験データには、三角格子ピッチ、臨界燃料本数、炉心半径などが含まれているが、個々の燃料棒の配置は与えられておらず、ただ外周ができるだけ同一円周となるように並べられているという注釈が付されているにすぎない。そこで、KENO-IV用の計算モデルを作るときには、与えられた格子ピッチで三角格子点上に燃料棒を並べて外周ができるだけ同一円周となるよう考慮した。具体的にはFig. 2の計算モデル作成手順に示すように、始め正六角形の一辺上に並んだ $n$ 本の燃料棒を仮定する。このとき正六角形の6辺および内部に存在する本数は、 $3n(n-1)+1$ であり、この数を臨界本数から差引いた残りを周辺の外に並べて、できるだけ外周が同一円周となるよう $n$ を変えて試行錯誤法により燃料棒配置を推定した。Fig. 4からFig. 31までにこのようにして推定した各ベンチマーク実験に対する燃料棒配置の計算モデルを示す(ただし、図には周辺部の燃料棒のみ黒丸で示し、内部は格子点のみ示して黒丸を省略してある)。

燃料棒は、有効長部分について燃料領域および被覆管領域から成るものとし、上下に続く端栓その他の構造材を省略した計算モデルとしている。この燃料棒を上記述べた方法で三角格子状に配列し円筒状炉心を構成する。この炉心外側には、径方向に20 cm以上の厚さを有する水反射体と、軸方向上下に炉心部の高さ(燃料有効長20 cm以上)に等しい厚さを有する水反射体を考慮し水反射体外側は真空と仮定した。従って、燃料棒を固定するためのアルミニウム製のグリッド板や支持棒はすべて水で置きかえて簡略化した計算モデルとなっている。

KENO-IVでは三角格子配列を直接とり扱える標準的な幾何形状パッケージが用意されていないので、Fig. 3に示すごとく互いに反転した2個の半円柱形状の標準形状パッケージを含むボックスと、減速材媒質からなるボックスとを組合せて表現することとした。

Table 11 に各ケースの計算モデル作成のために用いたデータの一覧を掲げる。

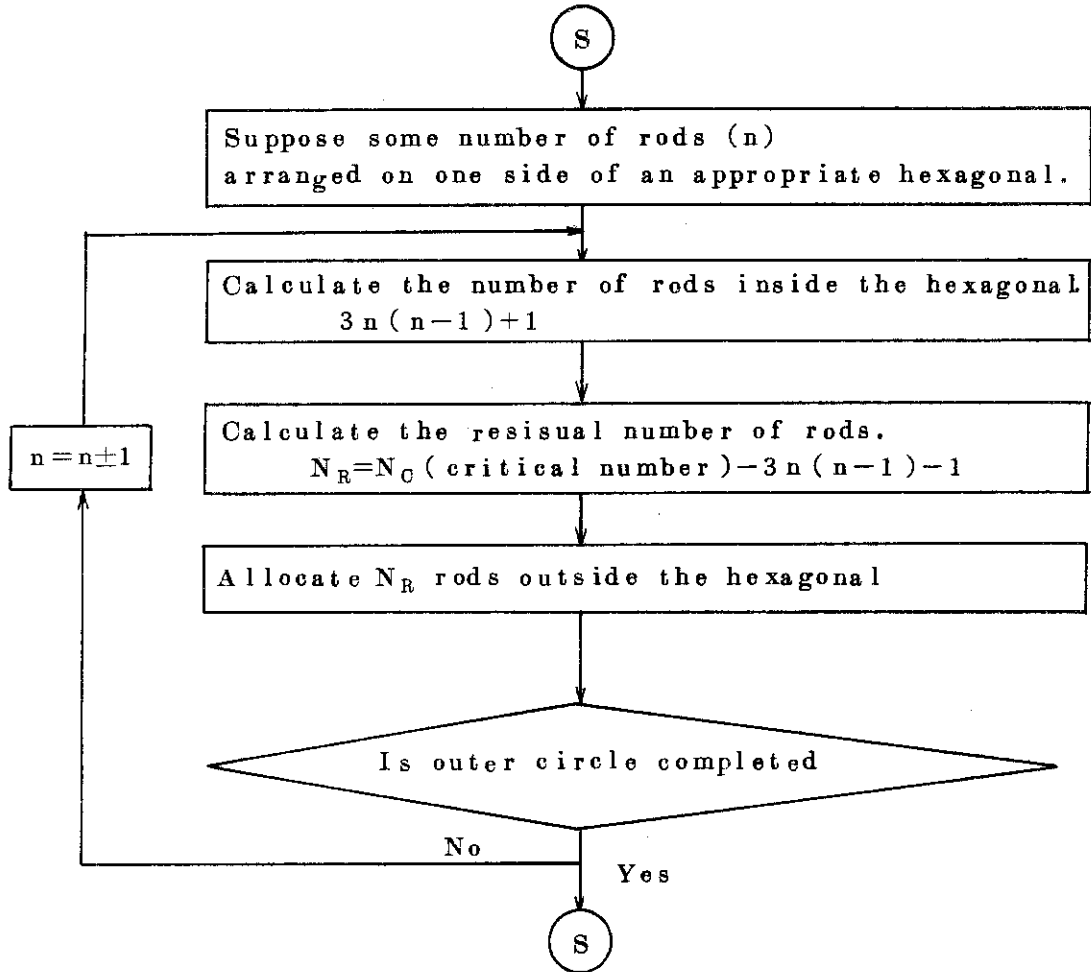


Fig. 2 Step flow to determine the calculation model

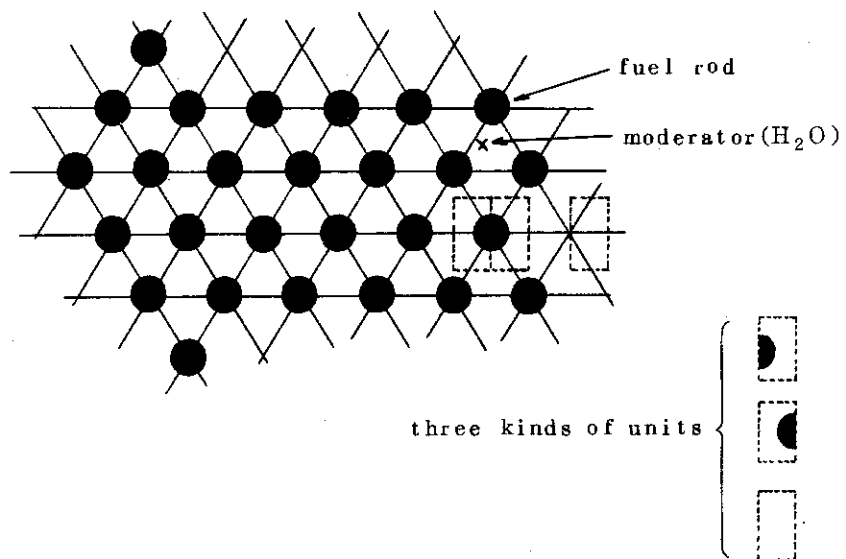


Fig. 3 Geometrical units used for KENO input



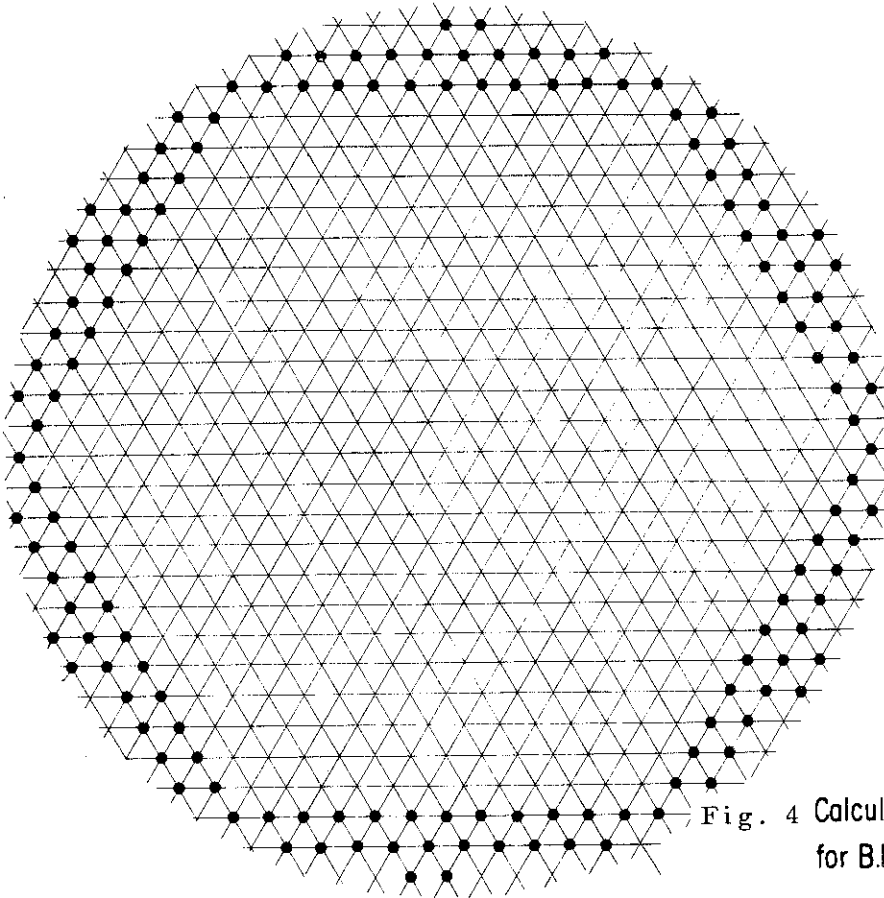


Fig. 4 Computational Model  
for B.M. No. 16  $N_c = 541$

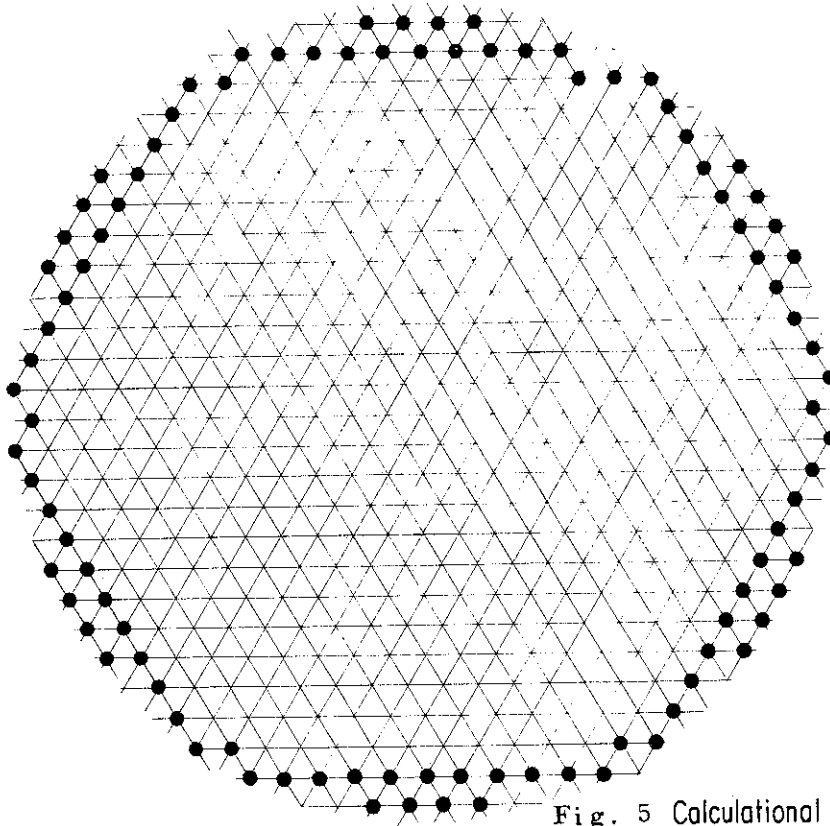


Fig. 5 Computational Model  
for B. M. No. 17  $N_c = 486$

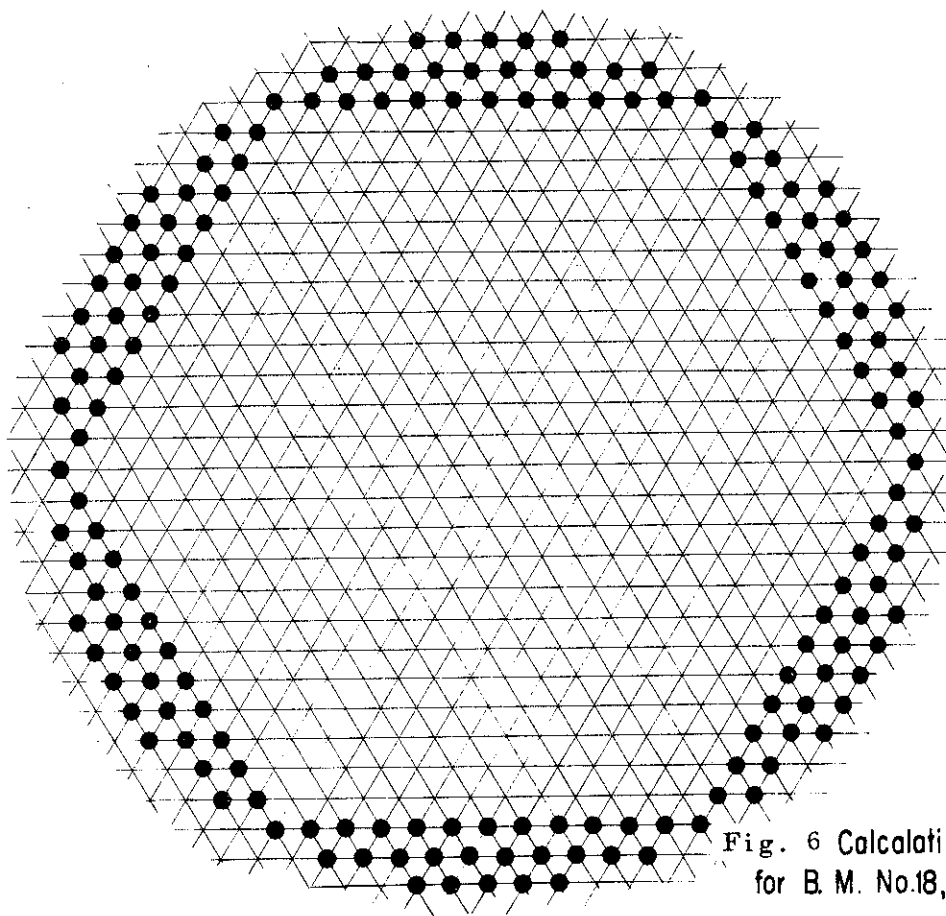


Fig. 6 Calculation Model  
for B. M. No.18, Nc = 560

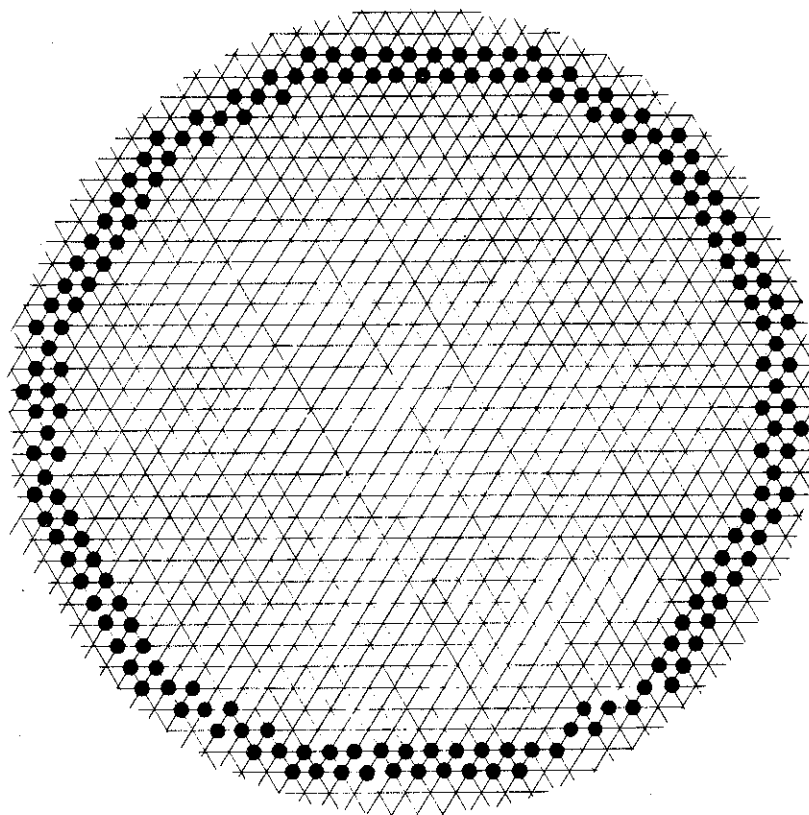


Fig. 7 Calculational Model for B.M. No. 19, Nc = 861

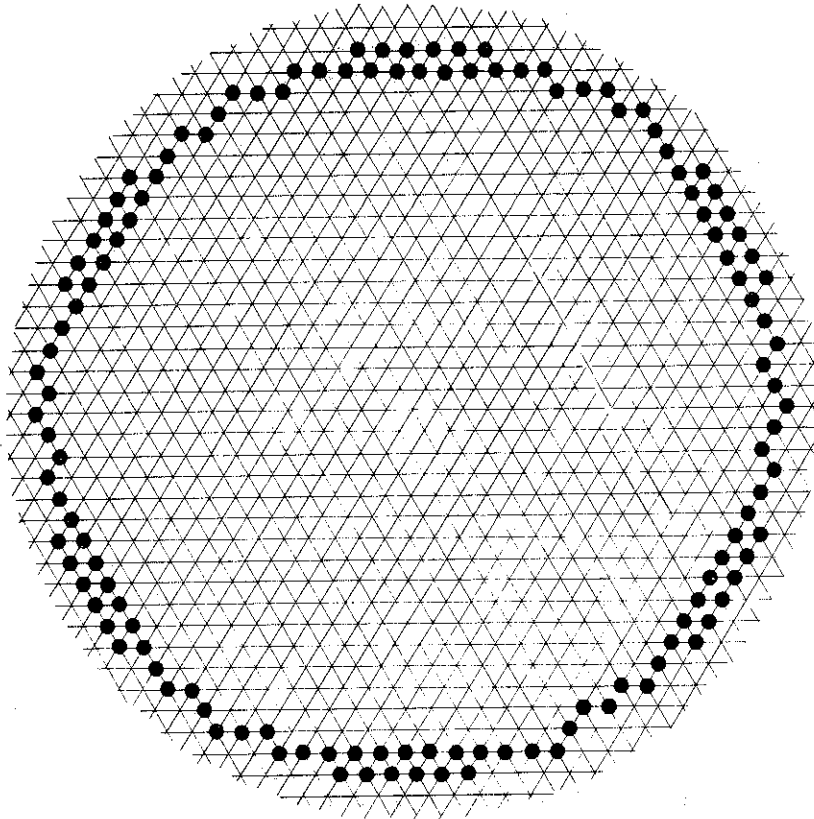


Fig. 8 Computational Model for B.M. No.20,  $N_c=826$

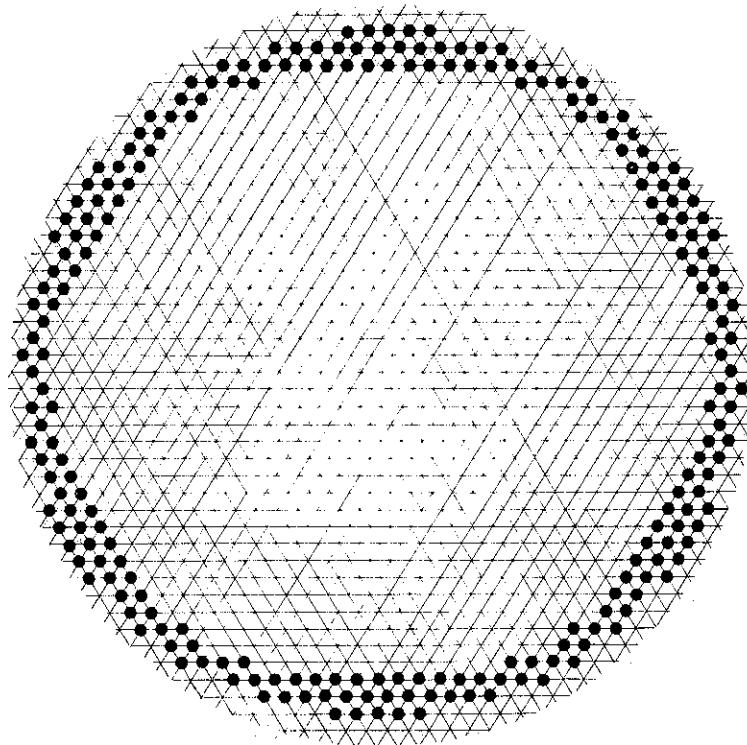


Fig. 9 Computational Model for B.M. No.21,  $N_c=1115$

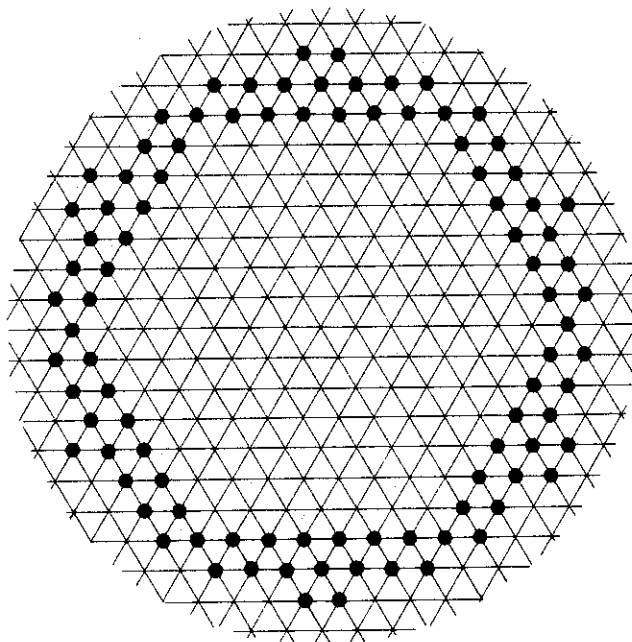


Fig. 10 Computational Model for B.M.No. 22, Nc=221

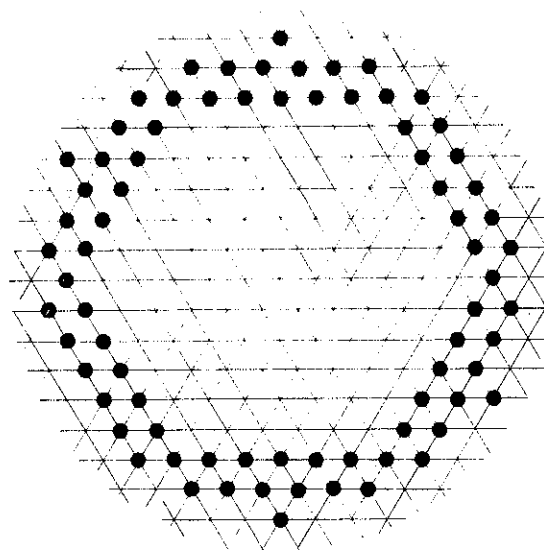


Fig. 11 Computational Model for B.M.No. 23 Nc=167

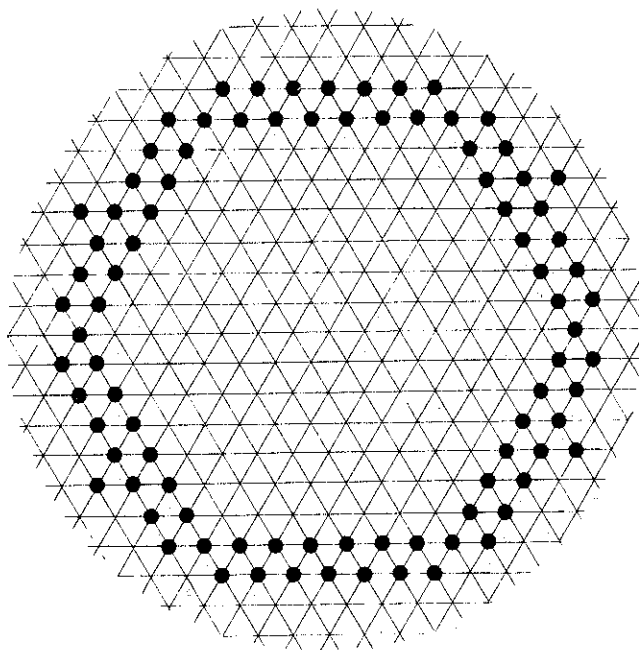


Fig. 1 2 Computational Model for B.M. No.24, Nc=215

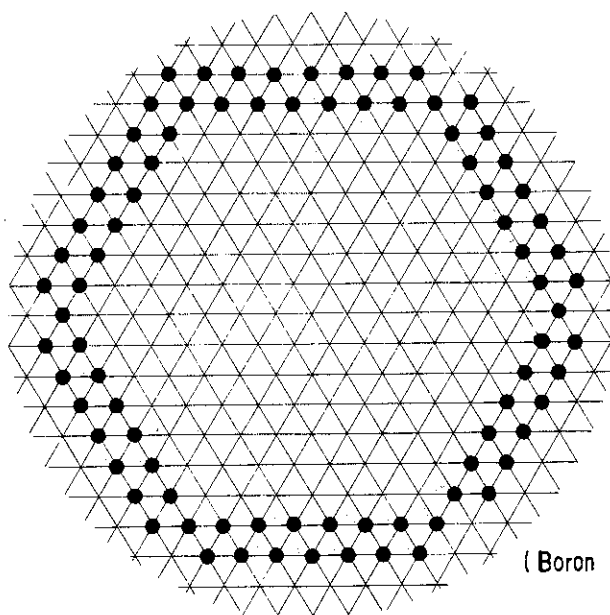


Fig. 1 3 Computational Model for B.M. No. 25, Nc=209

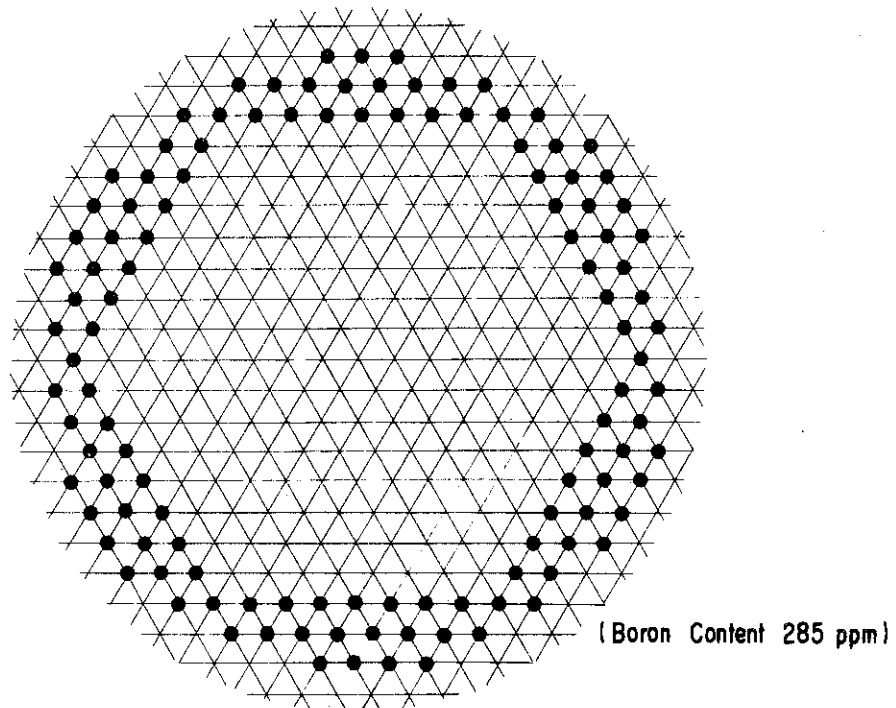


Fig. 1 4 Computational Model for B.M. No. 26, Nc = 288

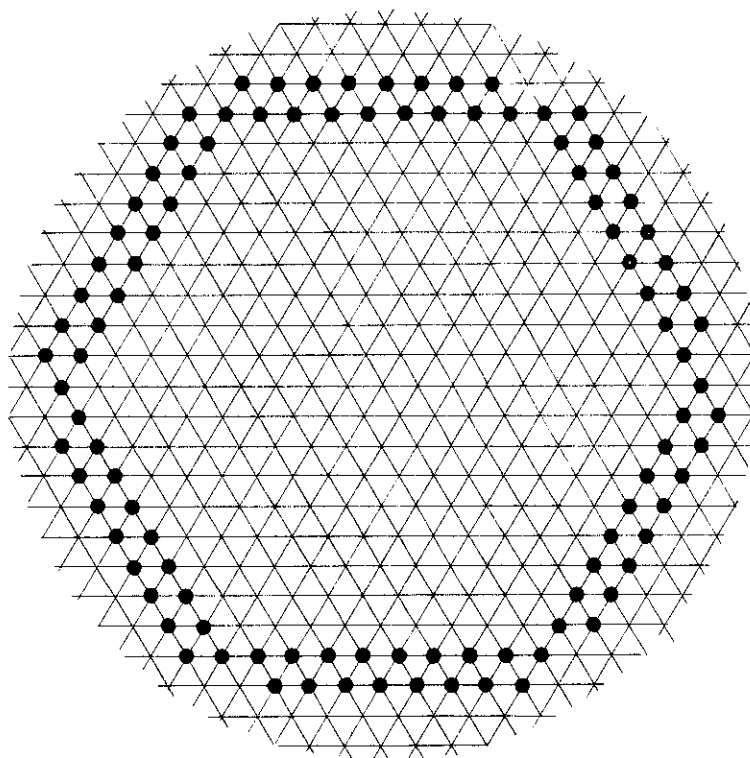


Fig. 1 5 Computational Model for B.M. No. 27, Nc = 320

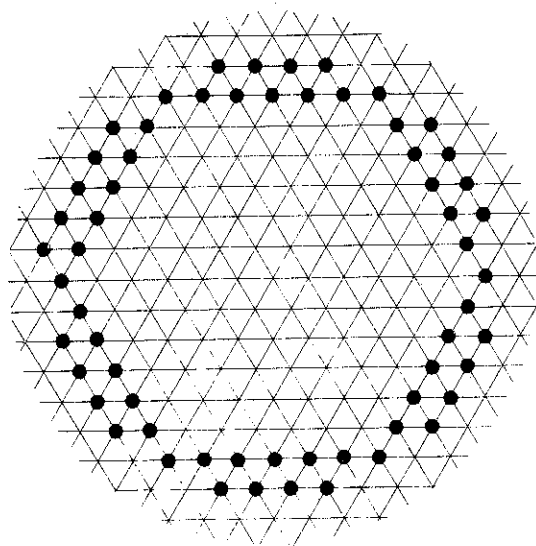


Fig. 1 6 Computational Model for B.M. No.28, Nc=152

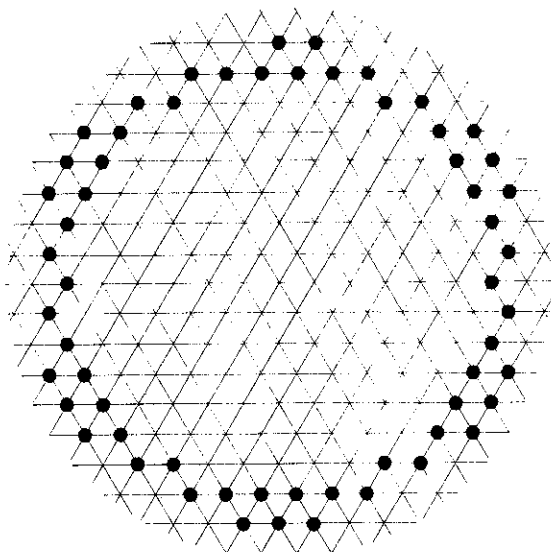


Fig. 1 7 Computational Model for B.M. No.29, Nc=180

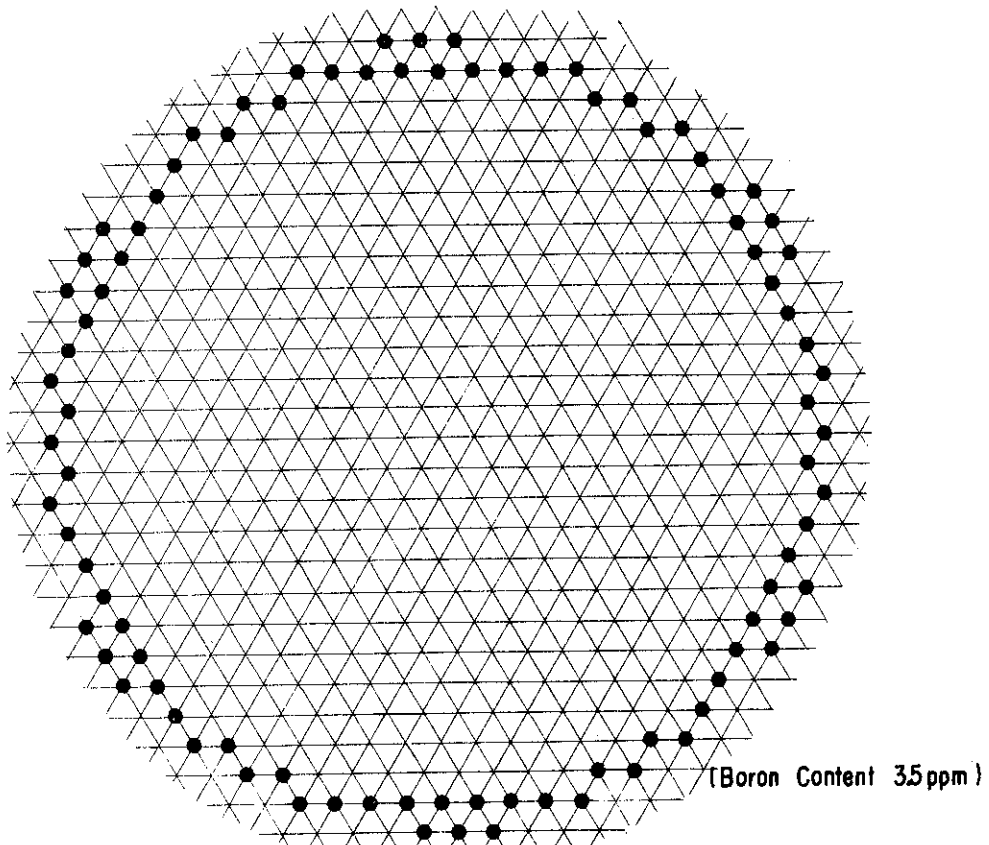


Fig. 1 8 Computational Model for B.M. No. 30, Nc=469

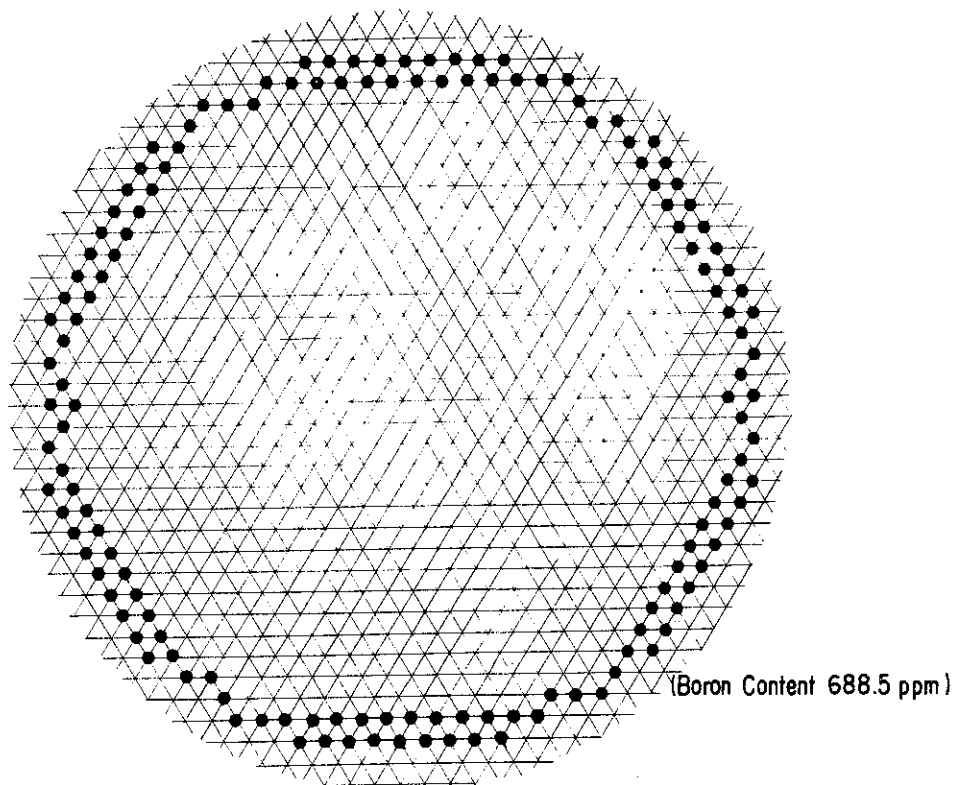


Fig. 1 9 Computational Model for B.M. No. 31, Nc=761



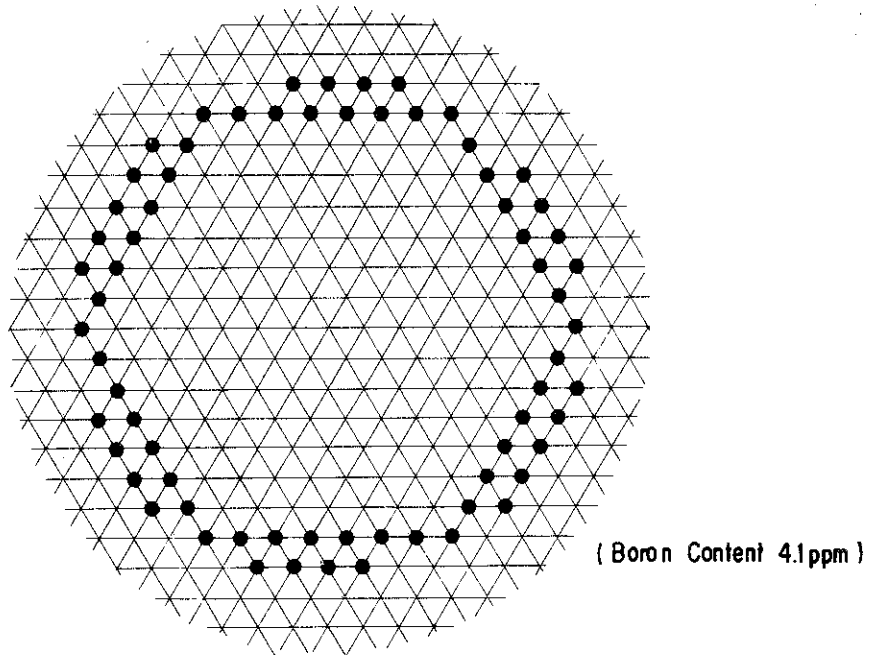


Fig. 2 0 Computational Model for B.M. No. 32, Nc=195

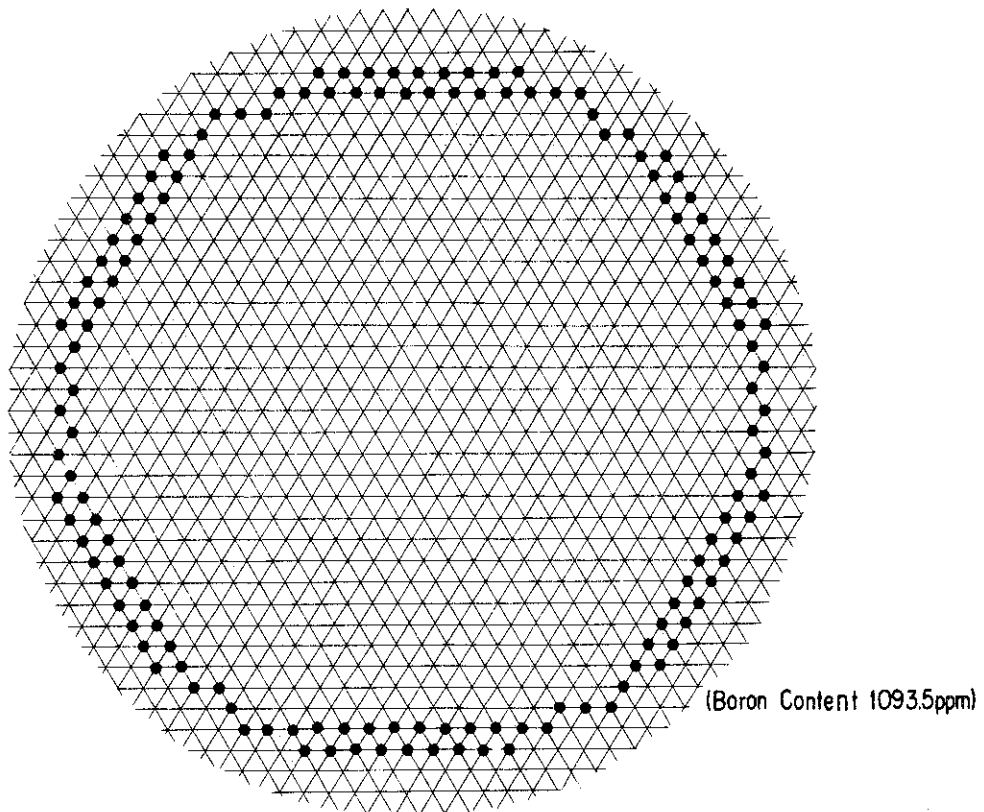


Fig. 2 1 Computational Model for B.M. No. 33, Nc = 761

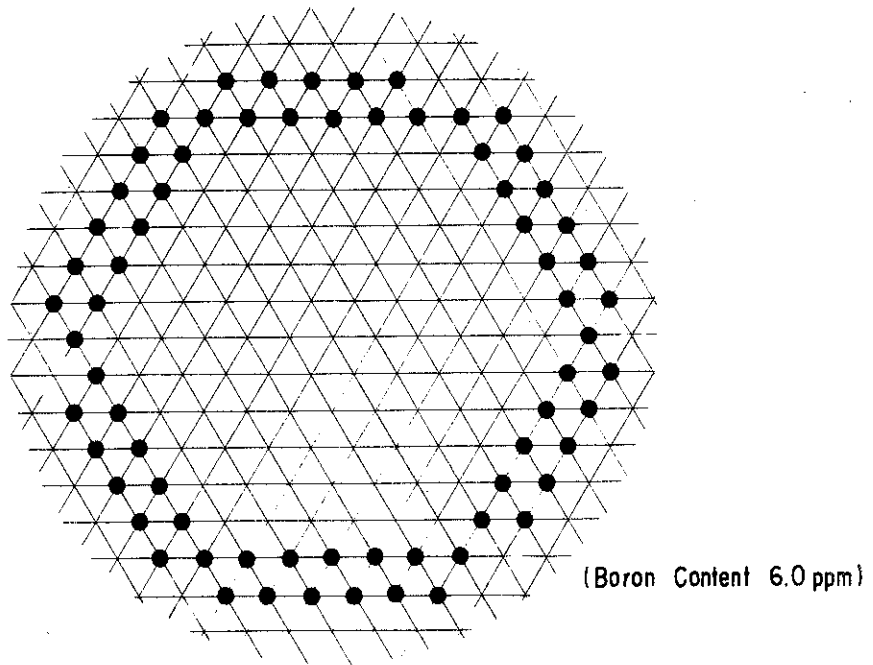


Fig. 2 2 Computational Model for B.M.No.34, Nc=160

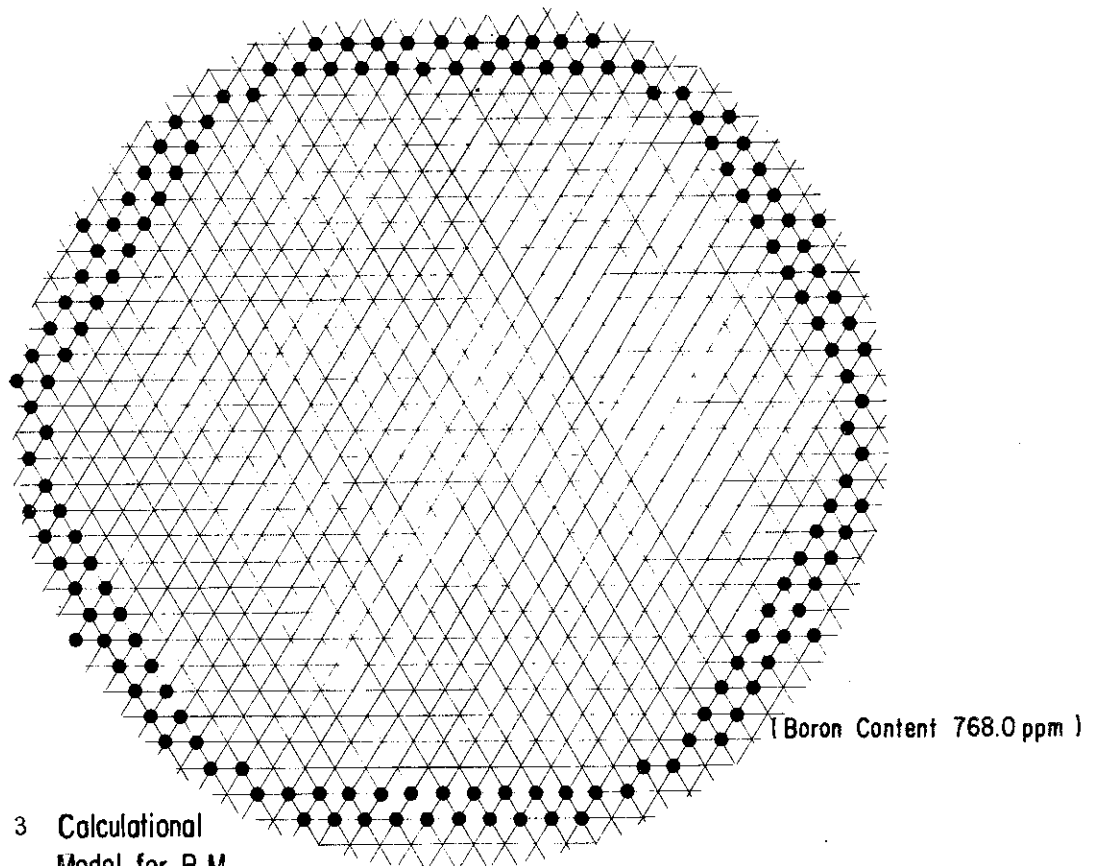


Fig. 2 3 Computational Model for B.M. No.35, Nc=689

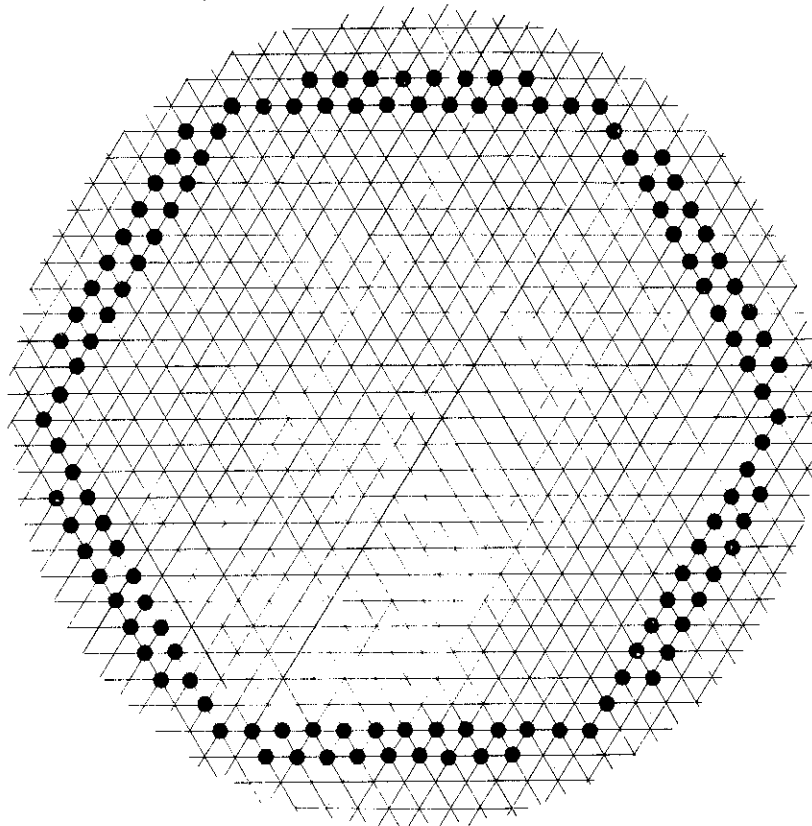


Fig. 2 4 Computational Model for B.M. No.36, Nc = 520

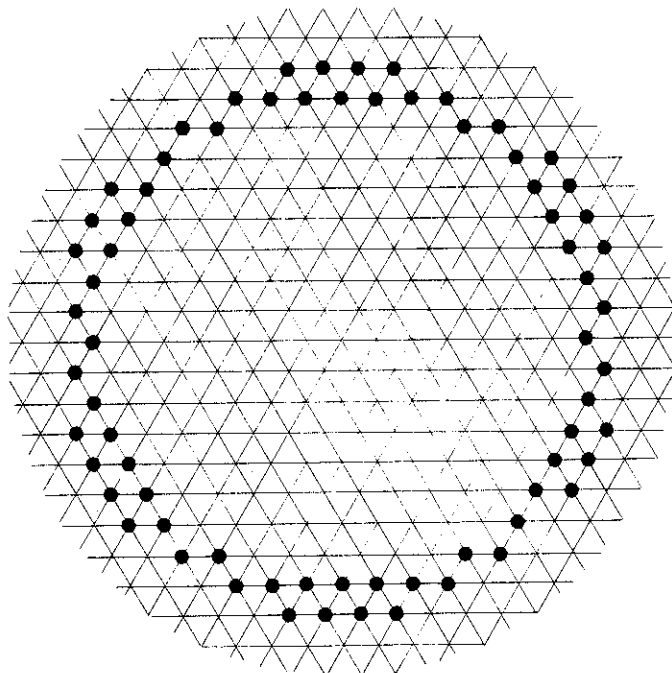


Fig. 2 5 Computational Model for B.M. No. 37, Nc = 233

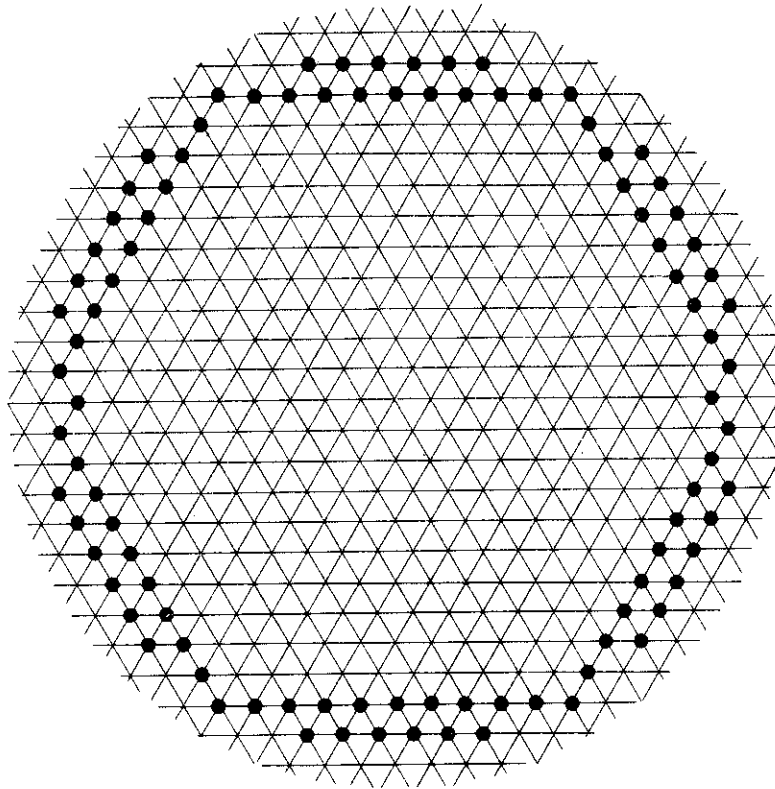


Fig. 2 6 Computational Model for B.M. No 38 , Nc = 365

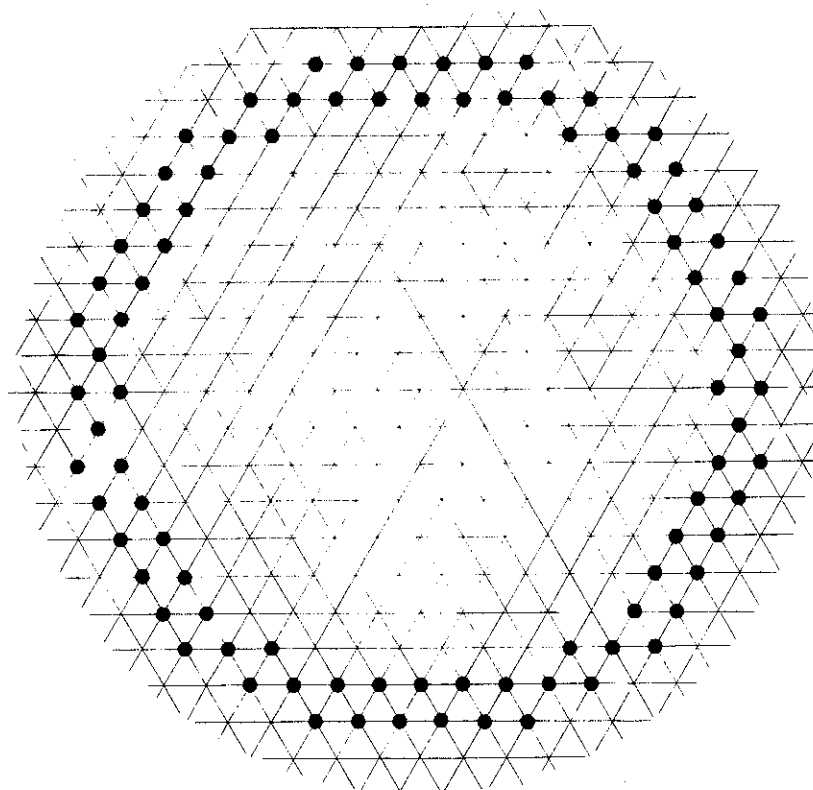


Fig. 2 7 Computational Model for B.M. No.39, Nc = 253

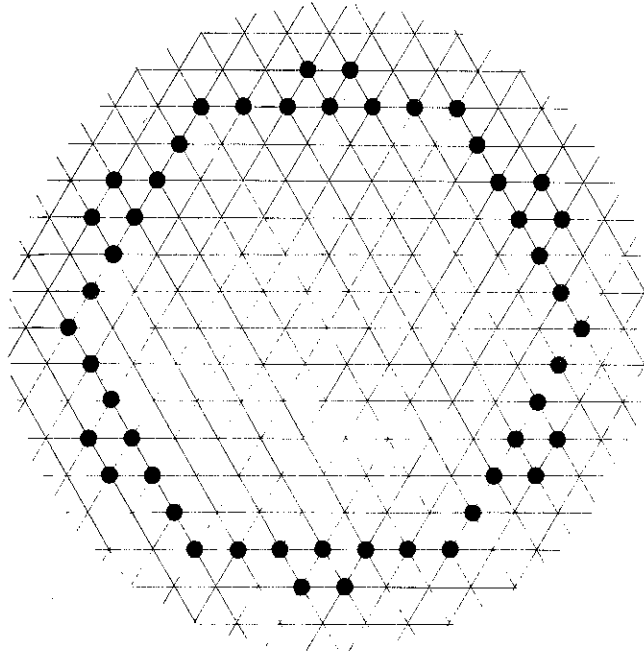


Fig. 2 8 Computational Model for B.M. No. 40,  $N_c = 139$

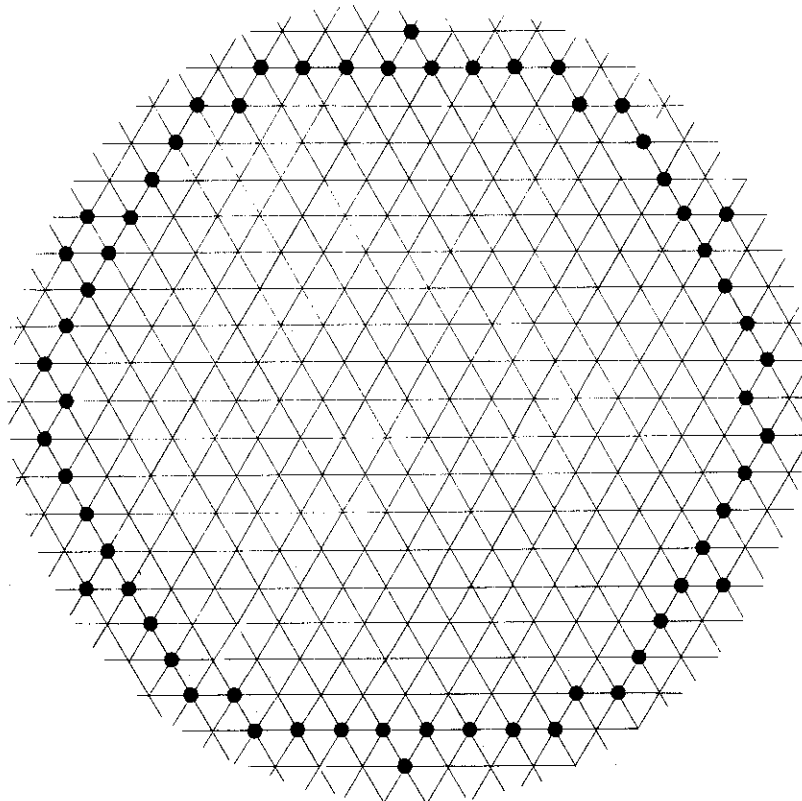


Fig. 2 9 Computational Model for B.M. No. 41,  $N_c = 272$

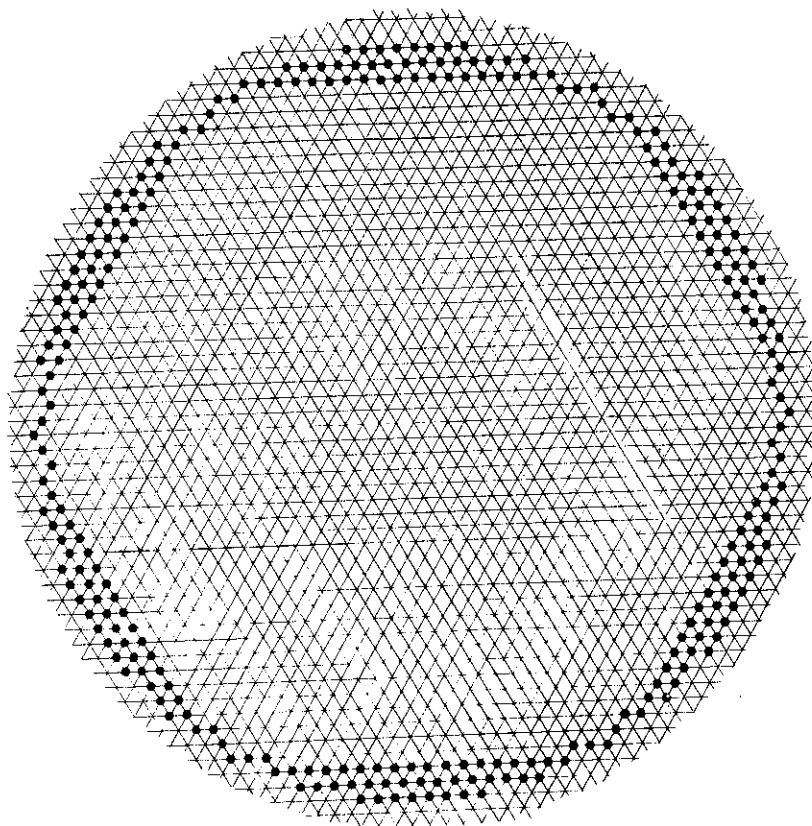


Fig. 3 0 Computational Model for B.M. No. 42a,  $N_c=1766$

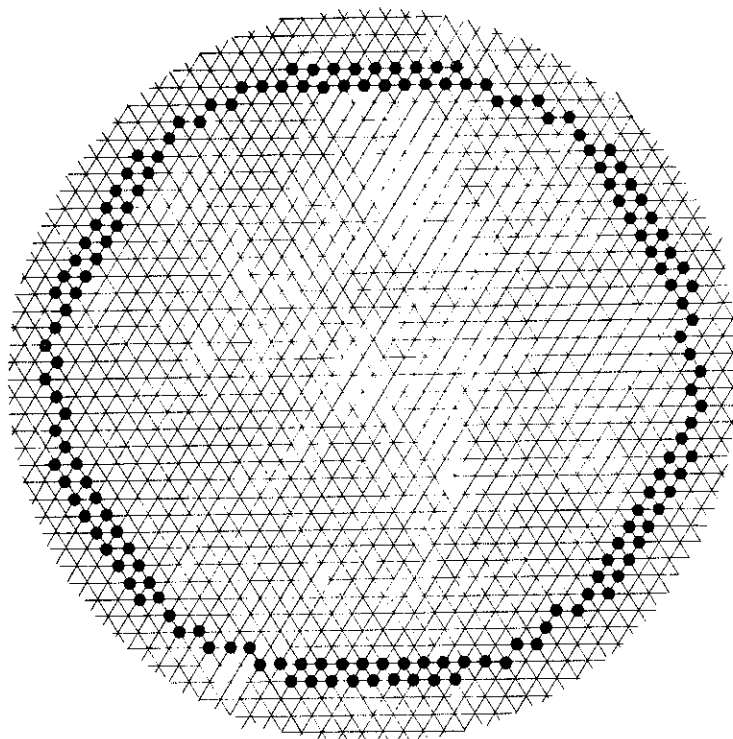


Fig. 3 1 Computational Model for B.M.No.42b,  $N_c=950$

Table 11 Over All Data List

Serial No.	Fuel Rod				H/Pu ratio	Lattice Pitch (cm)	Critical rod no.	Boron Content
	Material	Outer R. (cm)	Length (cm)	Clad Thickness (cm)				
-016	Al-1.8wt% Pu Zr clad	0.7176	11133	0.0762	632	1.905	541	0
-017					1003	2.159	486	0
-018					1333	2.362	560	0
-019	Al-2wt% Pu Zr clad	0.7176	9144	0.0762	583	1.905	861	0
-020					926	2.159	826	0
-021					1230	2.362	1115	0
-022	Al-5wt% Pu Zr clad	0.7176	61	0.0762	355	2.159	221	0
-023					666	2.667	167	0
-024					1148	3.302	215	0
-025					666	2.667	209	100
-026					666	2.667	288	285
-027	UO <sub>2</sub> -2wt%PuO <sub>2</sub> Zr clad	0.7176	914	0.0762	238	2.032	320	0
-028					554	2.667	152	0
-029					1113	3.520	180	0
-030					185	1.778	469	35
-031					185	1.778	761	6885
-032					391	2.209	195	41
-033					391	2.209	761	10935
-034					564	2.514	160	60
-035					564	2.514	689	7680
-036					0.7176	914	0.0762	238
-037	554	2.667	233	0				
-038	1113	3.520	365	0				
-039	0.7176	914	0.0858	153	2.159	253	0	
-040				289	2.667	139	0	
-041				922	4.318	272	0	
-042A	UO <sub>2</sub> Al and s.s. clad	0.5285	12192	0.0496	-	1.240	1766	0
-042B		0.5290	12192	0.0480	-	1.240	950	0

## 4. 計算結果及び考察

MGCL 26群核断面積セットとKENO-IVコードを組合せて計算を実施したときのモンテカルロ法計算条件は次に示すとおりである。

エネルギー群数	26
一世代当中性子数	300
計算世代数	103
スキップ世代数	3
初期中性子発生分布	平担
中性子平均重み	0.5

計算結果はNo. 16からNo. 42Bまで全部で28ケースあり、Table 12~Table 14に示す。

ここで、

No. : 実験データ連続番号

$L/(A+L)$  : Lは漏洩, Aは吸収を示す。従って $L/(A+L)$ は体系外への中性子の漏れの割合を示す。

$F_1, F_2, F_3$  : それぞれ高速, 熱外, 熱の各領域の中性子の核分裂に寄与する割合を示す。なお,  $F_1 + F_2 + F_3 = 1.0$ に規格化しており, 26群のうち対応する群数およびエネルギーは

$F_1$  が1~3群(16.487MeV~0.183MeV)

$F_2$  が4~14群(0.183MeV~0.683eV)

$F_3$  が15~26群(0.683eV~0.0eV)

CPU(sec) : 計算機(FACOM 230-75)使用時のCPUタイムを示す。ただし小数点以下四捨五入した。

COMMENT : 実験体系あるいは計算条件の特徴的内容を示す。すなわち例を示せば、

$H/Pu=100$  :

水素対プルトニウム原子数比が100であること。

100 ppm :

水減速材中のボロン含有量が100 ppmであること。

### 4.1 $k_{eff}$ 計算値のヒストグラム

全28ケースについて $k_{eff}$ 計算値の頻度グラフ(ヒストグラム)をFig. 32に示す。これからわかるように計算値は0.91から1.05まで巾広く分布しており、平均値は0.986となる。分布で、特に飛び離れて小さい $k_{eff}$ を算出したのは、ケースNo. 30, No. 31, No. 42A, No. 42Bの場合であり、 $k_{eff}$ 計算値はそれぞれ、0.930, 0.951, 0.949, 0.914である。こ



これらのケースの実験体系では、いずれも格子ピッチ間隔が狭く従って水対燃料体積比が小さく  $H/Pu$  あるいは  $H/^{235}U$  が 200 以下であることが特徴として挙げられる。また、分布で特に飛び離れて大きい  $k_{eff}$  を算出したのは、ケース No. 33 および No. 35 の場合であり、 $k_{eff}$  計算値はそれぞれ、1.027 および 1.043 である。これらのケースの実験体系では、軽水中のボロン濃度が大きく 700 ppm 以上含むことが特徴として挙げられる。これらの特異な 6 ケースを除いてみると、22 ケースの  $k_{eff}$  は 0.96 ~ 1.02 の範囲内に算出され、平均値は 0.991 となる。

#### 4.2 $k_{eff}$ 計算値の $H/Pu$ 比に対する傾向

軽水中のボロンの影響を除いて考察するため、ボロン濃度の特に大きいケース No. 31, No. 33, No. 35 を除いた 25 ケースについて、 $H/Pu$  比を横軸にとり  $k_{eff}$  計算値をプロットして示したのが Fig. 35 である。ケース No. 42A および No. 42B については燃料組成にプルトニウムが含まれていないので、 $H/Pu$  の代りに  $H/^{235}U$  を横軸にとって示してある。この図を見ると、燃料組成、格子ピッチが多種多様であるため  $k_{eff}$  計算値のバラツキが大きい、 $H/Pu$  比 (or  $H/^{235}U$  比) が小さい体系ほど  $k_{eff}$  も小さく算出される傾向にあることがわかる。

ケース No. 30 ( $H/Pu=185$ ) とケース No. 34 ( $H/Pu=564$ ) について四因子解析を実施した結果を Table 15 に示す。両ケースについて中性子スペクトルを Fig. 34 に示すが、ケース No. 30 の中性子スペクトルはケース No. 34 のそれより硬いことがわかる。従ってケース No. 30 についていえば、ケース No. 34 の場合と比較して、共鳴を逃れる確率  $p$  がより小さく、高速核分裂効果  $\epsilon$  がより大きく、熱中性子の再生率と利用率の積  $\eta \cdot f$  がより小さくなっている。臨界体系に対して減速比が小さくなるほど  $k_{eff}$  が過少に (1 より小さく) 算出される原因としては、 $^{238}U$  の共鳴エネルギー領域の中性子に対する実効吸収断面積が過大に評価された結果、 $p$  が実際より小さく算出されること、炉心からの高速中性子のもれが過大に計算されたため、 $f$  が実際より小さく算出されることが可能性として考えられる。

#### 4.3 軽水中のボロン濃度の影響

軽水中にボロンを含んだ体系は全部で 8 ケースある。その内訳は  $UO_2-PuO_2$  混合燃料 ( $^{240}Pu$  成分比, 8%) を用いた炉心体系で、格子ピッチを違えることにより  $H/Pu$  比を 185, 391 および 564 と 3 通りに変化させ、各場合において軽水中に含まれるボロン濃度を数 ppm から数百 ppm に増加させたものが合計 6 ケース、Al-5wt% Pu 合金燃料 ( $^{240}Pu$  成分比, 5%) を用い、軽水中のボロン濃度を 100 ppm および 285 ppm とした 2 ケースからなる。

$UO_2-PuO_2$  混合燃料を用いた体系を扱った 6 ケースでは、ボロン濃度を横軸にとり  $k_{eff}$  計算値をプロットした Fig. 33 を見るとわかるように、 $H/Pu$  比が一定の炉心体系では軽水中のボロン濃度の増加と共に、 $k_{eff}$  計算値が一様に増加していることがわかる。また同図から、ボロン濃度が一定の炉心体系では、 $H/Pu$  比の減少と共に  $k_{eff}$  計算値も小さくなる傾向にあることがわかる。Al-5wt% Pu 合金燃料を用いた体系 2 ケースでは、軽水中のボロン濃度の変

化巾が小さく  $k_{\text{eff}}$  計算値に顕著な変化はあらわれていない。

臨界体系に対して軽水中のボロン濃度が大きくなるほど実効増倍率  $k_{\text{eff}}$  が過大に（1より大きく）計算される原因としては、熱中性子に対するボロンの吸収断面積が過少に評価されていることが考えられる。またボロン濃度が数 ppm 程度で減速比  $H/Pu$  が小さい体系では、 $k_{\text{eff}}$  が過小に（1より小さく）計算される原因としては、ボロンが少いので炉心半径が小さく高速中性子の炉心からのもれ量がより過大に評価されることが考えられる。

#### 4.4 エネルギー群構造の影響

エネルギー群構造の違いによる影響を調べるため、MGCL 137 群データセットを用いて計算した結果を MGCL 26 群データセットによる計算結果と比較して Table 16 に示す。これからエネルギー群構造を詳細にすると全ケースの  $k_{\text{eff}}$  計算値の平均は、0.993 となり実験条件 1.0 に近くなることがわかる。とくに減速比の大きい体系で 26 群の場合  $k_{\text{eff}}$  が 0.97 ~ 0.98 程度に算出されたケースについては、137 群とすると  $k_{\text{eff}}$  計算値は約 0.2 上昇して 1.0 の近傍に集る。減速比の小さい体系および軽水中にボロンを大量に含む体系については 26 群の場合と同様変則的な  $k_{\text{eff}}$  値を算出しており、これらの体系（ケース No. 30, No. 31, No. 33, No. 35, No. 42A, No. 42B）を除いた全 22 ケースについての平均は、1.001 となる。全ケースについてのヒストグラムを Fig. 36 に示すが、上に示した変則的な  $k_{\text{eff}}$  値を算出する体系を除いた 22 ケースについては分布のパラッキも小さいことがわかる（Fig. 36 中の斜線部分）。

Table 1.2 Calculated Results

No.	$k_{\text{eff}}$	$\pm \sigma$	$L/(A+L)$	$F_1$	$F_2$	$F_3$	CPU(SEC)	COMMENT
016	0.97207	0.00520	0.01275	0.005	0.031	0.964	30840	H/PU=632
017	0.97760	0.00406	0.00942	0.003	0.022	0.975	30190	H/PU=1003
018	0.97245	0.00335	0.00793	0.003	0.018	0.979	30270	H/PU=1333
019	0.99836	0.00440	0.00947	0.005	0.033	0.962	28930	H/PU=583
020	1.01103	0.00364	0.00679	0.004	0.023	0.973	28500	H/PU=926
021	1.01357	0.00335	0.00392	0.003	0.020	0.977	27720	H/PU=1230
022	0.97811	0.00468	0.01671	0.008	0.039	0.960	26930	H/PU=355
023	0.98163	0.00433	0.01455	0.005	0.027	0.968	26060	H/PU=666
024	0.98985	0.00415	0.01010	0.004	0.020	0.976	25820	H/PU=1148
025	0.98910	0.00485	0.01243	0.006	0.029	0.965	23590	H/PU=666, 100PPM

Table 13 Calculated Results (Continued)

No.	$k_{\text{eff}}$	$\pm \sigma$	L/(A+L)	F <sub>1</sub>	F <sub>2</sub>	F <sub>3</sub>	CPU(SEC)	COMMENT
026	0.98137	0.00433	0.00944	0.006	0.032	0.962	1990.0	H/PU=666, 285PPM
027	0.99166	0.00415	0.01365	0.094	0.079	0.827	2237.0	H/PU=238
028	0.98624	0.00425	0.01615	0.057	0.040	0.903	2343.0	H/PU=554
029	1.01992	0.00418	0.02731	0.057	0.041	0.902	2194.0	H/PU=1113
030	0.93036	0.00438	0.01458	0.132	0.116	0.752	2334.0	H/PU=185, 3.5PPM
031	0.95077	0.00358	0.00776	0.143	0.103	0.754	1542.0	H/PU=185, 688.5PPM
032	0.96498	0.00394	0.01534	0.076	0.061	0.863	2366.0	H/PU=391, 4.1PPM
033	1.02683	0.00330	0.00474	0.090	0.116	0.794	1235.0	H/PU=391, 1093.5PPM
034	0.97755	0.00368	0.01553	0.061	0.046	0.893	2334.0	H/PU=564, 6.0PPM
035	1.04267	0.00388	0.00405	0.072	0.057	0.871	1285.0	H/PU=564, 768PPM

Table 14 Calculated Results (Continued)

No.	$k_{\text{eff}}$	$\pm\sigma$	L/(A+L)	F <sub>1</sub>	F <sub>2</sub>	F <sub>3</sub>	CPU(SEC)	COMMENT
036	0.99792	0.00392	0.01011	0.099	0.077	0.824	2013.0	H/PU=228
037	0.99991	0.00412	0.01147	0.059	0.040	0.901	2184.0	H/PU=554
038	0.99685	0.00390	0.00438	0.043	0.025	0.932	2294.0	H/PU=1113
039	0.99811	0.00478	0.01362	0.082	0.096	0.822	2086.0	H/PU=153
040	0.99995	0.00415	0.01513	0.057	0.053	0.890	2148.0	H/PU=289
041	1.00771	0.00392	0.00285	0.035	0.026	0.939	2277.0	H/PU=922
042A	0.94966	0.00383	0.00853	0.164	0.184	0.652	2966.0	
042B	0.91394	0.00411	0.01559	0.153	0.155	0.692	3283.0	

Table 15 Comparison of  $k_{eff}$  with MGCL 26 group on the four factor formula

CASE No. (Boron)	34	35	30	31
	H/Pu=564 (6 ppm)	H/Pu=564 (768 ppm)	H/Pu=185 (3.5 ppm)	H/Pu=185 (688.5 ppm)
$F_T$	0.8708	0.9081	0.6991	0.7169
$F$	0.9775	1.0427	0.9304	0.9508
$A_T$	0.8475	0.8166	0.6963	0.6585
$A$	0.9838	0.9985	0.9845	0.9969
$L$	0.0155	0.00406	0.0146	0.00780
$\eta f = \frac{F_T}{A_T}$	1.0275	1.1120	1.0040	1.0887
$\epsilon = \frac{F}{F_T}$	1.1225	1.1482	1.3309	1.3263
$p = \frac{A_T}{A}$	0.8615	0.8178	0.7073	0.6605
$P_L = \frac{A}{A+L}$	0.9845	0.9960	0.9854	0.9922
$k_{eff}^{(4)} = \eta f p \epsilon P_L$	0.9782	1.0400	0.9313	0.9463

note,  $F_T$  : fissions in thermal group,  $\sum_{g=15}^{26} F_g$

$F$  : total fissions,  $\sum_{g=1}^{26} F_g$

$A_T$  : absorptions in thermal group,  $\sum_{g=15}^{26} A_g$

$A$  : total absorptions,  $\sum_{g=1}^{26} A_g$

$L$  : total leakage,  $\sum_{g=1}^{26} L_g$

$F_g$ ,  $A_g$  and  $L_g$  ( $g=1\sim 26$ ) are given in KENO-IV output list.

Table 16  $k_{\text{eff}}$  with MGCL 137 and  $k_{\text{eff}}$  with MGCL 26

Serial No.	Fuel Material	H/Pu (Boron PPM)	$k_{\text{eff}}$	
			with MGCL 137	with MGCL 26
16	Al-1.8wt %Pu	632	0.99931	0.97207
17	Zr clad	1003	0.98522	0.97760
18		1333	1.00474	0.97245
19	Al-2 wt %Pu	583	1.01015	0.99836
20	Zr clad	926	1.01097	1.01103
21		1230	1.02278	1.01357
22	Al-5 wt %Pu  Zr clad	355	0.99755	0.97811
23		666	1.00006	0.98163
24		1148	1.00393	0.98985
25		666(100)	1.00317	0.98910
26		666(285)	0.99643	0.98137
27			238	0.99543
28		554	0.99126	0.98624
29		1113	1.02563	1.01992
30		185(3.5)	0.92091	0.93036
31		185(688.5)	0.93817	0.95077
32		391(4.1)	0.95835	0.96498
33	UO <sub>2</sub>	391(1093.5)	1.02146	1.02683
34	-2wt %PuO <sub>2</sub>	564(6.0)	0.99176	0.97755
35	Zr clad	564(768.0)	1.03198	1.04267
36		238	0.99356	0.99792
37		554	1.00354	0.99991
38		1113	1.00642	0.99685
39		153	1.01041	0.99811
40		289	1.00575	0.99995
41		522	1.01146	1.00771
42A	UO <sub>2</sub>	—	0.93941	0.94966
42B	Al and s.s.clad	—	0.91575	0.91394
(averaged)			0.9927	0.9864

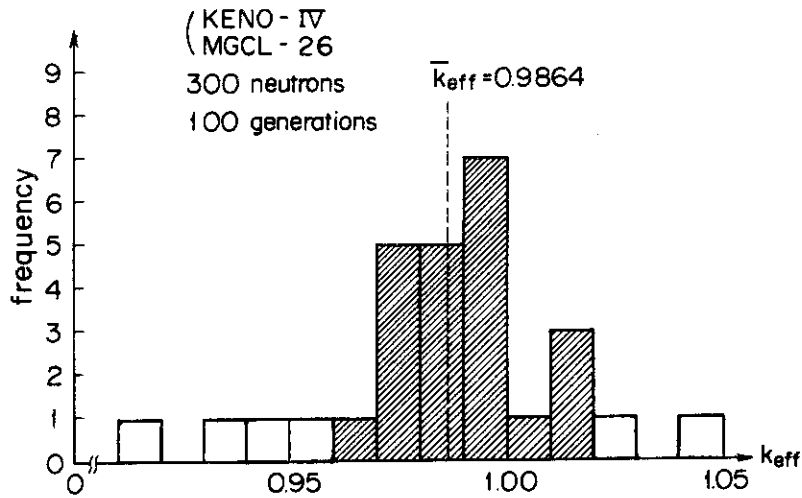


Fig.32 Histogram of  $k_{eff}$  calculated for all 28 cases using MGCL-26. Hatched area represents large H/Pu (>200) and no or small amount of boron cases.

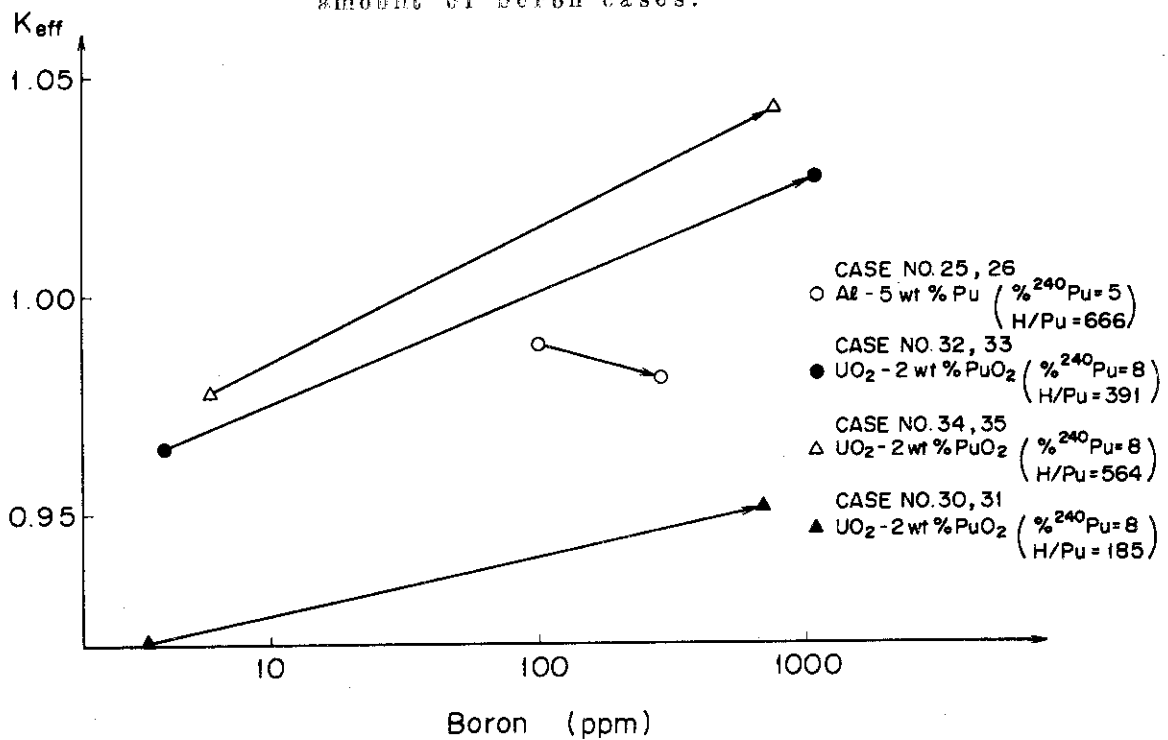


Fig.33  $k_{eff}$  vs. boron in the moderator ( $\text{H}_2\text{O}$ ).



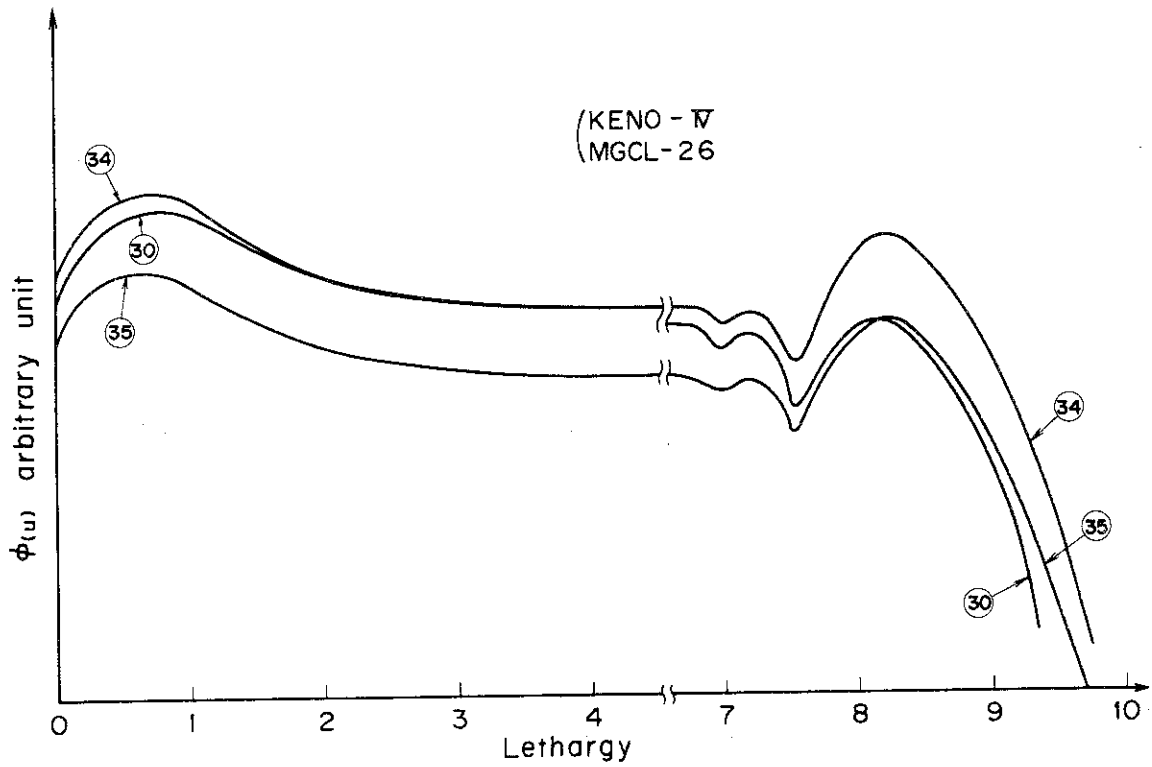


Fig. 34 Neutron spectrum for the case no. 30, no. 34 and no. 35. with the case number indicated in the circle.

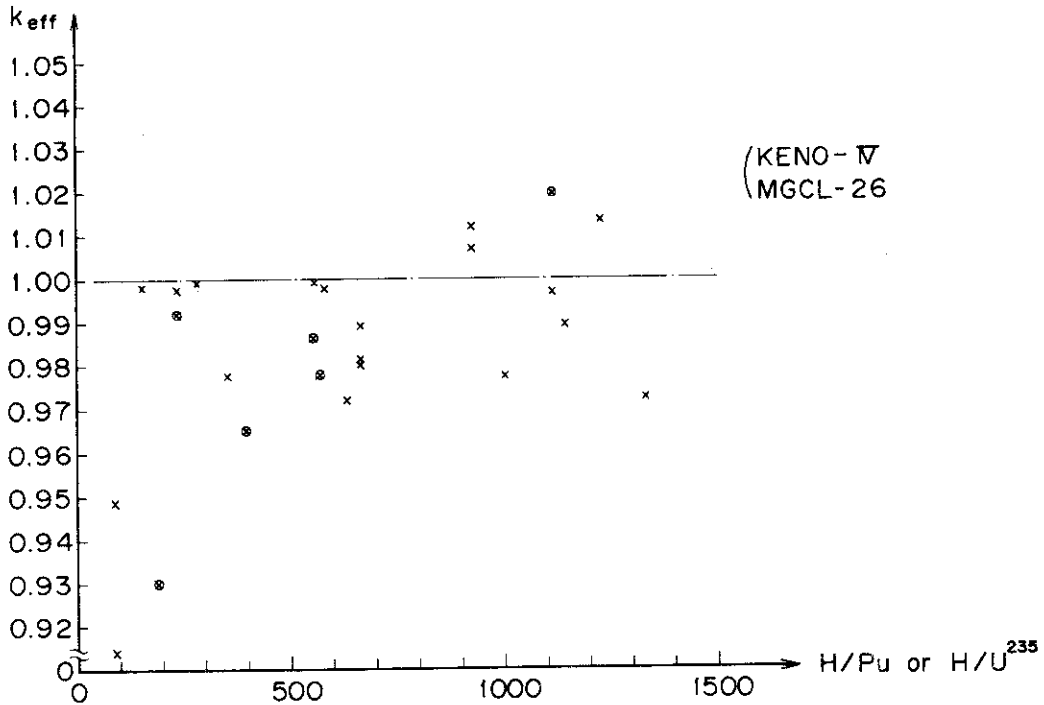


Fig. 35  $k_{eff}$  vs.  $H/Pu$  or  $H/U^{235}$  for 25 cases, excluding case No. 31, No. 33, No. 35.

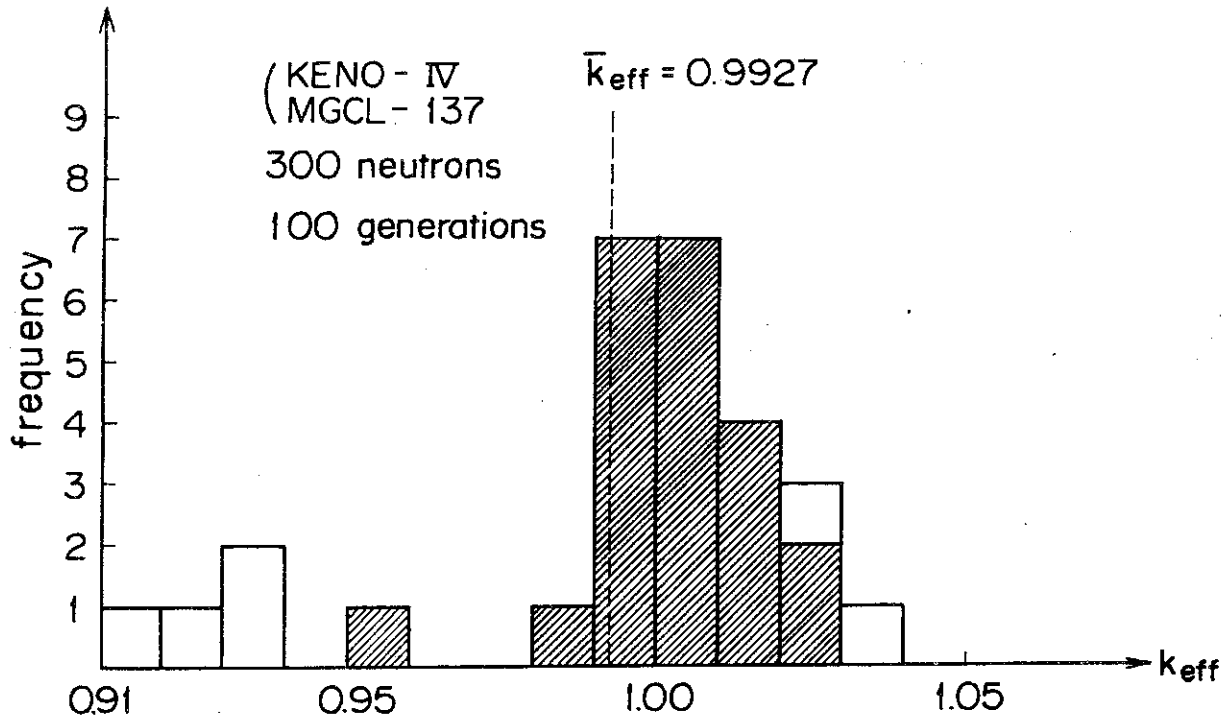


Fig.36 Histogram of  $K_{eff}$  calculated for all the 28 cases using MGCL-137. Hatched area represents large H/Pu (>200) and no or small amount of boron cases.

## 5. 結 論

以上、プルトニウム燃料棒の三角格子配列に関する実験データを使用したKENO-IVとMGCL 26群データセットとの組合せによる臨界計算結果を述べた。これから結論として次のようにまとめられる。

- (i) 全28ケースについて $k_{eff}$ 計算値は、0.91から1.05まで巾広く分布しており、平均値は0.986となる。分布で、特に飛び離れて小さい $k_{eff}$ を算出した体系では減速比が小さく200以下であり、飛び離れて大きい $k_{eff}$ を算出した体系では軽水中にボロンを700 PPM以上含む。これらの特異な体系を除いてみると、22ケースの $k_{eff}$ 計算値は、0.96から1.02の範囲内に入り平均値は0.991となる。
- (ii) 燃料組成および格子ピッチが一定な実験体系では、軽水中に含まれるボロンの濃度を増加させると、 $k_{eff}$ 計算値も大きくなる傾向にある。
- (iii) 減速比の小さい体系では、 $k_{eff}$ 計算値が過小評価される傾向にある。
- (iv) 使用する核断面積セットのエネルギー群構造を26群から137群へと詳細なものにすると、減速比が大きく熱中性子の占る割合の大きい体系で26群計算の $k_{eff}$ が0.97から0.98程度に算出されたケースについては、熱領域の群定数の精度が改善されるため、 $k_{eff}$ 計算値は約0.2上昇して1.0に近くなる。しかしながら減速比の著しく低い200以下の体系で $k_{eff}$ が0.95以下に算出されたケースでは、137群計算においても $k_{eff}$ は改善されなかった。

今後は、得られた計算結果の精度を他のベンチマーク計算結果の精度と照し合せながら、KENO-IVの計算手法を検討すると共にMGCLデータセットを改良してゆく必要がある。

## 謝 辞

今回のベンチマーク計算には、契約に基づき、日本原子力事業(株)、日立製作所(株)、住友原子力工業(株)、石川島播磨重工業(株)、日揮(株)の各社の御協力を得ております。また、動燃事業団も参加していただきました。ここに記して謝意を表します。さらに、日本原子力研究所安全解析部長 桂木 学氏にも終始貴重な御助言と御協力を得たので感謝します。

## 参 考 文 献

- 1) U.D.JENQUIN and S.R.BIERMAN, "Benchmark Experiments to Test Plutonium and Stainless Steel Cross Sections," NUREG/CR-0210, US Nuclear Regulatory Commission (1978).
- 2) Y.NAITO et al., to be published.
- 3) L.M.PETRIE and N.F.CROSS, "KENO-IV-An Improved Monte Carlo Criticality Program," ORNL-4938, Oak Ridge National Laboratory (1975).

## 5. 結 論

以上、プルトニウム燃料棒の三角格子配列に関する実験データを使用したKENO-IVとMGCL 26群データセットとの組合せによる臨界計算結果を述べた。これから結論として次のようにまとめられる。

- (i) 全28ケースについて $k_{eff}$ 計算値は、0.91から1.05まで巾広く分布しており、平均値は0.986となる。分布で、特に飛び離れて小さい $k_{eff}$ を算出した体系では減速比が小さく200以下であり、飛び離れて大きい $k_{eff}$ を算出した体系では軽水中にボロンを700 PPM以上含む。これらの特異な体系を除いてみると、22ケースの $k_{eff}$ 計算値は、0.96から1.02の範囲内に入り平均値は0.991となる。
- (ii) 燃料組成および格子ピッチが一定な実験体系では、軽水中に含まれるボロンの濃度を増加させると、 $k_{eff}$ 計算値も大きくなる傾向にある。
- (iii) 減速比の小さい体系では、 $k_{eff}$ 計算値が過小評価される傾向にある。
- (iv) 使用する核断面積セットのエネルギー群構造を26群から137群へと詳細なものにすると、減速比が大きく熱中性子の占る割合の大きい体系で26群計算の $k_{eff}$ が0.97から0.98程度に算出されたケースについては、熱領域の群定数の精度が改善されるため、 $k_{eff}$ 計算値は約0.2上昇して1.0に近くなる。しかしながら減速比の著しく低い200以下の体系で $k_{eff}$ が0.95以下に算出されたケースでは、137群計算においても $k_{eff}$ は改善されなかった。

今後は、得られた計算結果の精度を他のベンチマーク計算結果の精度と照し合せながら、KENO-IVの計算手法を検討すると共にMGCLデータセットを改良してゆく必要がある。

## 謝 辞

今回のベンチマーク計算には、契約に基づき、日本原子力事業(株)、日立製作所(株)、住友原子力工業(株)、石川島播磨重工業(株)、日揮(株)の各社の御協力を得ております。また、動燃事業団も参加していただきました。ここに記して謝意を表します。さらに、日本原子力研究所安全解析部長 桂木 学氏にも終始貴重な御助言と御協力を得たので感謝します。

## 参考文献

- 1) U.D.JENQUIN and S.R.BIERMAN, "Benchmark Experiments to Test Plutonium and Stainless Steel Cross Sections," NUREG/CR-0210, US Nuclear Regulatory Commission (1978).
- 2) Y.NAITO et al., to be published.
- 3) L.M.PETRIE and N.F.CROSS, "KENO-IV-An Improved Monte Carlo Criticality Program," ORNL-4938, Oak Ridge National Laboratory (1975).

- 4) G.E.HANSEN and W.H.ROACH, "Six and Sixteen Group Cross Sections for Fast and Intermediate Critical Assemblies," LAMS-2543, Los Alamos Scientific Laboratory(1961).
- 5) M.K.DRAKE, "Data Formats and Procedures for the ENDF Neutron Cross Section Library," BNL-50274, Brookhaven National Laboratory (1970).
- 6) O.OZER, "Program RESEND," BNL-17134, Brookhaven National Laboratory (1972).
- 7) R.Q.WRIGHT et al., "SUPERTO; A Program to Generate Group Constants and Pu Scattering Matrices from ENDF/B," ORNL-TM-2679, Oak Ridge National Laboratory (1969).
- 8) J.D.MACDOUGALL, "PIXSE," AEEW-M318, Atomic Energy Establishment, Winfrith (1963).
- 9) I.I.BONDARENKO et al., "Group Constants for Nuclear Reactor Calculation," Consultants Bureau, New York (1964).
- 10) S.KATSURAGI et al., "JAERI Fast Reactor Group Constant System, Pt.1 & 2," JAERI-1195, Japan Atomic Energy Research Institute (1970).
- 11) H.C.HONECK and D.R.FINCH, "FLANGE II; A Code to Process Thermal Neutron Data from an ENDF/B Tape," DP-2179, E.I. Du Pont De Nemours & Company (1971).