

JAERI - M
86-082

中性子相互干渉体系に関するJACSコード
システムのベンチマーク計算

1986年6月

野村 靖・井上 寛*・奥野 浩

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

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 山田軽印刷所

中性子相互干渉体系に関する
JACSコードシステムのベンチマーク計算

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部

野村 靖・井上 寛*・奥野 浩

(1986年5月9日受理)

原研で開発したJACSコードシステムのうち、モンテカルロ法計算コードKENO-IVと多群定数ライブラリーMGCLとの組合せにより、米国で公開された相互干渉体系の臨界実験データを用いてベンチマーク計算を実施し計算精度を検証した。

実験体系は全部で4種類、108ケースあり、燃料の種類(ウランorプルトニウム)、物理的・化学的性状(金属or水溶液、弗化ウランor硝酸ウラン)、ユニットの形状寸法(直径6.5 cm~38.1 cm、高さ5.4 cm~76.0 cmの円柱)、ユニット間の距離(0~50 cm)、配列形状(1×2~5×5×5)、反射条件等が多種多様に変化している。また、 k_{eff} 計算値は、0.945から1.025までの範囲に分布した。この分布の広がり、KENO-IVモンテカルロ法計算による統計誤差(標準偏差が0.007)から予測されるものより2~3倍大きく、 k_{eff} 計算値にバイアスエラーが生じていることが考えられる。この k_{eff} 計算値にバイアスエラーを生ずる原因としては、燃料中の中性子の減速の度合、反射条件(反射体有無、反射体厚さ)及びユニット間距離の変化があることが確かめられた。

Benchmark Calculations for Neutron-Interacting System
by the Criticality Code-System JACS

Yasushi NOMURA, Hiroshi INOUE* and Hiroshi OKUNO

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

(Received May 9, 1986)

A series of benchmark tests has been performed since 1980 in order to examine the capability of JAERI's criticality-safety evaluation code-system JACS. This report presents the results of benchmark calculations on fissile array experiments with the Monte-Carlo code KENO-IV and the multigroup data library MGCL as a part of the JACS code-system.

The experimental systems selected from USA publication vary in moderating ratio, physical/chemical property of nuclear fuel, reflecting condition, shape/size of array unit, distance between units, array size, from case to case. The calculated k_{eff} 's for 108 cases in all distribute from 0.945 to 1.025. This distribution width is presumably due to the bias-errors in the calculated k_{eff} 's, since the KENO-IV statistical error, some 0.007 at maximum standard deviation, predicts 1/2 or 1/3 of the width.

The bias-errors in calculated k_{eff} 's are acknowledged to be caused by the variation of the moderating ratio, the reflecting condition together with the distance between units.

Keywords : Criticality Safety, Benchmark Calculation, KENO-IV Code,
MGCL Library, Neutron Interaction, JACS Code-System

* Nagoya University

目 次

1. はじめに	1
2. 実験体系と実験データ	2
2.1 実験体系 1, 弗化ウラニル水溶液入り円筒の平行 2 ユニット	2
2.2 実験体系 2, ウラン金属円柱ユニットの 3 次元配列	2
2.3 実験体系 3, プルトニウム金属円柱ユニットの 2 次元及び 3 次元配列	2
2.4 実験体系 4, 硝酸ウラニル水溶液入り円柱ユニットの立方形配列	3
3. 計算手法と計算モデル	13
3.1 計算手法	13
3.2 計算モデル	18
4. 計算結果	26
5. 結果の検討	36
5.1 減速度の影響	36
5.2 プルトニウム富化度の影響	37
5.3 反射体有無の影響	37
5.4 ウラン濃縮度・プルトニウム fissile 比の影響	38
5.5 ユニットの形状・寸法及びユニット間距離の影響	43
5.6 配列を構成するユニットの数の影響	44
6. まとめ	48
参考文献	49

Contents

1. Introduction	1
2. Experimental System and Data	2
2.1 System No.1, Two Parallel Cylinders Containing Uranyl Fluoride Solution	2
2.2 System No.2, Three-Dimensional Array of Uranium Metal Cylinders	2
2.3 System No.3, Two- and Three-Dimensional Array of Plutonium Metal Cylinders	2
2.4 System No.4, Cubical Array of Cylinders Containing Uranyl-Nitrate Solution	3
3. Calculational Method and Model	13
3.1 Calculational Method	13
3.2 Calculational Model	18
4. Calculational Results	26
5. Discussions and Interpretations	36
5.1 Effect of Moderating Ratio	36
5.2 Effect of Plutonium Enrichment	37
5.3 Effect of Reflectors	37
5.4 Effect of Fuel Composition	38
5.5 Effect of Separation between Units	43
5.6 Effect of Number of Units Consisting Array	44
6. Conclusion	48
References	49

1. はじめに

原研で開発した臨界安全解析コードシステムJACSのうち、多群定数ライブラリーMGCL¹⁾とモンテカルロ計算コードKENO-IV²⁾との組合せによる部分については、昭和55年以来、核燃料施設を模擬した多種多様な実験体系の公開されたデータを用いてベンチマーク計算を実施し、計算精度を検証してきた。そこには核燃料物質の化学形態・物理形態の多種多様に变化したものが含まれていたが、燃料の形状としては核燃料物質が一領域に集中した、相互干渉効果無視しうる単一形状のものが大部分であった。

本報告では、米国で公開された臨界実験データの中から、核燃料物質領域が複数ユニットに分割され、個々のユニット間に中性子相互干渉効果が考えられるものを選定し、KENO-IVとMGCL 137群データライブラリーとの組合せによりベンチマーク計算を実施したもので、その結果を述べる。

以下第2章で実験体系と実験データについて説明し、第3章で計算手法及び計算モデルについて述べ、第4章で計算結果、第5章に結果の検討、第6章にまとめを述べる。

2. 実験体系と実験データ

取上げた実験体系及び実験データは、SCHUSKE等の米国における核分裂性物質の配列実験をレビューした報告³⁾から選定し、実験の詳細を知るためにオリジナル・レポートを参照した。実験体系は全部で4種類あり、以下にオリジナル・レポートから図表、写真を引用しつつ説明する。

2.1 実験体系1, 弗化ウラニル水溶液入り円筒の平行2ユニット⁴⁾

2体並行に並べたアルミニウム製円筒容器(内径8~15インチ)内に、²³⁵U濃縮度93.4 w/oの弗化ウラニル(UO₂F₂)水溶液を容器底からフィード・パイプにより注入し、レベル上昇によって臨界到達させた。これらの円筒容器は、水プール内に設置され十分な水反射体を有する場合と、これのない裸の場合とがある。実験データは、円筒容器相互間の距離をパラメータとした容器内弗化ウラニル水溶液の臨界レベルである。Fig. 2.1に水プール内に設置した円筒容器2体の配置例を示す。Table 2.1及びTable 2.2に実験データを示す。

2.2 実験体系2, ウラン金属円柱ユニットの3次元配列⁵⁾

²³⁵U濃縮度93.2 w/oのウラン金属円柱ユニット(外径11.5 cm)を3次元正方格子配列に並べ、ユニット間隔を狭めて臨界到達させた。Fig. 2.2に3×3×5配列の実験体系例を示す。各ユニットを一定間隔に保持するため、ユニットの円柱底面に垂直に穿孔した2個の0.51 cm ϕ の孔を2本の同径の鉄棒が貫通している。配列の外周にパラフィン反射体を配置したケースと、これのないケースとがある。パラフィン反射体厚さは、1.3 cm, 2.5 cm, 3.8 cm, 7.6 cm or 15.2 cmである。Table 2.3及びTable 2.4に実験データを示す。

2.3 実験体系3, プルトニウム金属円柱ユニットの2次元及び3次元配列⁶⁾

²³⁹Pu含有率93.6 w/oのプルトニウム金属円柱ユニット(直径×高さが6.53 cm×4.63 cmの3 kg重のものと、これを2個縦に重ねて高さを約9.3 cmとした6 kg重のものがある)を2次元あるいは3次元の正方格子配列に並べ、ユニット間隔を狭めて臨界到達させた。ユニット間隔を一定に保つため、Alスペーサを介して数個のユニットをAl製支持管内に縦に収納し、これを実験台の平面上に立てて配列した。Fig. 2.3にプラスチック減速材及びAlスペーサの付いた3 kgユニット2個が連ったものをプラスチック減速材つきAl製支持管内に挿入する直前の様子を示す。Fig. 2.4に減速材のつかないAl製支持管内に6 kgユニットを収納した状態を図式的に示す。配列の外周にはポリエチレン反射体を配置したケースと、これのないケースとがある。Table 2.5に実験データを示す。

2.4 実験体系 4, 硝酸ウラニル水溶液入り円筒ユニットの立方形配列³⁾

プレクシグラス製円筒容器（直径×高さ：20.32 cm×19.05 cm）内に²³⁵U濃縮度 93.2 w/o の硝酸ウラニル水溶液を封入した燃料ユニットを、 $2 \times 2 \times 2$ 、 $3 \times 3 \times 3$ 、 $4 \times 4 \times 4$ or $5 \times 5 \times 5$ の立方形状に配列し、ユニット間隔を狭めて臨界到達させた。配列の外周にはパラフィンあるいはプレクシグラス製の厚さをパラメータとした反射体を配置したケースと、これのないケースとがある。Table 2.6 及び Table 2.7 に実験データを示す。

Table 2.1 Critical Conditions for Two Aluminum Reactors with Water Reflector

Reactor		H: ²³⁵ U Atomic Ratio	$\frac{\text{g } ^{235}\text{U}}{\text{g Solution}}$	Solution Density (g/cm ³)	Critical Height (cm)	Critical Mass Per Reactor kg ²³⁵ U
Diameter (in.) <i>D</i>	Separation (cm)					
5	0.2	52.9	0.293	1.566	36.4	2.12
	2.9	52.9	0.293	1.566	51.9	3.02
	3.3	52.9	0.293	1.566	56.2	3.26
	3.8	52.9	0.293	1.566	65.3	3.80
	4.0	52.9	0.293	1.566	70.2	4.08
	4.2	52.9	0.293	1.566	76	4.4
5½	0.5	29.9	0.394	1.926	27.1	3.15
	2.9	29.9	0.394	1.926	31.0	3.60
6	0.1	29.9	0.394	1.926	22.8	3.16
	2.9	29.9	0.394	1.926	26.9	3.73
	0.0	52.9	0.293	1.566	21.0	1.76
	2.9	52.9	0.293	1.566	24.0	2.01
	5.8	52.9	0.293	1.566	31.5	2.64
	8.7	52.9	0.293	1.566	40.7	3.41
	11.0	52.9	0.293	1.566	47.6	3.98
	13.0	52.9	0.293	1.566	52	4.3
	0.4	169	0.127	1.187	28.9	0.796
	2.0	169	0.127	1.187	32.5	0.895
	4.0	169	0.127	1.187	42.2	1.16
	6.0	169	0.127	1.187	60.8	1.65
	8.0	169	0.127	1.187		
	0.2	329	0.0715	1.101	63.1	0.905
	0.5	329	0.0715	1.101	66.2	0.950
0.8	329	0.0715	1.101	69.8	1.00	
8	0.0	29.9	0.394	1.926	13.4	3.29
	0.0	29.9	0.394	1.926	13.4	3.29
	0.4	29.9	0.394	1.926	13.5	3.32
	1.5	29.9	0.394	1.926	14.0	3.43
	0.0	52.9	0.293	1.566	12.8	1.90
	0.0	52.9	0.293	1.566	13.2	1.96
	0.8	52.9	0.293	1.566	13.6	2.02
	1.7	52.9	0.293	1.566	13.9	2.07
	1.8	52.9	0.293	1.566	13.7	2.04
	3.5	52.9	0.293	1.566	14.9	2.22
	3.6	52.9	0.293	1.566	15.3	2.28
	4.2	52.9	0.293	1.566	15.2	2.26
	4.2	52.9	0.293	1.566	15.2	2.26
	5.7	52.9	0.293	1.566	16.1	2.40
	6.8	52.9	0.293	1.566	16.6	2.47
8	7.0	52.9	0.293	1.566	17.0	2.53
	8.6	52.9	0.293	1.566	17.6	2.62
	10.9	52.9	0.293	1.566	18.4	2.74
	14.4	52.9	0.293	1.566	18.8	2.80
	14.7	52.9	0.293	1.566	18.8	2.80
	14.7	52.9	0.293	1.566	19.1	2.84
	20.1	52.9	0.293	1.566	18.6	2.77
	43.0	52.9	0.293	1.566	18.8	2.80
10	0.0	29.9	0.394	1.926	11.0	4.23
	0.2	52.9	0.293	1.566	10.3	2.40
	3.0	52.9	0.293	1.566	11.2	2.60
	7.0	52.9	0.293	1.566	12.2	2.84
	10.5	52.9	0.293	1.566	12.7	2.95
	13.0	52.9	0.293	1.566	12.9	3.00

Table 2.1 (Continued)

Reactor		H: ²³⁵ U Atomic Ratio	$\frac{\text{g } ^{235}\text{U}}{\text{g Solution}}$	Solution Density (g/cm ³)	Critical Height (cm)	Critical Mass Per Reactor kg ²³⁵ U
Diameter (in.) <i>D</i>	Separation (cm)					
10	20.0	52.9	0.293	1.566	13.0	3.02
	0.0	329	0.0715	1.101	16.9	0.674
	3.0	329	0.0715	1.101	18.7	0.745
	8.0	329	0.0715	1.101	21.1	0.841
15	0.0	52.9	0.293	1.566	7.3	3.82
	2.9	52.9	0.293	1.566	7.6	3.97
	5.8	52.9	0.293	1.566	7.65	4.00
	11.6	52.9	0.293	1.566	7.7	4.03
	0.0	169	0.127	1.187	9.0	1.55
	3.0	169	0.127	1.187	9.3	1.60
	22.0	169	0.127	1.187	9.7	1.67
	0.0	329	0.0715	1.101	11.5	1.03
	5.0	329	0.0715	1.101	12.3	1.10
	20.0	329	0.0715	1.101	12.6	1.13

Table 2.2 Critical Conditions for Two Aluminum Reactors without Water Reflector

Reactor		H: ²³⁵ U Atomic Ratio	$\frac{\text{g } ^{235}\text{U}}{\text{g solution}}$	Solution Density (g/cm ³)	Critical Height (cm)	Critical Mass Per Reactor kg ²³⁵ U
Diameter (in.) <i>D</i>	Separation (cm)					
8	0.0	52.9	0.298	1.566	>38	>5.65
	0.0	169	0.127	1.187		
10	0.0	52.9	0.293	1.566	>20	>4.65
	0.0	169	0.127	1.187	28.7	2.20
	2.0	169	0.127	1.187	30.7	2.35
	5.8	169	0.127	1.187	32.8	2.51
	9.6	169	0.127	1.187	34.3	2.62
	15.6	169	0.127	1.187	35.8	2.74
	24.6	169	0.127	1.187	37.2	2.85
	33.9	169	0.127	1.187	38.2	2.92
	50.0	169	0.127	1.187	39.1	2.99
	0.0	329	0.0715	1.101	40.8	1.63
	1.9	329	0.0715	1.101	44.9	1.79
	4.8	329	0.0715	1.101	50.0	1.99
	8.0	329	0.0715	1.101	54.8	2.18
	16.6	329	0.0715	1.101	64.7	2.58
31.3	329	0.0715	1.101	74.4	2.97	
43.3	329	0.0715	1.101	80.1	3.19	
15	0.3	169	0.127	1.187	17.3	2.98
	5.0	169	0.127	1.187	17.8	3.06
	15.0	169	0.127	1.187	18.0	3.10
	50.0	169	0.127	1.187	18.3	3.15
	0.2	329	0.0715	1.101	20.1	1.80
	5.0	329	0.0715	1.101	20.8	1.87
	9.7	329	0.0715	1.101	21.0	1.88
	31.3	329	0.0715	1.101	21.3	1.91
20 ^a	50.0	329	0.0715	1.101	21.5	1.93
	0.0	169	0.127	1.187	14.7	4.50
	5.0	169	0.127	1.187	14.8	4.53
	20.0	169	0.127	1.187	14.8	4.53
	0.0	329	0.0715	1.101	16.7	2.66
	10.0	329	0.0715	1.101	17.0	2.71
	25.0	329	0.0715	1.101	17.3	2.76

^aThe 20-in.-diam cylinders were stainless steel.

Table 2.3 Critical Conditions for Three - Dimensional Arrays of U (93.2) Metal Cylinders with Various Paraffin Reflectors

Unit			Array ^a	Paraffin Reflector Thickness (cm)	Surface Separation of Units ^b (cm)	Average Uranium Density in Array (g/cm ³)	Ratio of Array Height to (Base Area) ^{1/2}
Mass (kg)	Diameter (cm)	Height-to-Diameter Ratio					
10.48	11.51	0.47	2 × 2 × 2	0	0 ^c	14.71	0.47
				1.3	0.23	13.56	0.48
				3.8	1.98	7.83	0.55
				7.6	3.42	5.35	0.59
				15.2	3.70	5.00	0.60
10.48	11.51	0.47	3 × 3 × 3	0	2.01	7.77	0.55
				1.3	2.99	5.95	0.58
				3.8	5.87	3.09	0.65
				7.6	8.26	1.97	0.69
				15.2	8.69	1.83	0.70
10.51	9.12	0.95	2 × 2 × 2	0	0 ^d	14.63	0.95
				1.3	0.60	12.04	0.95
				3.8	2.36	7.25	0.96
				7.6	3.97	4.87	0.96
				15.2	4.31	4.50	0.97
10.49	9.12	0.95	3 × 3 × 3	0	2.44	7.10	0.96
				1.3	3.43	5.53	0.96
				3.8	6.58	2.80	0.97
				7.6	9.02	1.81	0.97
				15.2	9.43	1.69	0.97
10.48	11.51	0.47	2 × 2 × 4	0	1.35	9.42	1.05
10.46	11.49	0.47	3 × 3 × 5	0	3.44	5.31	0.99
10.43	11.48	0.47	4 × 4 × 4	0	3.95	4.69	0.61
				15.2	12.36	1.04	0.74
15.69	11.49	0.70	2 × 2 × 2	0	0.90	11.37	0.73
				1.3	1.91	8.76	0.75
				3.8	4.96	4.45	0.79
				7.6	7.39	2.85	0.82
				15.2	7.82	2.65	0.82
15.68	11.49	0.70	3 × 3 × 3	0	4.20	5.19	0.78
				1.3	5.68	3.87	0.80
				3.8	10.19	1.83	0.84
				7.6	13.69	1.14	0.86
				15.2	14.19	1.07	0.87
20.81	11.46	0.94	2 × 2 × 2	0	2.22	8.56	0.95
20.96	11.51	0.94	2 × 2 × 2	0	2.25	8.51	0.95
				1.3	3.68	6.30	0.95
				2.5	5.71	4.29	0.96
				3.8	8.21	2.84	0.96
				7.6	11.51	1.78	0.97
				15.2	11.99	1.67	0.97
20.88	11.48	0.94	3 × 3 × 3	0	6.36	3.83	0.96
				1.3	8.57	2.68	0.96
				3.8	14.76	1.19	0.97
				7.6	18.72	0.78	0.98
				15.2	19.15	0.74	0.98
26.22	11.51	1.17	2 × 2 × 2	0	3.54	6.81	1.18
				1.3	5.42	4.84	1.12
				3.8	11.53	1.98	1.09
				7.6	15.70	1.22	1.07
				15.2	16.38	1.13	1.07

Table 2.3 (Continued)

Unit			Array ^a	Paraffin Reflector Thickness (cm)	Surface Separation of Units ^b (cm)	Average Uranium Density in Array (g/cm ³)	Ratio of Array Height to (Base Area) ^{1/2}
Mass (kg)	Diameter (cm)	Height-to-Diameter Ratio					
26.11	11.49	1.17	3 × 3 × 3	0	8.49	2.98	1.10
				1.3	11.32	2.03	1.09
				3.8	19.61	0.82	1.06
				7.6	24.50	0.53	1.05
				15.2	24.99	0.51	1.05

^aThe horizontal and vertical dimensions, respectively, of the array are expressed in number of units.

^bErrors on all surface separations are ±0.01 cm for unreflected arrays and ±0.03 cm for reflected arrays.

^cArray was subcritical with an apparent neutron source multiplication of ~3.

^dArray was subcritical with an apparent neutron source multiplication of ~10.

Table 2.4 Critical Conditions for Three-Dimensional Arrays of U (93.2) Metal Cylinders without Reflectors

Unit			Array ^a	Center Spacing ^b (cm)	Surface Spacing ^b (cm)		Average Uranium Density in Array (g/cm ³)	Ratio of Array Height to Base Area) ^{1/2}
Mass (kg)	Diameter (cm)	Height-to-Diameter Ratio			Horizontal	Vertical		
10.5	11.51	0.47	3 × 3 × 3	11.51	0	6.13	6.88 ^c	1.00
10.5	11.51	0.47	3 × 3 × 3		2.01	2.01	7.77	0.55
15.7	11.49	0.70	2 × 2 × 2	11.49	0	3.42	10.33 ^d	1.00
15.7	11.49	0.70	2 × 2 × 2		0.90	0.90	11.37	0.73
21.0	11.51	0.94	2 × 2 × 2	13.50	2.00	2.74	8.51	1.00
21.0	11.51	0.94	2 × 2 × 2		2.25	2.25	8.51	0.95
20.9	11.48	0.94	3 × 3 × 3	17.60	6.12	6.84	3.83	1.00
20.9	11.48	0.94	3 × 3 × 3		6.36	6.36	3.83	0.96
26.2	11.51	1.17	2 × 2 × 2	15.78	4.27	2.32	6.68	1.00
26.2	11.51	1.17	2 × 2 × 2		3.54	3.54	6.81	1.13

^aThe horizontal and vertical dimensions, respectively, of the array are expressed in number of units.

^bThe error in the separation is ±0.01 cm.

^cArray is subcritical; maximum apparent source neutron multiplication is ~70.

^dArray is subcritical; maximum apparent source neutron multiplication is ~81.

Table 2.5 Critical Conditions of Three-Dimensional Arrays of Plutonium Metal Cylinders

Description	Critical Center-to-Center Separation (cm)		Unit Cell Volume (cm ³)
	Vertical	Horizontal	
3-kg Cells			
1 × 1 × 4 unmoderated, four sides reflected ^a	5.56 ± 0.03	---	---
1 × 1 × 5 unmoderated, four sides reflected ^a	6.18 ± 0.03	---	---
1 × 1 × 7 unmoderated, four sides reflected ^a	6.75 ± 0.03	---	---
1 × 1 × 11 unmoderated, four sides reflected ^a	7.25 ± 0.03	---	---
2 × 2 × 2 unmoderated, bare	5.40 ± 0.03	7.30 ± 0.03	287.7
2 × 2 × 2 unmoderated, one side reflected ^b	5.74 ± 0.03	7.64 ± 0.03	334.8
3 × 3 × 3 unmoderated, bare	7.71 ± 0.03	9.60 ± 0.03	710.1
3 × 3 × 3 unmoderated, one side reflected ^b	8.24 ± 0.03	10.15 ± 0.03	848.4
3 × 3 × 3 unmoderated, except 1.27-cm moderator cell around central unit, bare	7.72 ± 0.03	9.61 ± 0.03	712.5
3 × 3 × 3 unmoderated, except 1.27-cm-thick ⁶ LiD slab between two rows, bare	7.73 ± 0.03	9.62 ± 0.03	715.4
4 × 4 × 4 unmoderated, bare	7.86 ± 0.01	12.51 ± 0.01	1 230
4 × 4 × 4, 127-cm moderator cells, bare	9.63 ± 0.01	14.19 ± 0.01	1 939
4 × 4 × 4, 2.54-cm moderator cells, bare	13.64 ± 0.01	14.55 ± 0.01	2 888
4 × 4 × 4, 3.81-cm moderator cells, bare	13.63 ± 0.01	14.62 ± 0.35 ^c	2 913
6-kg Cells			
1 × 1 × 2 unmoderated, four sides reflected ^a	11.49 ± 0.03	---	---
1 × 1 × 5, 1.27-cm moderator cells, four sides ^a reflected ^a	13.54 ± 0.03	---	---
2 × 2 × 1 unmoderated, bare	---	7.59 ± 0.03	---
2 × 2 × 2 unmoderated, bare	11.98 ± 0.02	9.76 ± 0.03	1 141
3 × 3 × 3 unmoderated, bare	13.68 ± 0.02	14.51 ± 0.03	2 878
4 × 4 × 1 unmoderated, bare	---	10.91 ± 0.02 ^d	---
4 × 4 × 4 unmoderated, bare	47.12 ± 0.02 ^e	11.93 ± 0.01	6 707
4 × 4 × 4 unmoderated, bare	32.12 ± 0.02 ^e	13.09 ± 0.01	5 505
4 × 4 × 4 unmoderated, bare	22.12 ± 0.02 ^e	15.23 ± 0.01	5 131
4 × 4 × 4 unmoderated, bare	17.12 ± 0.02 ^e	17.28 ± 0.01	5 111
4 × 4 × 4 unmoderated, bare	13.12 ± 0.02 ^e	20.19 ± 0.02	5 349
4 × 4 × 4, 127-cm moderator cells, bare	25.79 ± 0.02	17.50 ± 0.01	7 897
4 × 4 × 4, 2.54-cm moderator cells, bare	25.82 ± 0.02	21.24 ± 0.01	11 653

*The elemental moderator composition for all moderated arrays were as follows: carbon, hydrogen, nitrogen, and oxygen were 30.56, 3.14, 31.57, and 34.73 wt%, respectively. The calculated number densities were 2.398, 2.89, 2.123, and $2.042 \times 10^{22}/\text{cm}^3$, respectively.

^aTwo sides were reflected by 152.4- × 35.6- × 15.2-cm polyethylene body simulators, and two sides by 152.4- × 7.6- × 7.6-cm arm simulators.

^bThe polyethylene reflector slab was 45.1 cm high × 35.1 cm wide × 20.5 cm thick.

^cExtrapolated estimate; array was terminated at 15.25-cm horizontal center-to-center spacing when moderator cells touched.

^dWith this planar array located at five heights between 28.3 and 113.4 cm above the assembly table, the critical horizontal center-to-center separation varied between 11.12 ± 0.02 cm and 10.90 ± 0.02 cm. The nominal critical spacing is listed above.

^eThis set of measurements is referred to as the "unit cell series"; i.e., each array was 4 × 4 × 4, but the unit cell configuration was progressively distorted.

Table 2.6 Surface - to - Surface of Units in Critical Three - Dimensional Arrays with Reflectors of Various Thickness

Units: 5 l of uranium solution having a concentration of 415 g U/l and a specific gravity of 1.555 contained in 0.64-cm-thick Plexiglas cylinders having a 20.32-cm o.d. and 19.05-cm outside height; ²³⁵U enrichment is 92.6%.

Number of Units in Array	Reflector		Surface-to-Surface Separation of Units ^a (cm)
	Material	Thickness (cm)	
8	None		1.43
8	Paraffin	1.27	3.28
8	Paraffin	3.81	6.91
8	Paraffin	7.62	8.48
8	Paraffin	15.24	8.99
8	Plexiglas	1.27	3.00
27	None		6.48
27	Paraffin	1.27	9.02
27	Paraffin	3.81	13.69
27	Paraffin	15.24	16.53 ^b
27	Plexiglas	1.27	8.76
64	None		10.67
125	None		14.40

^aThe uncertainty in the separation is ±0.13 cm.

^bThe separation was 16.91 cm when one face of the cube was reflected by Plexiglas 15.24 cm thick.

Table 2.7 Surface - to - Surface Separation of Units in Critical Three - Dimensional Arrays with Reflectors of Various Thicknesses on Five Sides

Units: 5 l of uranium solution having a concentration of 415 g U/l and a specific gravity of 1.555 contained in 0.64-cm-thick Plexiglas cylinders having a 20.32-cm o.d. and 19.05-cm outside height; ²³⁵U enrichment is 92.6%.

Material	Reflector		Surface-to-Surface Separation of Units ^a (cm)
	Thickness (cm)		
8-Unit Arrays			
Paraffin	1.27		3.86
	3.81		7.26
Plexiglas	7.62		8.71
	15.24		8.99
Plexiglas	1.27		3.61
	2.54		5.41
	4.45		7.39
	6.35		8.64
	11.43		9.53
	15.24		9.60
27-Unit Arrays			
Paraffin	1.27		9.88
	3.81		14.27
Plexiglas	7.62		15.85
	15.24		16.53
	1.27		9.56
	2.54		11.94

^aThe uncertainty in the separation is ±0.13 cm.

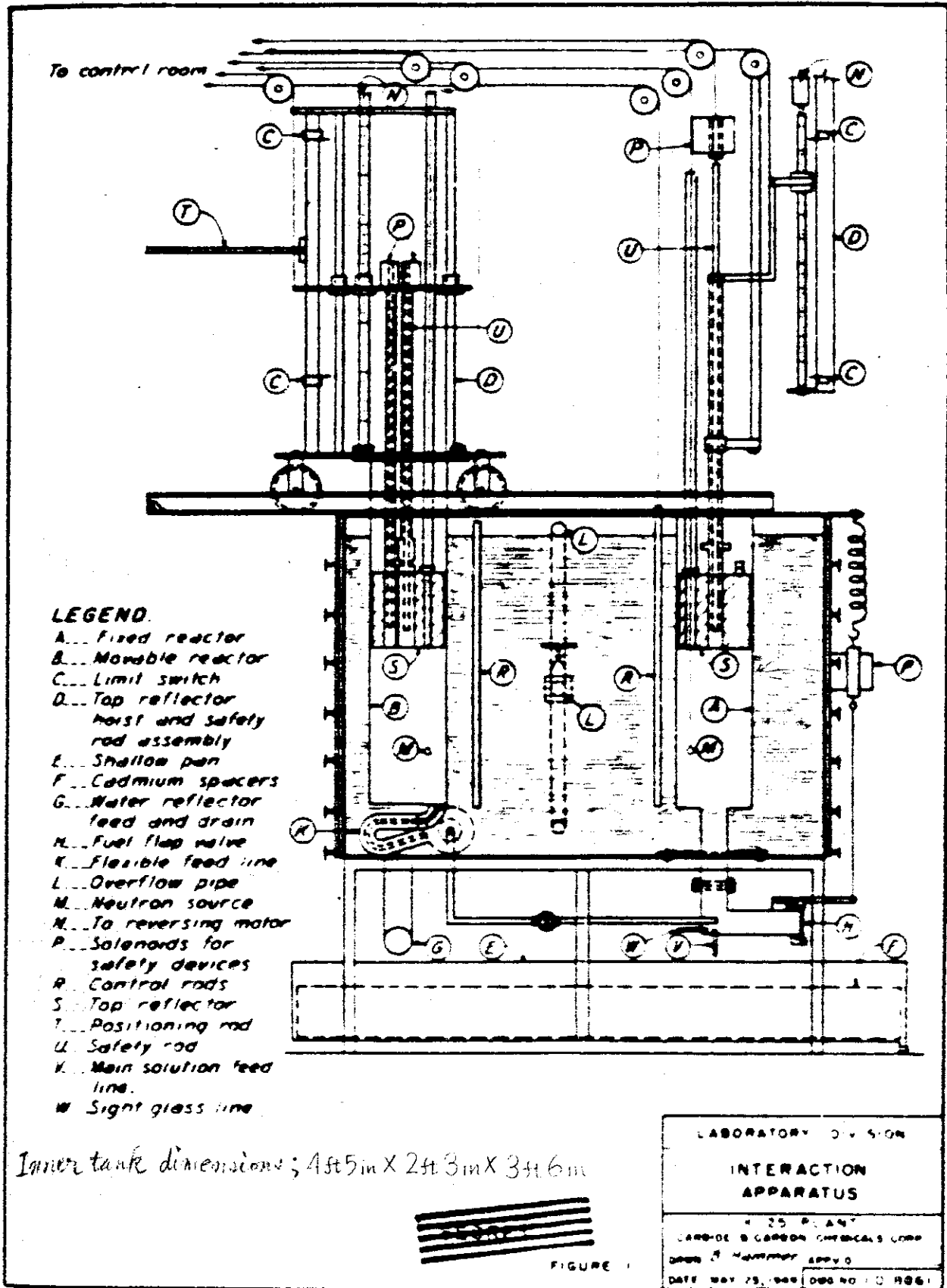


Fig. 2.1 Experimental arrangement of two aluminum reactors containing UO_2F_2 aqueous solution

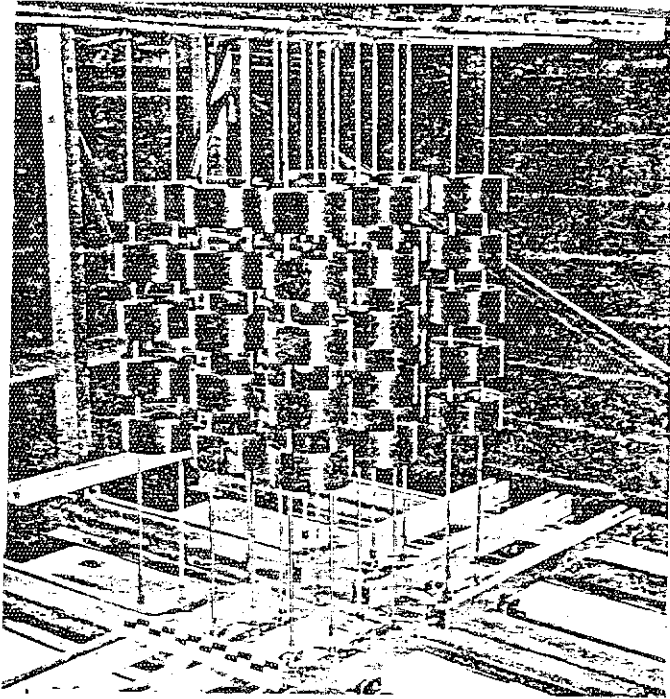


Fig. 2.2 Experimental arrangement of three - dimensional arrays of U (93.2) metal cylinders

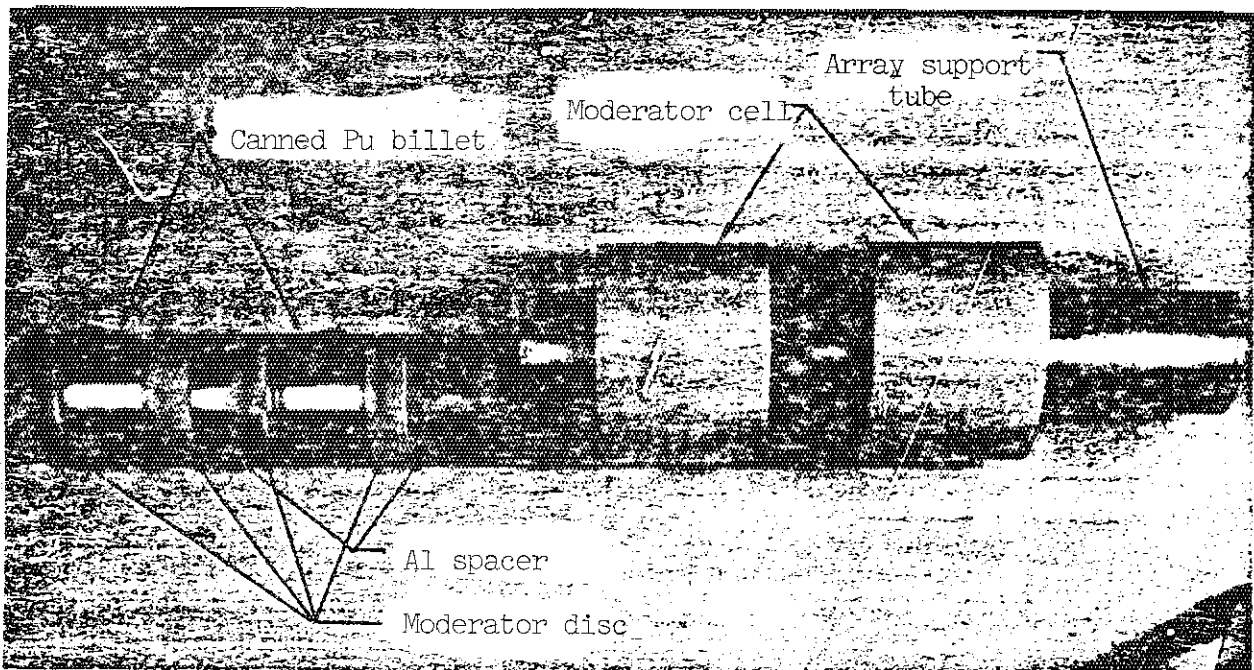


Fig. 2.3 Arrangement prior insertion of two 3 - kg units into column support with moderator

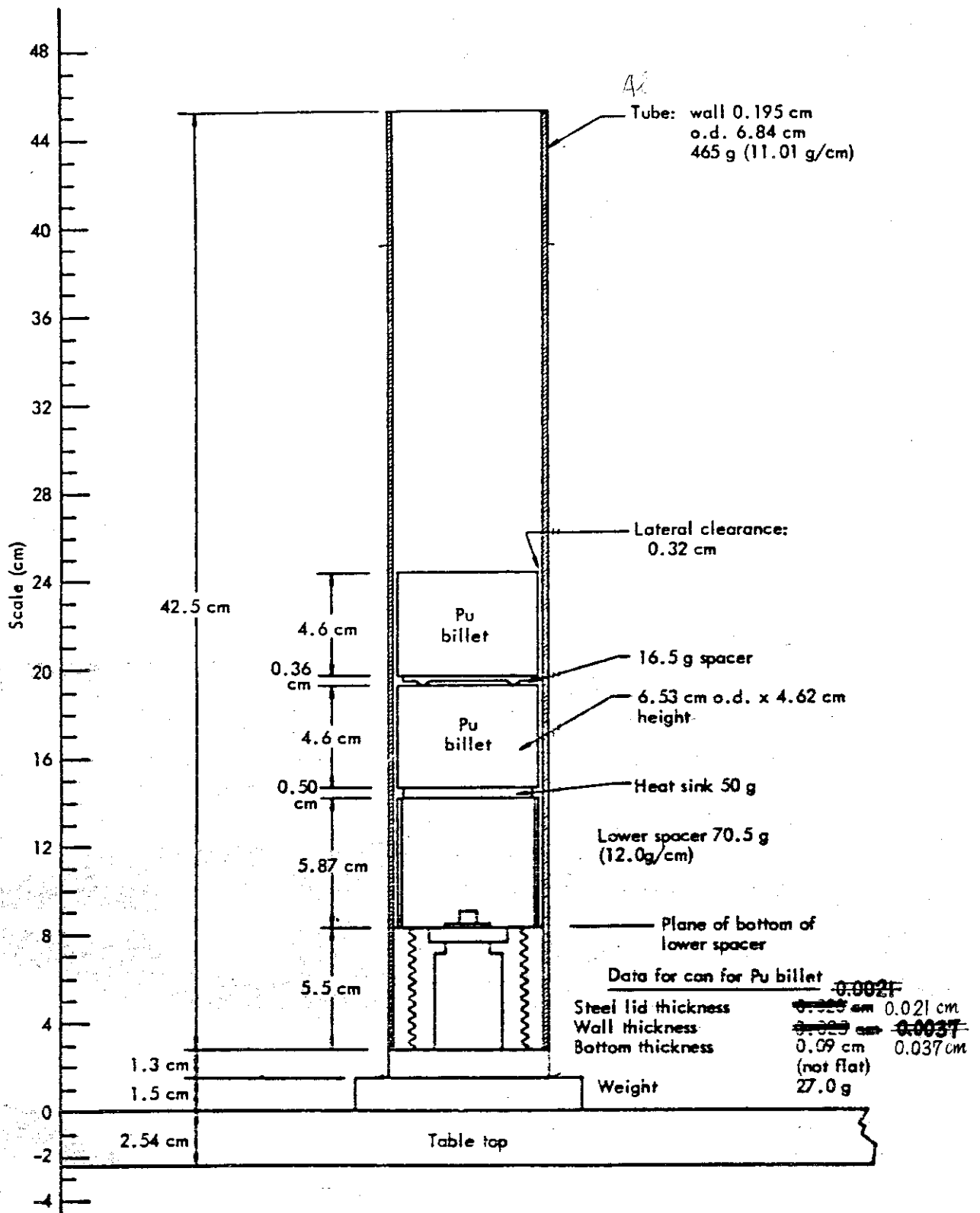


Fig. 2.4 Arrangement of column - support structure for array of 6 - kg units without moderator

3. 計算手法と計算モデル

3.1 計算手法

臨界計算は、原研で開発した安全評価コードシステム JACS に組込まれている多群定数ライブラリ MGCL¹⁾ とモンテカルロコード KENO-IV²⁾ の組合せで行なった。JMCS の流れを Fig. 3.1 に示す。

モンテカルロコード KENO-IV は階差近似法や S_n 法と異なり、複雑な形状の体系あるいは配列体系を三次元的に正確に取扱える利点を持っている。核燃料取扱施設等に於ては体系の組成や形状がほとんど定型化されている原子炉等とは異なり、核分裂性物質の種類は溶液、粉末そして固体等様々な形態があり、一方、形状についても交差配管、円筒、球、平板及びそれらの配列等多様である。このような多様な体系の臨界計算には KENO-IV コードは有効な手段となる。また、このコードは多群近似の中性子輸送方程式を解く計算コードで、多群定数として Hansen-Roach 16 群の断面積データセット⁷⁾ が用意されている。しかし、今回の計算では初めにも述べたように JACS に納められている多群定数ライブラリ MGCL を用いた。このライブラリは END F/B-IV⁸⁾ 核データを MGCL-ACE²⁾ で処理して作成した Bondarenko 型の多群定数である。このマスタライブラリは COLLAPS¹⁾ コードにより、核分裂スペクトル、 $1/E$ 及びマックスウェル分布からなる標準スペクトルを用いて任意の群数の群定数に縮約することが可能である。今回は、マスタライブラリの 137 群 MGCL を用いた。このエネルギー群構造を表 3.1 に示す。

この MGCL の処理コード MAIL¹⁾ から 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原子個数密度と幾何形状（非均質効果を考慮する必要がある場合）を入力データとして次の式から巨視的実効断面積 Σ_{eff} を求める。

$$\sigma_0^j = \frac{1}{N^j} \left(\text{Sum}_{i \neq j} N^i \sigma_i^j + \frac{aG}{\ell} \right)$$

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

$$\Sigma_{\text{eff}}^j = \text{Sum}_j N^j \sigma_{\text{eff}}^j$$

ここで、

ℓ : 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

T : 核種温度

$f(\sigma_0^j, T)$: 中性子自己遮蔽因子

σ_0^j : 無限希釈断面積

σ_0^j : バックグラウンド断面積

i, j : 核種を示す添字

MGCL内の散乱マトリックスは、高速群(1~92群)についてはSUPERTO¹⁰⁾で、熱群(93~137群)についてはPIXSE¹¹⁾で求められており、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 成分まで考慮されている。MAILでは上記の巨視的実効断面積の一次元データと散乱マトリックスデータをKENO-IV用ライブラリに編集する。

以上の手法によりMAILで作成したKENO-IV用ライブラリを用い、注目している体系の配列形状をモデル化しKENO-IVコードに入力して体系の実効増倍率 k_{eff} を求める。

Table 3.1 Energy Structure of MGCL 137 and MGCL 26

Group №		Upper Energy Boundary	Lethergy width ΔU	Group №		Upper Energy Boundary	Lethergy width ΔU
26 Gr	137 Gr			26 Gr	137 Gr		
1	1	16.487 MeV	0.125	4	3 8	161.63 keV	0.125
	2	14.550	0.125		3 9	142.64	0.125
	3	12.840	0.125		4 0	125.88	0.125
	4	11.331	0.125		4 1	111.09	0.125
	5	10.000	0.125		4 2	98.037	0.125
	6	8.825	0.125		4 3	86.517	0.125
	7	7.788	0.125		4 4	76.351	0.125
	8	6.8729	0.125		4 5	67.379	0.125
	9	6.0653	0.125		4 6	59.462	0.125
	1 0	5.3526	0.125		5	4 7	52.475
2	1 1	4.7237	0.125	4 8		46.309	0.125
	1 2	4.1686	0.125	4 9		40.868	0.125
	1 3	3.6788	0.125	5 0		36.066	0.125
	1 4	3.2465	0.125	5 1		31.828	0.125
	1 5	2.8650	0.125	5 2		28.088	0.125
	1 6	2.5284	0.125	5 3	24.788	0.125	
	1 7	2.2313	0.125	5 4	21.875	0.125	
	1 8	1.9691	0.125	5 5	19.305	0.125	
	1 9	1.7377	0.125	5 6	17.036	0.125	
	2 0	1.5335	0.125	6	5 7	15.034	0.25
2 1	1.3533	0.125	5 8		11.709	0.25	
2 2	1.1943	0.125	5 9		9.1188	0.25	
3	2 3	1.0540	0.125	6 0	7.1017	0.25	
	2 4	930.14 keV	0.125	7	6 1	5.5308	0.25
	2 5	820.85	0.125		6 2	4.3075	0.25
	2 6	724.40	0.125		6 3	3.3546	0.25
	2 7	639.28	0.125		6 4	2.6126	0.25
	2 8	564.16	0.125		6 5	2.0347	0.25
	2 9	497.87	0.125		6 6	1.5846	0.25
	3 0	439.37	0.125		6 7	1.2341	0.25
	3 1	387.74	0.125		6 8	961.12 eV	0.25
	3 2	342.18	0.125		6 9	748.52	0.25
3 3	301.97	0.125	8		7 0	582.95	0.25
3 4	266.49	0.125		7 1	454.00	0.25	
3 5	235.19	0.125		7 2	353.59	0.25	
3 6	207.54	0.125		7 3	275.36	0.25	
4	3 7	183.16		0.125	7 4	214.45	0.25

Table 3.1 Energy Structure of MGCL 137 and MGCL 26 (continued)

Group №		Upper Energy Boundary	Lethergy width ΔU
26 Gr	137 Gr		
8	75	167.02 eV	0.25
9	76	130.07	0.25
	77	101.30	0.25
	78	78.893	0.25
	79	61.442	0.25
	80	47.851	0.25
10	81	37.267	0.25
	82	29.023	0.25
	83	22.603	0.25
	84	17.603	0.25
	85	13.710	0.25
	86	10.677	0.25
11	87	8.3153	0.25
	88	6.4760	0.25
	89	5.0435	0.25
	90	3.9279	0.25
	91	3.0590	0.25
12	92	2.3824	0.25
	93	1.8554	0.125
	94	1.6374	0.125
13	95	1.4450	0.125
	96	1.2752	0.125
	97	1.1254	0.125
14	98	0.99312	0.125
	99	0.87642	0.125
	100	0.77344	0.125
15	101	0.68256	0.125
	102	0.60236	0.125
	103	0.53158	0.125
	104	0.46912	0.125
16	105	0.41399	270 m/sec
	106	0.38925	270
	107	0.36528	270
17	108	0.34206	270
	109	0.31961	270

Group №		Upper Energy Boundary	Lethergy width ΔU
26 Gr	137 Gr		
17	110	0.29792 eV	270 m/sec
18	111	0.27699	270
	112	0.25683	270
	113	0.23742	270
19	114	0.21871	270
	115	0.20090	270
	116	0.18378	270
20	117	0.16743	270
	118	0.15183	270
	119	0.13700	270
21	120	0.12293	270
	121	0.10962	270
	122	0.09708	270
22	123	0.085295	270
	124	0.074274	270
	125	0.064015	270
23	126	0.054518	270
	127	0.045783	270
	128	0.037811	270
24	129	0.030600	270
	130	0.024152	270
	131	0.018465	270
25	132	0.013541	270
	133	0.009379	270
	134	0.005979	270
26	135	0.003341	270
	136	0.001466	270
	137	0.000352	270

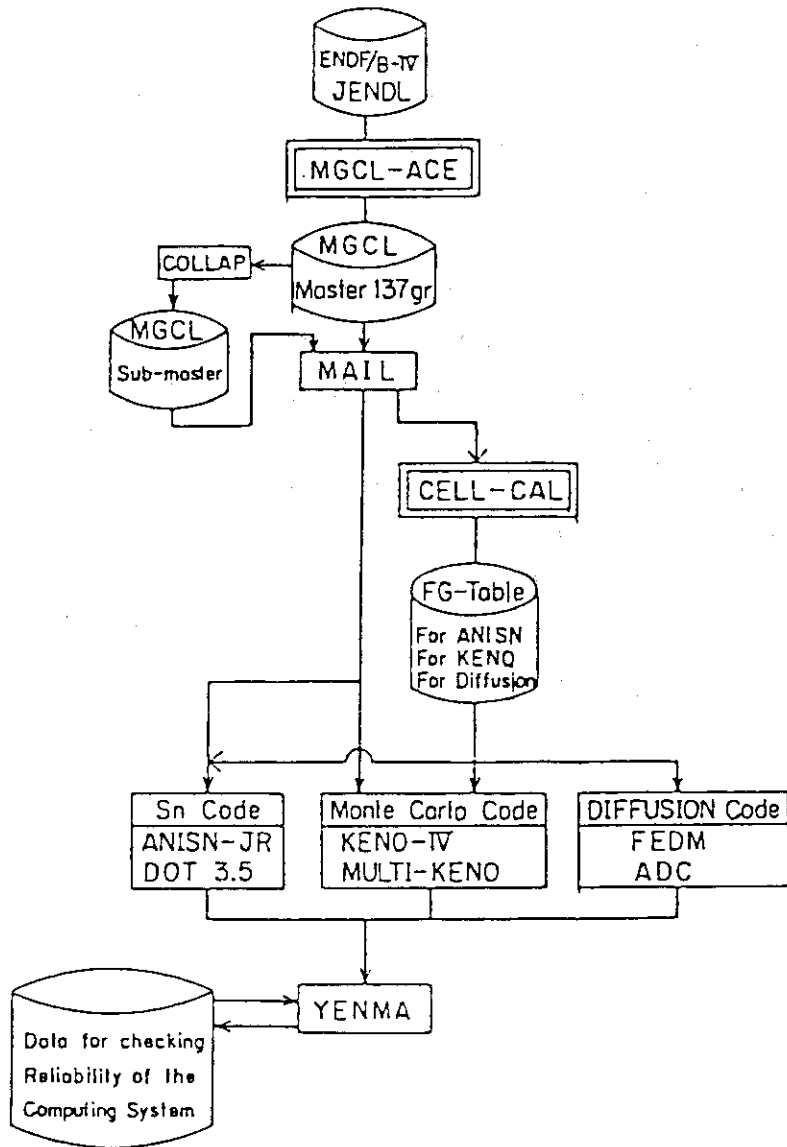


Fig. 3.1 General calculation flow of JACS

3.2 計算モデル

Fig. 3.2 及び Fig. 3.3 に実験体系 1 の水反射体のある場合とこれのない場合の計算モデルを示す。モデル化に際して構造材，支持装置等を見捨てし，アルミニウム円筒，弗化ウラニル水溶液，水反射体及びフィード・パイプのみ考慮した。図中右側の円筒容器の下方に示すように，内径 3 インチのアルミニウム製フィード・パイプは弗化ウラニル水溶液と共に考慮してあるが，他方の円筒容器に付いている厚肉ゴム製の可撓性のフィード・パイプは形状寸法組成が不明なため省略してある。

Fig. 3.4 に実験体系 2 の計算モデル例を示す。実験ではウラン金属円柱ユニットの底面に垂直に直径 0.51 cm の穴を 2 個穿孔し，そこに鉄製の支持棒を貫通したが，モデル化に際して鉄棒を見捨てし穿孔部分をウラン金属で埋めてユニット形状を単純なウラン金属円柱とした。

Fig. 3.5 及び Fig. 3.6 は実験体系 3 に用いられた 3 kg プルトニウム金属円柱ユニット及び 6 kg プルトニウム金属円柱ユニットの計算モデルを示す。これらを用いて構成した実験体系 3 の計算モデル例を Fig. 3.7 及び Fig. 3.8 に示す。

Fig. 3.9 に実験体系 4 の計算モデル例を示す。

次に計算で使用した計算モデル各領域の原子数密度を表形式にして示す。

(1) 実験体系1で用いた燃料の原子数密度 (単位 (No./bcm))

H/ ²³⁵ U 核種	29.9	52.9	169	329
²³⁴ U	2.2995×10^{-5}	1.3904×10^{-5}	4.5680×10^{-6}	2.3850×10^{-6}
²³⁵ U	1.9442×10^{-3}	1.1756×10^{-3}	3.8623×10^{-4}	2.0169×10^{-4}
²³⁸ U	1.1304×10^{-4}	6.8351×10^{-5}	2.2456×10^{-5}	1.1726×10^{-5}
H	5.8132×10^{-2}	6.2188×10^{-2}	6.5273×10^{-2}	6.6356×10^{-2}
F	4.1605×10^{-3}	2.5157×10^{-3}	8.2652×10^{-4}	4.3161×10^{-4}
O	3.3227×10^{-2}	3.3610×10^{-2}	3.3463×10^{-2}	3.3610×10^{-2}

(2) アルミ被覆管の原子数密度

核種	密度 (g/cm ³)	数密度 (No./bcm)
Al	2.69	6.004×10^{-2}

(3) 軽水の原子数密度

核種	数密度 (No./bcm)
H	6.6620×10^{-2}
O	3.3310×10^{-2}

(4) 実験体系2で用いた燃料の原子数密度

核種	数密度 (No./bcm)	重量比 (wt%)
²³⁴ U	4.8271×10^{-4}	1.0
²³⁵ U	4.4796×10^{-2}	93.2
²³⁶ U	9.5721×10^{-5}	0.2
²³⁸ U	2.6576×10^{-3}	5.6

(5) パラフィン反射体の原子数密度 (No./bcm)

核種 \ 密度 (g/cm ³)	0.88	0.93
H	7.8122×10^{-2}	8.2561×10^{-2}
D	1.1563×10^{-5}	1.2220×10^{-5}
C	3.7564×10^{-2}	3.9699×10^{-2}

(6) 実験体系3の燃料ユニットの計算モデルで用いた鉄の原子数密度*

核種	原子数密度 (No./bcm)
C	3.1807×10^{-4}
Si	1.7003×10^{-3}
S	4.4681×10^{-5}
Cr	1.7450×10^{-2}
Mn	1.7385×10^{-3}
Fe	5.8633×10^{-2}
Ni	7.5246×10^{-3}

* 組成はSUS 304のものを用いた。

(7) 実験体系3の燃料の原子個数密度

核種	原子数密度 (No./bcm)	重量比 (wt%)
²³⁹ Pu	4.5942×10^{-2}	93.55153
²⁴⁰ Pu	2.9333×10^{-3}	5.9730
²⁴¹ Pu	2.2625×10^{-4}	0.46072
²⁴² Pu	7.2430×10^{-6}	0.01475

(8) 実験体系3で用いた減速材の原子数密度 (密度 1.68 g/cm^3)

核種	原子数密度 (No./bcm)	重量比 (wt%)
H	3.1518×10^{-2}	3.14
C	2.5741×10^{-2}	30.56
N	2.2804×10^{-2}	31.57
O	2.1961×10^{-2}	34.73

(9) 実験体系3で用いたポリエチレン反射体の原子数密度 (密度 0.93 g/cm^3)

核種	原子数密度 (No./bcm)
H	7.9842×10^{-2}
D	1.1818×10^{-5}
C	3.9927×10^{-2}

(10) 実験体系4で用いた燃料の原子数密度

核種	原子数密度 (No./bcm)
^{235}U	9.8366×10^{-4}
^{238}U	7.8607×10^{-5}
H	5.8036×10^{-2}
N	2.1245×10^{-3}
O	3.7516×10^{-2}

(11) 実験体系4で用いたプレキシガラスの原子数密度 (密度 1.186 g/cm^3)

核種	原子数密度 (No./bcm)	重量比 (wt%)
H	5.6893×10^{-2}	8.03
D	8.4210×10^{-6}	
C	3.5511×10^{-2}	59.72
O	1.4347×10^{-2}	32.14

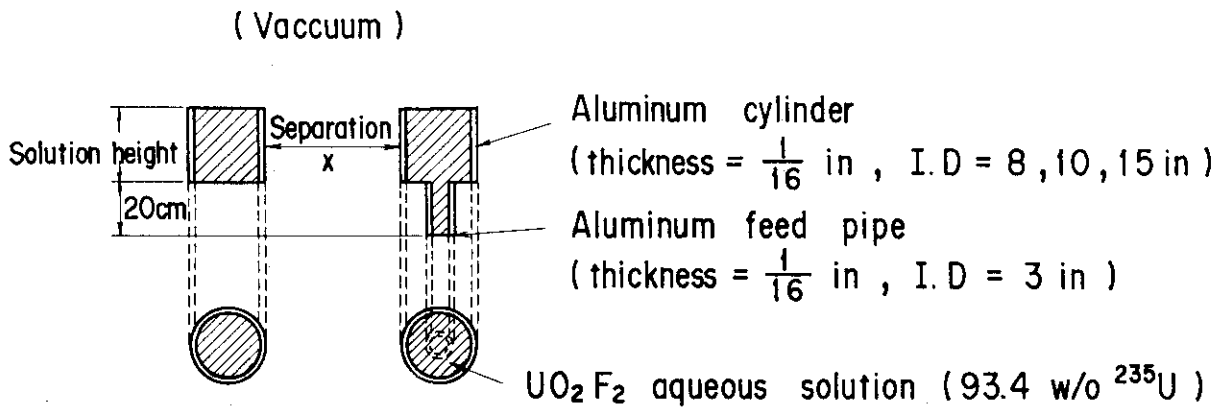


Fig. 3.2 Calculational model for two aluminum reactors without water reflector

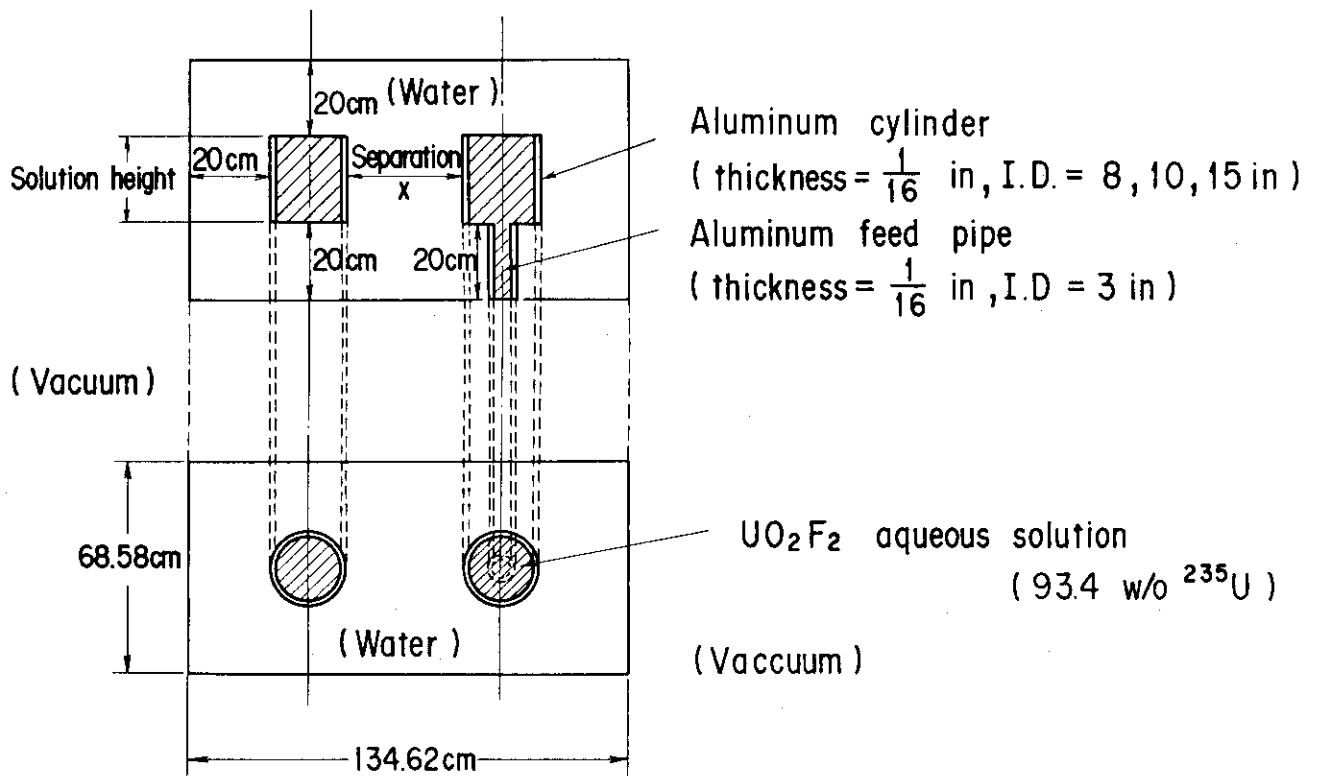


Fig. 3.3 Calculational model for two aluminum reactors with water reflector

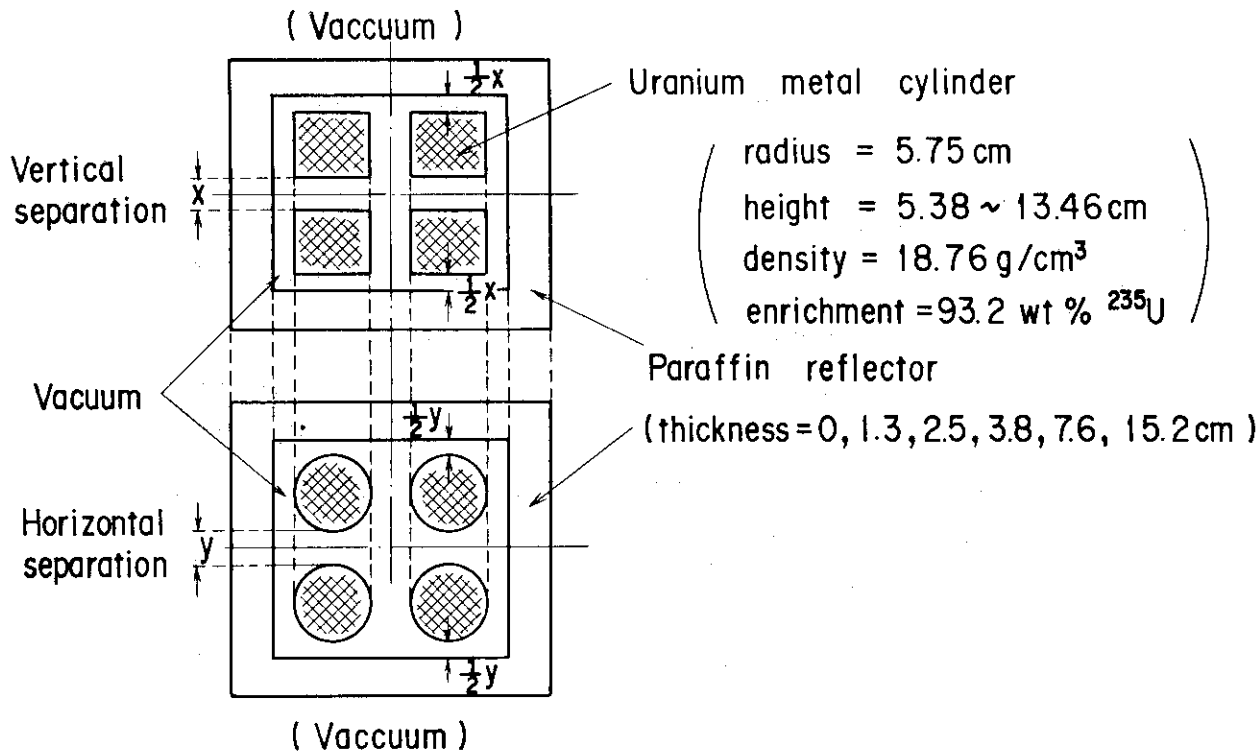


Fig. 3.4 Calculational model for a 2 × 2 × 2 array of uranium-metal cylinders with paraffin reflector

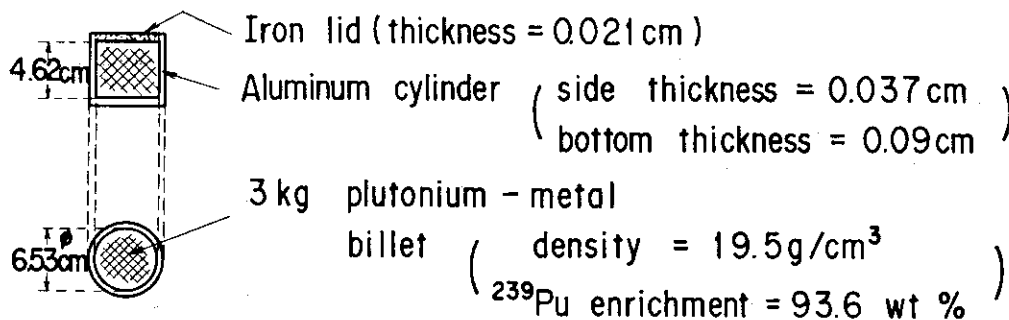


Fig. 3.5 Calculational model for a 3 kg plutonium-metal billet

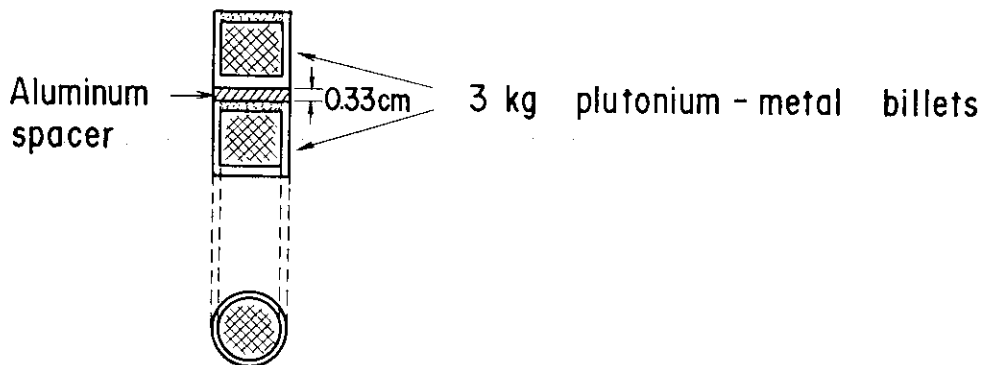


Fig. 3.6 Calculational model for a 6 kg plutonium-metal billet

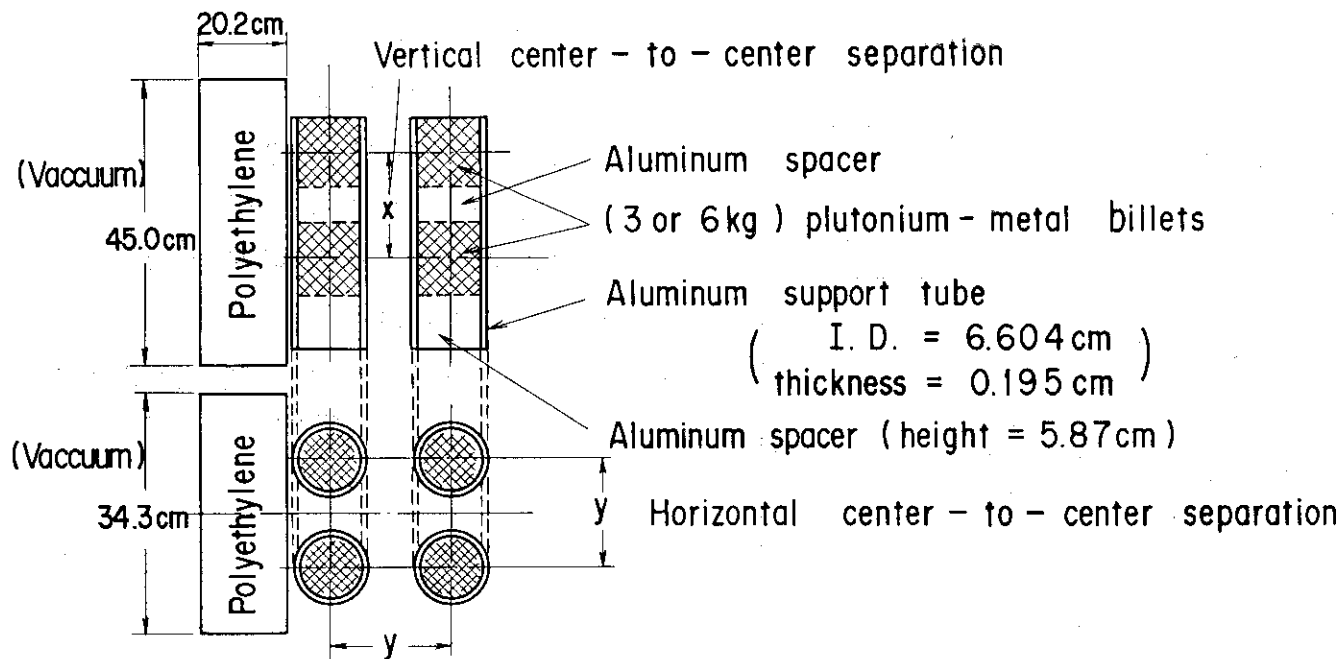


Fig. 3.7 Calculational model for a $2 \times 2 \times 2$ array of plutonium-metal billets unmoderated with partial reflection

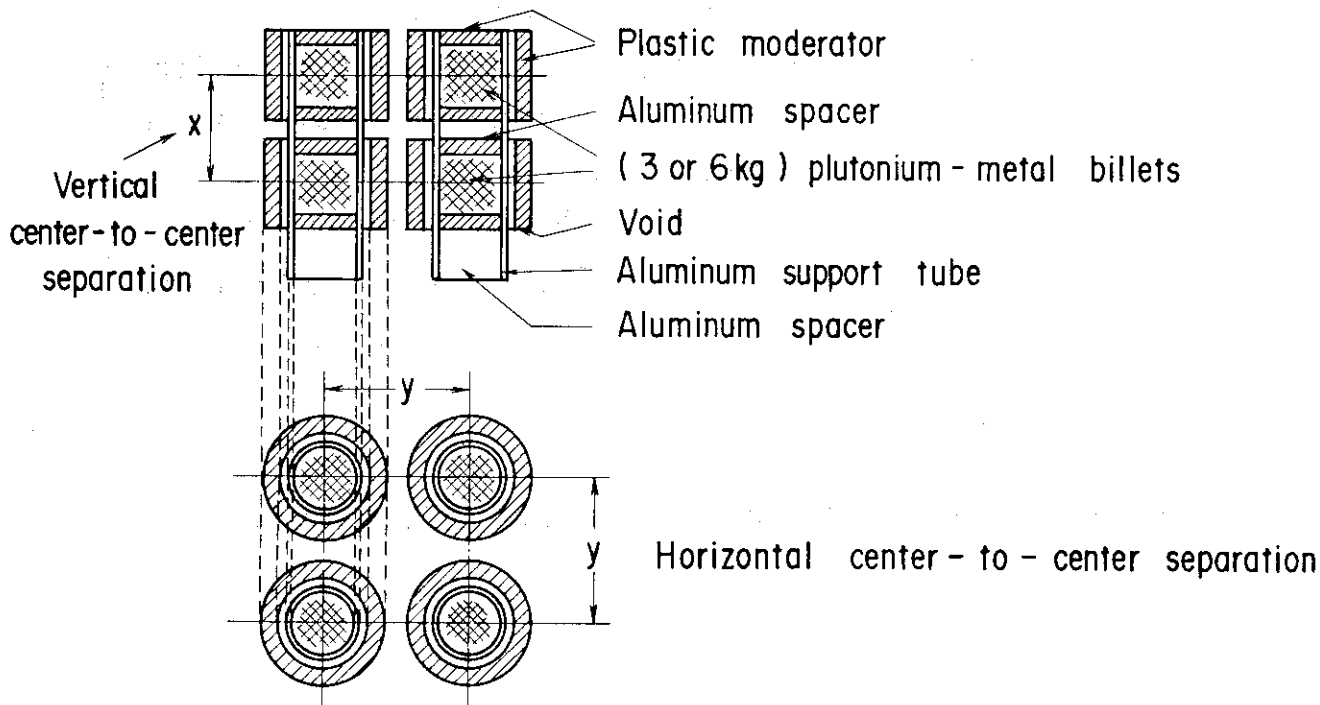


Fig. 3.8 Calculational model for a $2 \times 2 \times 2$ array of plutonium-metal billets moderated without reflectors

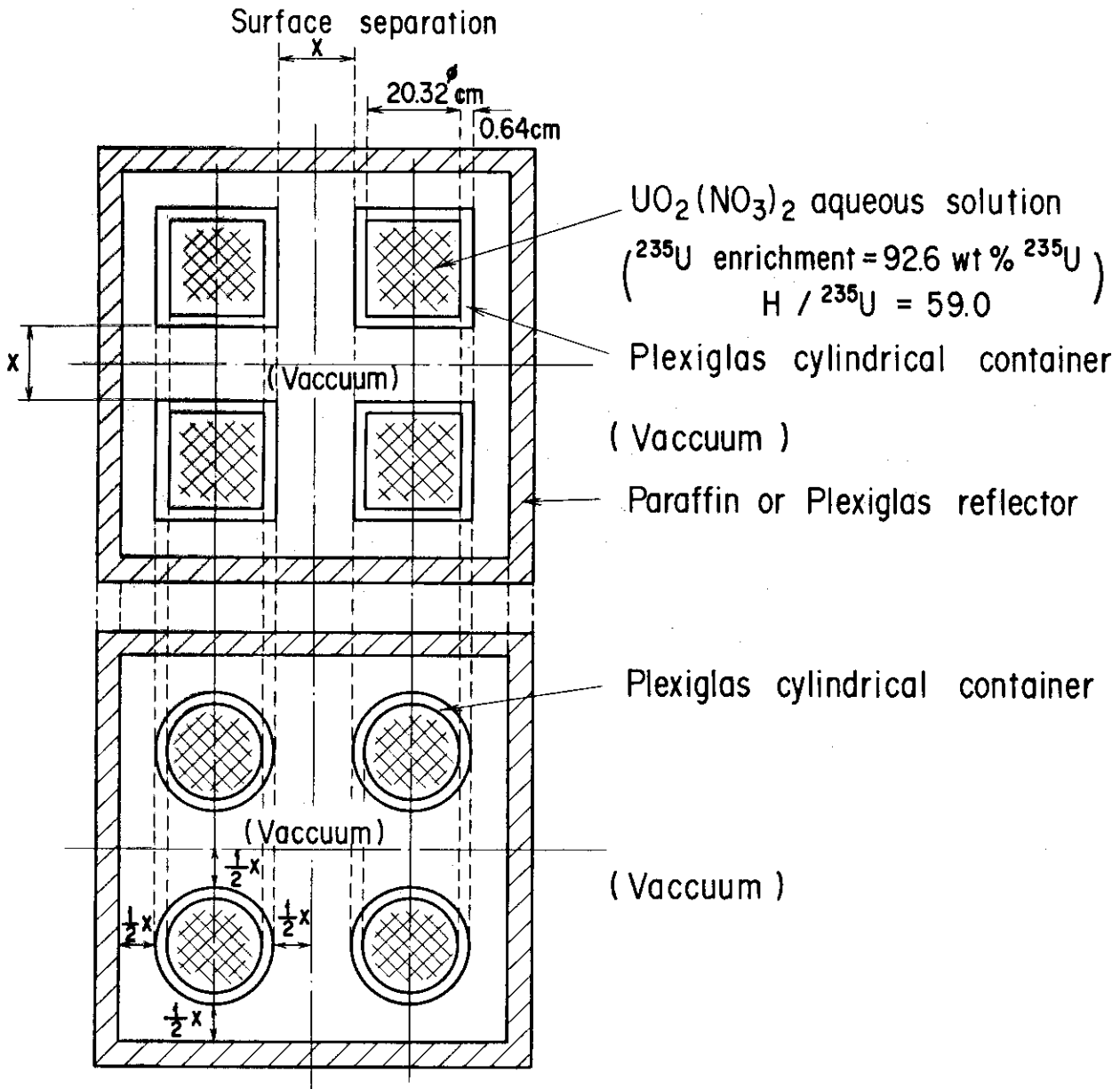


Fig. 3.9 Calculational model for a $2 \times 2 \times 2$ array of $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ aqueous solution with reflectors

4. 計算結果

MGCL 137 群データライブラリーと KENO-IV モンテカルロ・コードを組合せて、次の条件により計算を実施した。

エネルギー群数	;	137
世代当中性子数	;	300, 1,000, 2,000
計算世代数	;	103
スキップ世代数	;	3
初期中性子発生分布	;	平坦分布

世代当中性子数は基本的には 300 としたが、ユニット間隔が大きく相互干渉の弱い実験体系の計算には、精度を上げるためこれを 1,000 あるいは 2,000 とした。

計算結果を Table 4.1 から Table 4.6 までに示す。又、各実験体系毎の k_{eff} 計算値のヒストグラムを Fig. 4.1 から Fig. 4.4 に示す。各ヒストグラム図中の σ_D は、個々の k_{eff} 計算値の分布の平均値からのバラツキを示す。Fig. 4.5 は全ケースの k_{eff} 計算値のヒストグラムを示したものである。

Table 4.1 Calculated Results for Two Aluminum Cylindrical Reactors

	Case No.	H/ ²³⁵ U Atomic Ratio	Surface Separation (cm)	Critical Height (cm)	Calculated Results	
					k _{eff}	σ
Cylinder Dia. = 8in	1- 1 ^R	29.9	0	13.4	1.0009 [*]	0.0052
	2 ^R	52.9	0	13.2	0.9891 ^{**}	0.0028
	3 ^R	52.9	3.5	14.9	0.9879 [*]	0.0052
	4 ^R	52.9	7.0	17.0	0.9877 [*]	0.0053
	5 ^R	52.9	14.7	19.1	0.9952 [*]	0.0052
	6 ^R	52.9	20.1	18.6	0.9803 ^{**}	0.0031
Cylinder Dia. = 10in	1- 7	169	15.6	35.8	0.9719 [*]	0.0067
	8	329	16.6	64.7	0.9717 [*]	0.0059
	9 ^R	329	0	16.9	0.9931 [*]	0.0049
	10 ^R	329	8.0	21.1	0.9860 ^{**}	0.0040
	11 ^R	52.9	13.0	12.9	0.9983 [*]	0.0054
	12 ^R	52.9	20.0	13.0	0.9924 [*]	0.0052
	13 ^R	29.9	0	11.0	1.0074 [*]	0.0055
Cylinder Dia. = 15in	1-14	169	0.3	17.3	0.9493 [*]	0.0060
	15	169	5.0	17.8	0.9574	0.0058
	16	169	15.0	18.0	0.9543 [*]	0.0056
	17	329	0.2	20.1	0.9546 [*]	0.0052
	18	329	5.0	20.8	0.9567 [*]	0.0053
	19	329	9.7	21.0	0.9566 [*]	0.0054
	20	329	31.3	21.3	0.9589 [*]	0.0059
	21 ^R	52.9	0	7.3	0.9722 [*]	0.0054
	22 ^R	52.9	5.8	7.65	0.9789 [*]	0.0051
	23 ^R	52.9	11.6	7.7	0.9711 [*]	0.0053
	24 ^R	169	0	9.0	0.9709 ^{**}	0.0031
	25 ^R	169	3.0	9.3	0.9881 [*]	0.0057
	26 ^R	169	22.0	9.7	0.9672 [*]	0.0053
	27 ^R	329	0	11.5	0.9747 [*]	0.0055
28 ^R	329	5.0	12.3	0.9754 [*]	0.0049	
29 ^R	329	20.0	12.6	0.9685 ^{**}	0.0027	

R: Experiment with water reflector.

*: Calculated with 30,000 neutron histories.

**: Calculated with 100,000 neutron histories.

Table 4.2 Calculated Results for Cubic Arrays of Uranium-Metal Cylinders without Reflectors

Case No.	Array	Cylinder		Critical Separation		Calculated Results	
		Radius (cm)	Height (cm)	Hori.	Vert.	k_{eff}	σ
2-1	3^3	5.7545	5.382	0	6.127	0.9957 ^{***}	0.0017
2	2^3	5.747	8.077	0	3.417	0.9992 ^{***}	0.0017
3	2^3	5.753	10.765	1.997	2.738	1.0105 [*]	0.0044
4	3^3	5.742	10.765	6.118	6.837	1.0162 ^{**}	0.0025
5	2^3	5.7545	13.459	4.269	2.319	1.0169 [*]	0.0042

*: Calculated with 30,000 neutron histories.

** : Calculated with 100,000 neutron histories.

***: Calculated with 200,000 neutron histories.

Table 4.3 Calculated Results for Cubic Arrays of Uranium-Metal cylinders with Reflectors

Case No.	Array	Cylinder		Reflector Thickness (cm)	Critical Separation (cm)	Calculated Results	
		Radius (cm)	Height (cm)			k_{eff}	σ
2-6	3^3	5.7545	5.382	0	2.007	1.0185*	0.0042
7				1.3	2.992	1.0050*	0.0047
8				3.8	5.872	1.0035*	0.0049
9				7.6	8.258	1.0090*	0.0049
10				15.2	8.689	1.0140*	0.0048
11	2^3	5.747	8.077	0	0.902	1.0144*	0.0043
12				1.3	1.905	1.0198*	0.0045
13				3.8	4.961	1.0058*	0.0050
14				7.6	7.391	1.0094*	0.0051
15				15.2	7.823	1.0117*	0.0049
16	2^3	5.753	10.765	0	2.248	1.0188*	0.0023
17				1.3	3.678	1.0130**	0.0028
18				2.5	5.710	1.0193**	0.0025
19				3.8	8.207	1.0153**	0.0025
20				7.6	11.509	1.0158**	0.0024
21				15.2	11.986	1.0121**	0.0023
22	3^3	5.742	10.765	0	6.363	1.0166**	0.0025
23				1.3	8.574	1.0035**	0.0024
24				3.8	14.764	1.0169**	0.0024
25				7.6	18.720	1.0148**	0.0022
26				15.2	19.147	1.0221**	0.0024
27	2^3	5.7545	13.459	0	3.543	1.0088*	0.0045
28				1.3	5.423	1.0038*	0.0045
29				3.8	11.532	1.0055*	0.0048
30				7.6	15.697	1.0139*	0.0047
31				15.2	16.378	1.0120*	0.0048

*: Calculated with 30,000 neutron histories

**: Calculated with 100,000 neutron histories

Table 4.4 Calculated Results for Arrays of Plutonium-Metal Billets

	Case No.	Array	Critical Separation (cm)		Moderator Thickness (cm)	Calculated Results	
			Vertical	Horizontal		k_{eff}	σ
3 kg Pu billet	3- 1	2 ³	5.40	7.30	—	1.0018 [*]	0.0051
	2	3 ³	7.71	9.60	—	1.0088 [*]	0.0048
	3	4 ³	7.86	12.51	—	1.0033 [*]	0.0047
	4 ^R	2 ³	5.74	7.64	—	0.9982 [*]	0.0028
	5 ^R	3 ³	8.24	10.15	—	1.0121 [*]	0.0028
	6	4 ³	9.63	14.19	1.27	0.9761 ^{***}	0.0017
	7	4 ³	13.64	14.55	2.54	0.9878 ^{**}	0.0027
	8	4 ³	13.63	14.62	3.81	1.0055 ^{**}	0.0029
6 kg Pu billet	9	2×2×1	—	7.59	—	1.0043 ^{**}	0.0030
	10	2 ³	11.98	9.76	—	1.0070 [*]	0.0046
	11	3 ³	13.68	14.51	—	0.9926 [*]	0.0043
	12	4×4×1	—	10.91	—	0.9911 [*]	0.0059
	13	4 ³	47.12	11.93	—	1.0188 ^{***}	0.0016
	14	4 ³	32.12	13.09	—	1.0134 ^{***}	0.0017
	15	4 ³	22.12	15.23	—	1.0056 ^{**}	0.0027
	16	4 ³	17.12	17.28	—	0.9945 ^{**}	0.0028
	17	4 ³	13.12	20.19	—	0.9944 ^{**}	0.0028
	18	4 ³	25.79	17.50	1.27	0.9847 ^{**}	0.0038
	19	4 ³	25.82	21.24	2.54	0.9809 ^{**}	0.0026

R: Experiment with polyethylene reflector

*: Calculated with 30,000 neutron histories

** : Calculated with 100,000 neutron histories

***: Calculated with 200,000 neutron histories

Table 4.5 Calculated Results for Cubic Arrays of Cylinders
Containing Uranyl-Nitrate Solution with Various
Reflector-Thicknesses

Case No.	Array	Surface Separation (cm)	Reflector Thickness (cm)	Calculated Results	
				k_{eff}	σ
4- 1	2^3	1.43	None	0.9763 ^{**}	0.0031
2	2^3	3.28	Paraffin 1.27	0.9760 ^{**}	0.0031
3	2^3	6.91	Paraffin 3.81	0.9919 [*]	0.0053
4	2^3	8.48	Paraffin 7.62	1.0044 [*]	0.0049
5	2^3	8.99	Paraffin 15.24	0.9967 ^{**}	0.0030
6	2^3	3.00	Plexiglas 1.27	0.9815 ^{**}	0.0029
7	3^3	6.48	None	0.9679 ^{**}	0.0031
8	3^3	9.02	Paraffin 1.27	0.9797 ^{**}	0.0030
9	3^3	13.69	Paraffin 3.81	0.9977 [*]	0.0060
10	3^3	16.53	Paraffin 15.24	1.0025 ^{**}	0.0032
11	3^3	8.76	Plexiglas 1.27	0.9756 ^{**}	0.0032
12	4^3	10.67	None	0.9578 ^{**}	0.0031
13	5^3	14.40	None	0.9584 ^{**}	0.0031

* Calculated with 30,000 neutron histories

** Calculated with 100,000 neutron histories

Table 4.6 Calculated Results for Cubic Arrays of Cylinders Containing Uranyl-Nitrate Solution with Various Reflector-Thicknesses on Five Sides and a 15.24-cm-thick Paraffin Reflector on the Bottom

Case No.	Array	Surface Separation (cm)	Reflector Thickness	Calculated Results	
				k_{eff}	σ
4-14	2^3	3.86	Paraffin 1.27	0.9935 [*]	0.0067
15	2^3	7.26	Paraffin 3.81	0.9870 ^{**}	0.0031
16	2^3	8.71	Paraffin 7.62	1.0002 [*]	0.0056
17	2^3	8.99	Paraffin 15.24	0.9967 ^{**}	0.0030
18	2^3	3.61	Plexiglas 1.27	0.9842 ^{**}	0.0030
19	2^3	5.41	Plexiglas 2.54	0.9963 [*]	0.0053
20	2^3	7.39	Plexiglas 4.45	1.0061 [*]	0.0061
21	2^3	8.64	Plexiglas 6.35	0.9974 [*]	0.0053
22	2^3	9.53	Plexiglas 11.43	1.0008 [*]	0.0058
23	2^3	9.60	Plexiglas 15.24	1.0026 [*]	0.0028
24	3^3	9.88	Paraffin 1.27	0.9849 ^{**}	0.0031
25	3^3	14.27	Paraffin 3.81	0.9950 [*]	0.0055
26	3^3	15.85	Paraffin 7.62	1.0042 [*]	0.0055
27	3^3	16.53	Paraffin 15.24	0.9917 [*]	0.0058
28	3^3	9.58	Plexiglas 1.27	0.9786 ^{**}	0.0032
29	3^3	11.94	Plexiglas 2.54	0.9856 ^{**}	0.0031

* Calculated with 30,000 neutron histories

** Calculated with 100,000 neutron histories

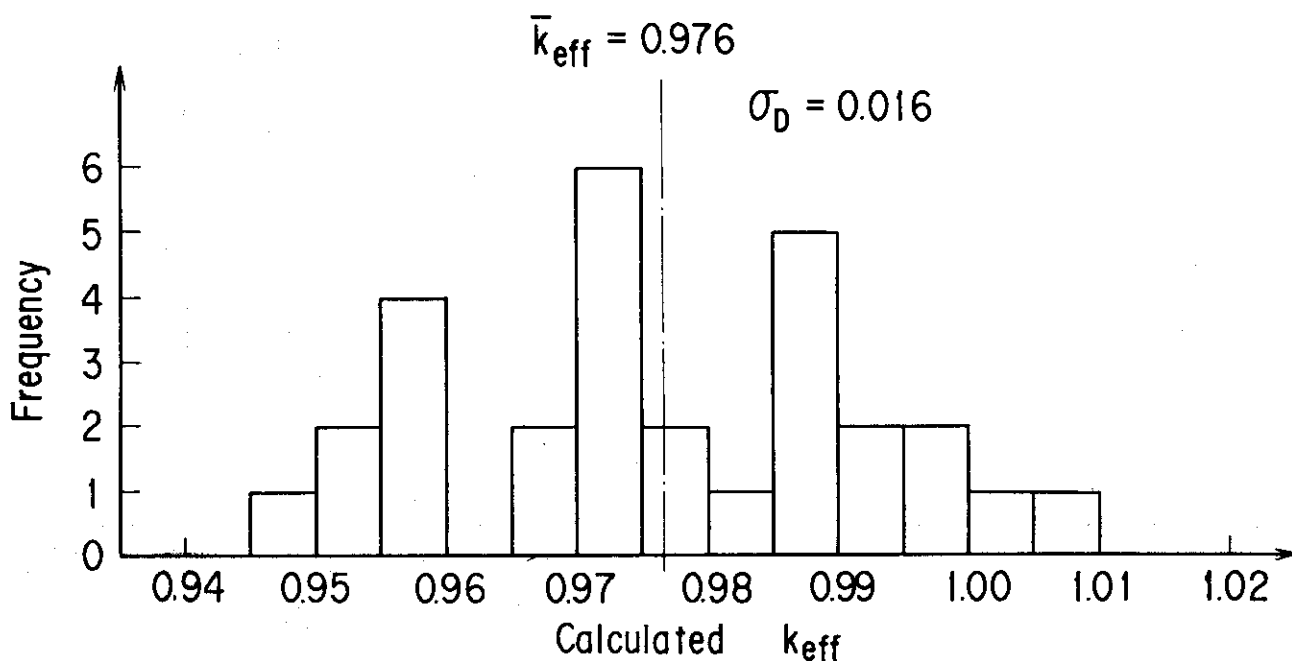


Fig. 4.1 Histogram of calculated k_{eff} 's for two aluminum reactors (29 cases)

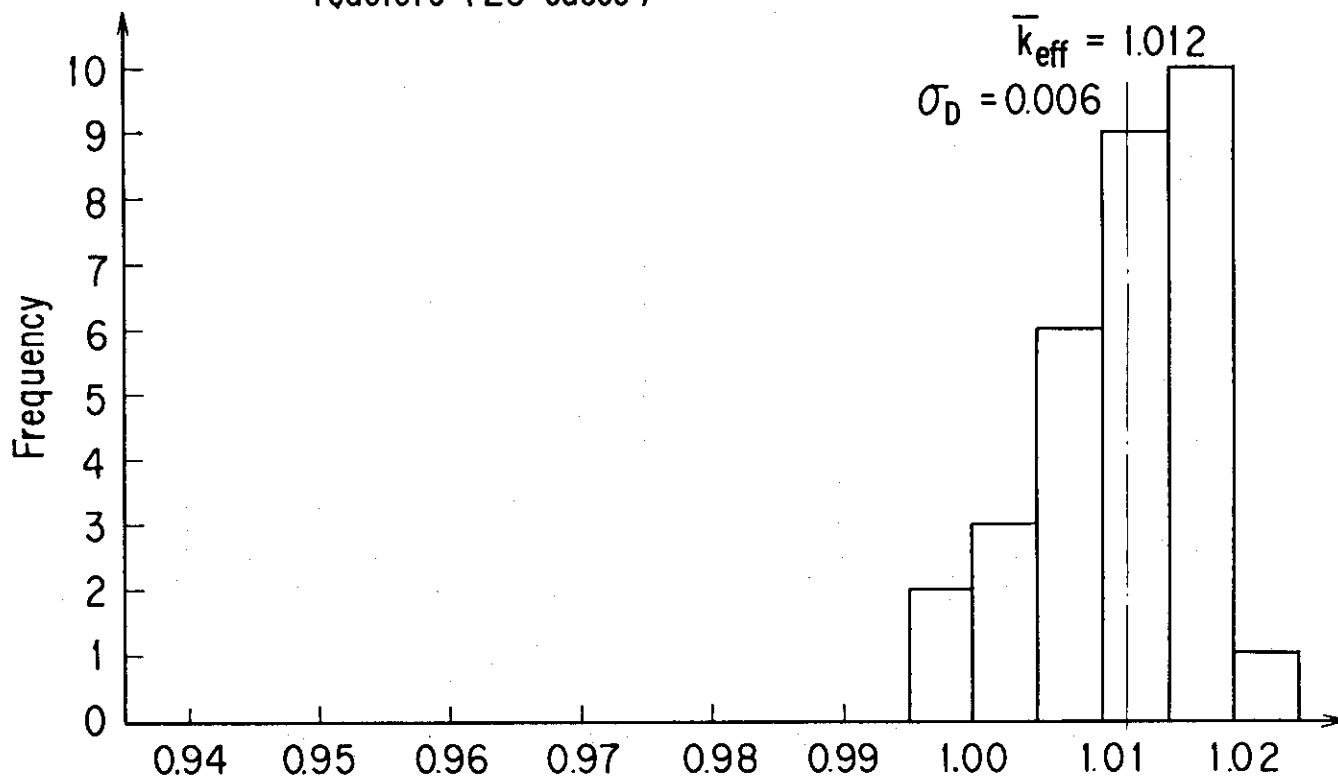


Fig. 4.2 Histogram of calculated k_{eff} 's for cubic arrays of uranium-metal cylinders (31 cases)

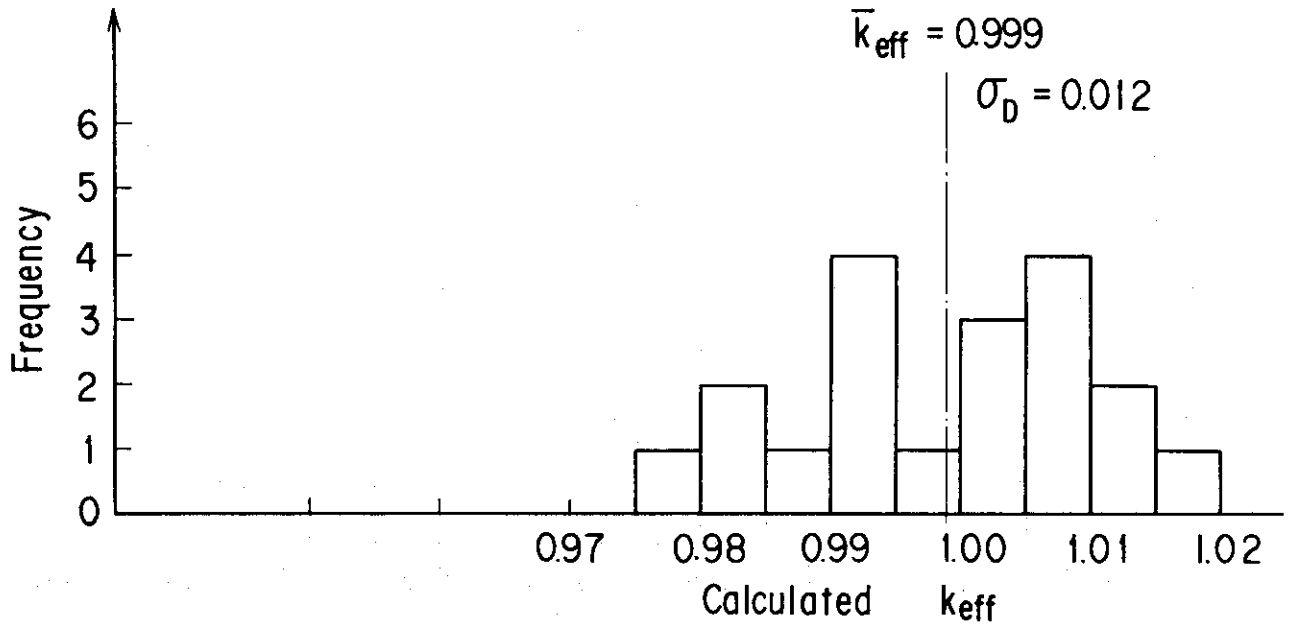


Fig. 4.3 Histogram of calculated k_{eff} 's for arrays of plutonium (19 cases)

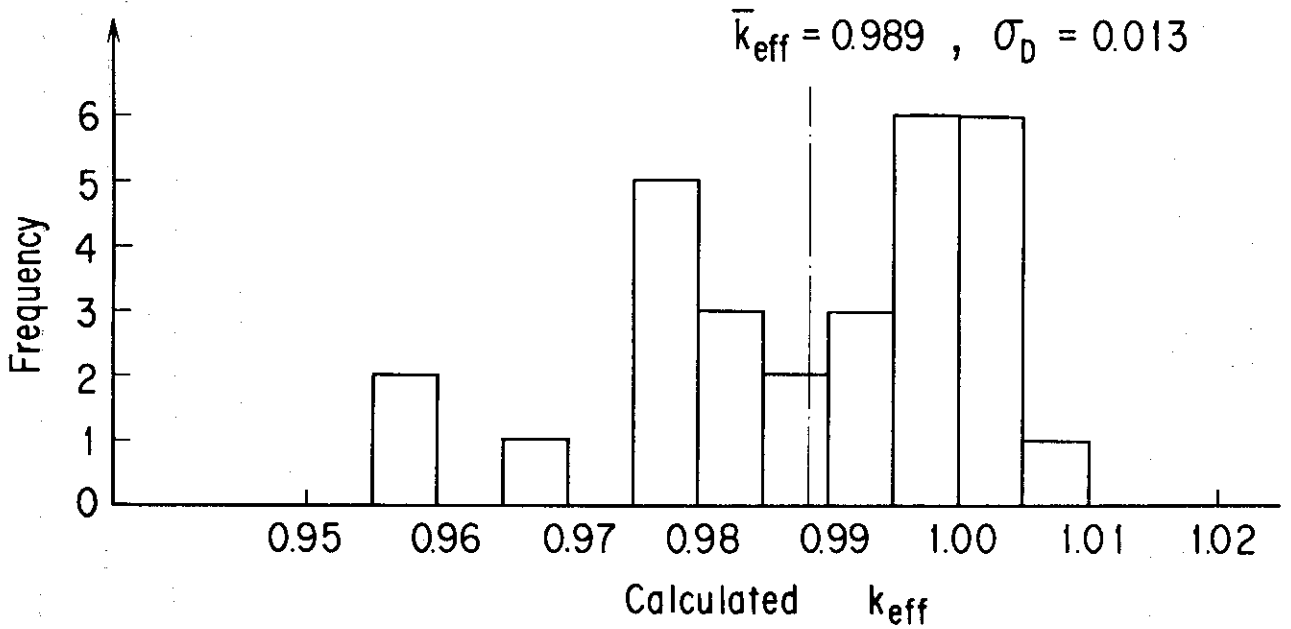


Fig. 4.4 Histogram of calculated k_{eff} 's for cubic arrays of uranyl nitrate cylinders (29 cases)

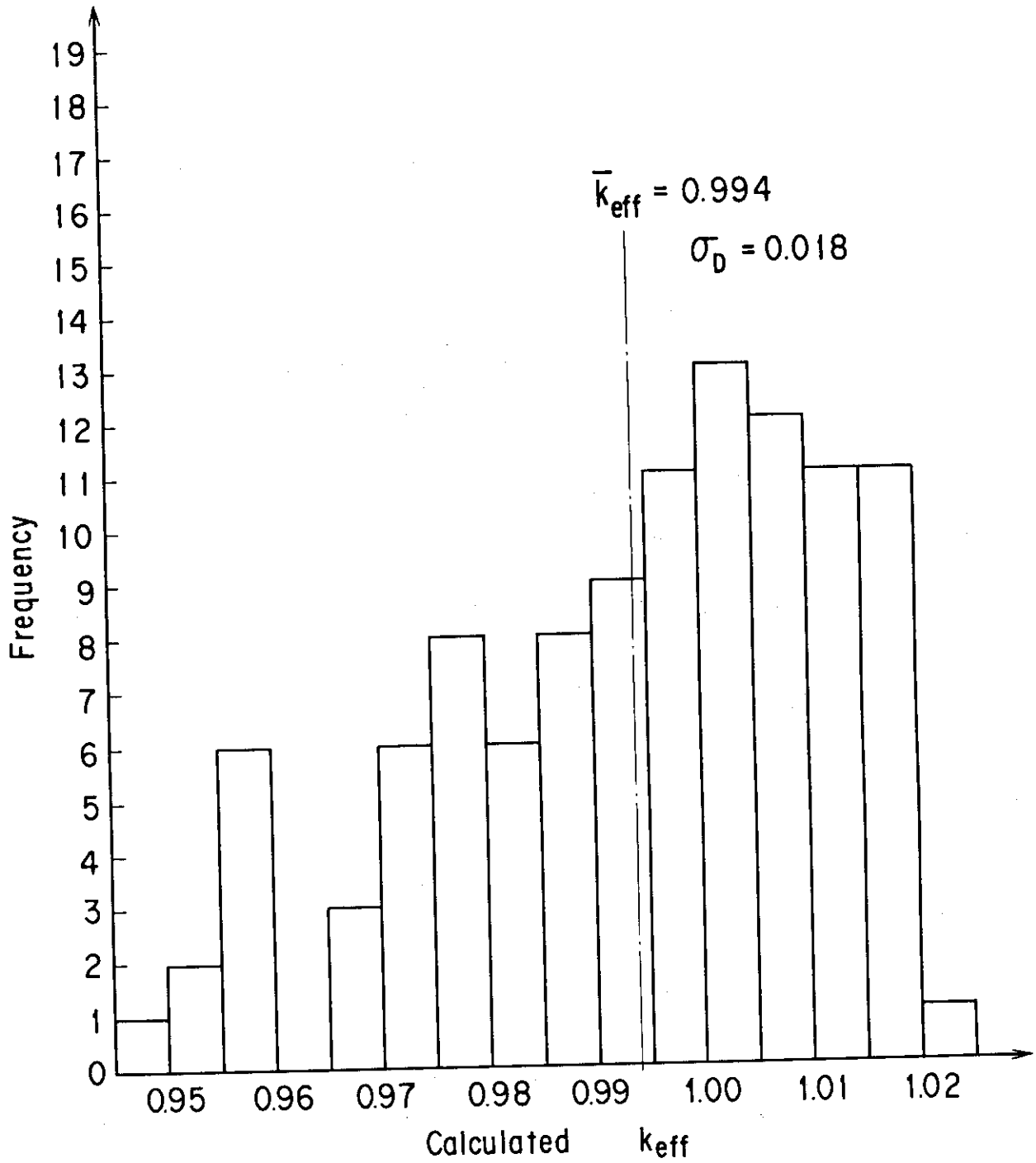


Fig. 4.5 Histogram of calculated k_{eff} 's for all cases from Fig. 4.1 to Fig. 4.4 (108 cases)

5. 結果の検討

全ケースの k_{eff} 計算値のヒストグラム Fig. 4.5 を見ると、各ケースの k_{eff} 計算値は平均値 0.9938 の周りにバラツキ 0.018 で巾広く分布している。実験体系種類別の k_{eff} 計算値のヒストグラム Fig. 4.1 ~ Fig. 4.4 を見ても、同一の実験体系でも k_{eff} 計算値のバラツキはモンテカルロ法計算の統計誤差（高々 0.005 程度）から予測されるものより 2 ~ 3 倍大きい。このことは、各ケースごとに k_{eff} 計算値のバイアスエラー（以下、 k_{eff} 計算バイアス値という）が巾広く変化していることを示す。

KENO-IV コードによる k_{eff} 計算バイアス値は、体系を記述する種々のパラメータの値により影響を受けるが、そのパラメータとしては報告^{12) 13)}によると次のような因子が考えられる。

- (i) 減速度
- (ii) プルトニウム富化度
- (iii) 反射体の有無
- (iv) ウラン濃縮度・プルトニウム fissile 比

これらは、相互干渉のない単一体系の実験データによるベンチマーク計算結果を整理して得られた帰結のうちの一部であるが、今回の計算対象の実験体系が相互干渉系であることから、次に示す因子も k_{eff} 計算バイアス値に影響を及ぼす可能性があると考えられる。

- (v) ユニットの形状・寸法
- (vi) ユニット間距離
- (vii) 配列を構成するユニットの数

以下、上述の各因子について k_{eff} 計算バイアス値に及ぼす影響について考察する。

5.1 減速度の影響

今回の計算結果のバイアスエラーに対する減速度の影響については、ウラン金属あるいはプルトニウム金属を燃料として用いた実験体系 2, 3 の k_{eff} 計算値 (Fig. 4.2 及び Fig. 4.3 に示すように平均値としてそれぞれ約 1.012 及び 0.999) は、弗化ウランあるいは硝酸ウランの水溶液を燃料として用いた実験体系 1, 4 の k_{eff} 計算値 (Fig. 4.1 及び Fig. 4.4 に示すように平均値としてそれぞれ 0.976 及び 0.989) より高く、減速度が小さく中性子エネルギー Spektrum が高速領域に偏っているほど高く k_{eff} が算出されるという従来の報告^{14) 15)}から予測される傾向と同様な傾向が見られる。参考のため実験体系 1 及び実験体系 2 の代表ケースについて中性子エネルギー Spektrum を Fig. 5.1 及び Fig. 5.2 に示す。

実験体系 1 は、H/ ^{235}U の異なる 4 種類の UO_2F_2 水溶液を燃料に用いているので、 k_{eff} 計算バイアス値と H/ ^{235}U の関係を調べることができる。水プール中に配置した 2 個のアルミニウム円筒の実験体系に拘わる計算結果の全て (Table 4.2 の R を付したケース) を、円筒内径の違いにより分類し H/ ^{235}U の自然対数により最小 2 乗フィッティングを施すと、次式が得られる。

8 インチ径円筒実験体系に対し

$$k_{eff} = -2.3 \times 10^{-2} \ln(H/^{235}\text{U}) + 1.0774$$

10 インチ径円筒実験体系に対し

$$k_{eff} = -5.6 \times 10^{-3} \ln(H/^{235}\text{U}) + 1.0209$$

15 インチ径円筒実験体系に対し

$$k_{eff} = -4.5 \times 10^{-4} \ln(H/^{235}\text{U}) + 0.9764$$

これらの式を見るとわかるように、 k_{eff} 計算値は $H/^{235}\text{U}$ 比と負の相関関係にあり、相関係数はユニット円筒直径が大きくなるほど小さくなっている。すなわち減速度 $H/^{235}\text{U}$ が小さくなると k_{eff} が高く算出されるという傾向がここでも確かめられる。さらにその変化の割合がユニットの形状寸法にも依存することがわかる。このユニット形状寸法依存性が一般的にいえるものかどうかは他の同様な実験データの解析結果と相互に比較した上でなければ結論を下すことができない。この理由は次による。

実験体系1の2個の円筒容器のモデル化に際して一方の円筒底に付いている内径3インチの燃料供給用のアルミニウム製パイプはその内容物と共に考慮したが、他方の円筒底に接続している厚肉のゴム製の可撓性パイプは形状・寸法データが不明なため考慮しなかった。このため実験体系1の計算結果にある程度の誤差が含まれているものと解釈すべきである。

5.2 プルトニウム富化度の影響

今回の計算では、ウラン金属を燃料として用いた実験体系2の k_{eff} 計算値の平均値 1.012 が、プルトニウム金属を燃料として用いた実験体系3の k_{eff} 計算値の平均値 0.999 より約 1.3% 高い。しかし、実験体系3ではプルトニウム金属ユニットの周囲にプラスチック減速材を巻きつけたケースも含まれており、これが中性子スペクトルを軟化して 5.1 節で述べた如く k_{eff} を低く算出させていることが考えられるので、一概にウラン金属系の方がプルトニウム金属系より k_{eff} 計算値が高いとは断言できない（実際、Table 4.4 の実験体系3に関する k_{eff} 計算値を見ると、プラスチック減速材を巻きつけたケースの k_{eff} 計算値は他のケースの k_{eff} 計算値より低くなっている）。又、実験体系2の計算モデルでは、ウラン金属円柱に穿孔した2個の貫通孔及び鉄棒を省略してあるので、計算結果にある程度誤差が含まれることを考慮すべきである。

5.3 反射体有無の影響

実験体系4に拘る k_{eff} 計算値を示す Table 4.5 を見ると、硝酸ウラニル水溶液の円柱ユニットの配列の外周の全面をプラスチック反射体で囲んだケースの k_{eff} 計算値に較べ、これのない裸の配列体系のケースの k_{eff} 計算値が明らかに低い。Fig. 5.3 及び Fig. 5.4 は実験体系1の k_{eff} 計算値を、反射体付きのケースとこれのない裸のケースに分けてヒストグラムに示したものである。これを見ると明らかに反射体のないケースでは k_{eff} をより低く算出している。これらは反射体有無の k_{eff} 計算バイアス値への影響を論じた従来の報告の結果と一致している。^{16) 17)}

Fig. 5.5 及び Fig. 5.6 は、実験体系4の k_{eff} 計算値を反射体厚さの関数としてプロットした

ものであるが、反射体厚さの増大と共に k_{eff} 計算値が漸増する傾向が認められる。この傾向についても実験体系 4 と同様な実験体系について実施されたベンチマーク計算結果の従来の報告の結果と一致している¹⁶⁾。

反射体のない実験体系については、Fig. 3.1, Fig. 3.6 の計算モデル例に示すように、タンクの底面、支持構造材、床面あるいは壁面による反射効果が計算上とり入れられてない。これらによる k_{eff} 計算値への影響がどの程度あるかは、今回の計算範囲外ではあるが従来の報告例¹⁶⁾によると k_{eff} の値に最大約 2 % 程度の増加をもたらすことが指摘されている。

5.4 ウラン濃縮度・プルトニウム fissile 比の影響

ウラン濃縮度あるいはプルトニウム fissile 比の影響については、今回の計算では対象とした実験体系は全て高濃縮・高 fissile の燃料を扱っており、 k_{eff} 計算バイアス値に対する傾向を論ずることができない。

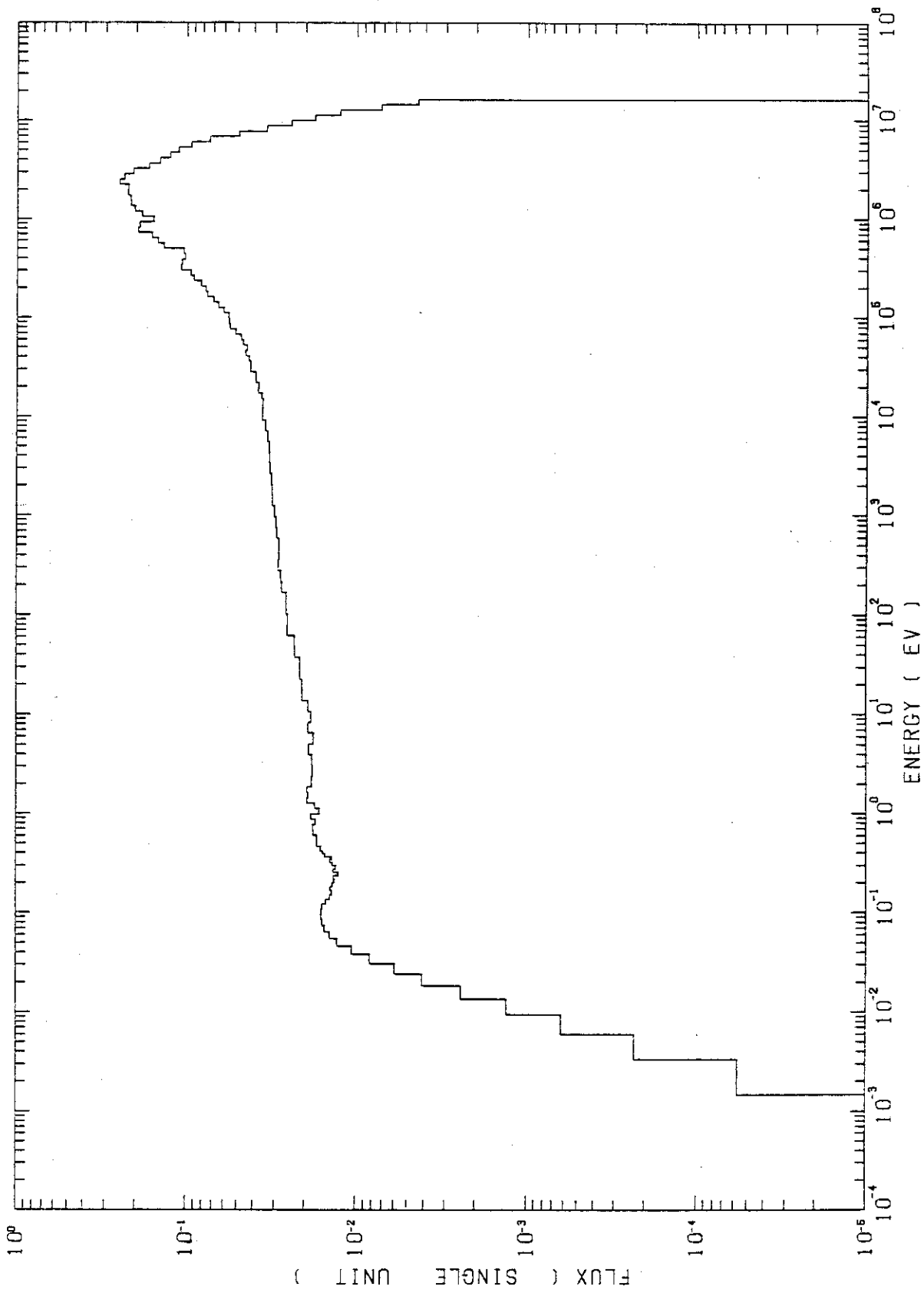


Fig. 5.1 Neutron spectrum for 137 energy groups in the fuel region of case no. 1 - 11

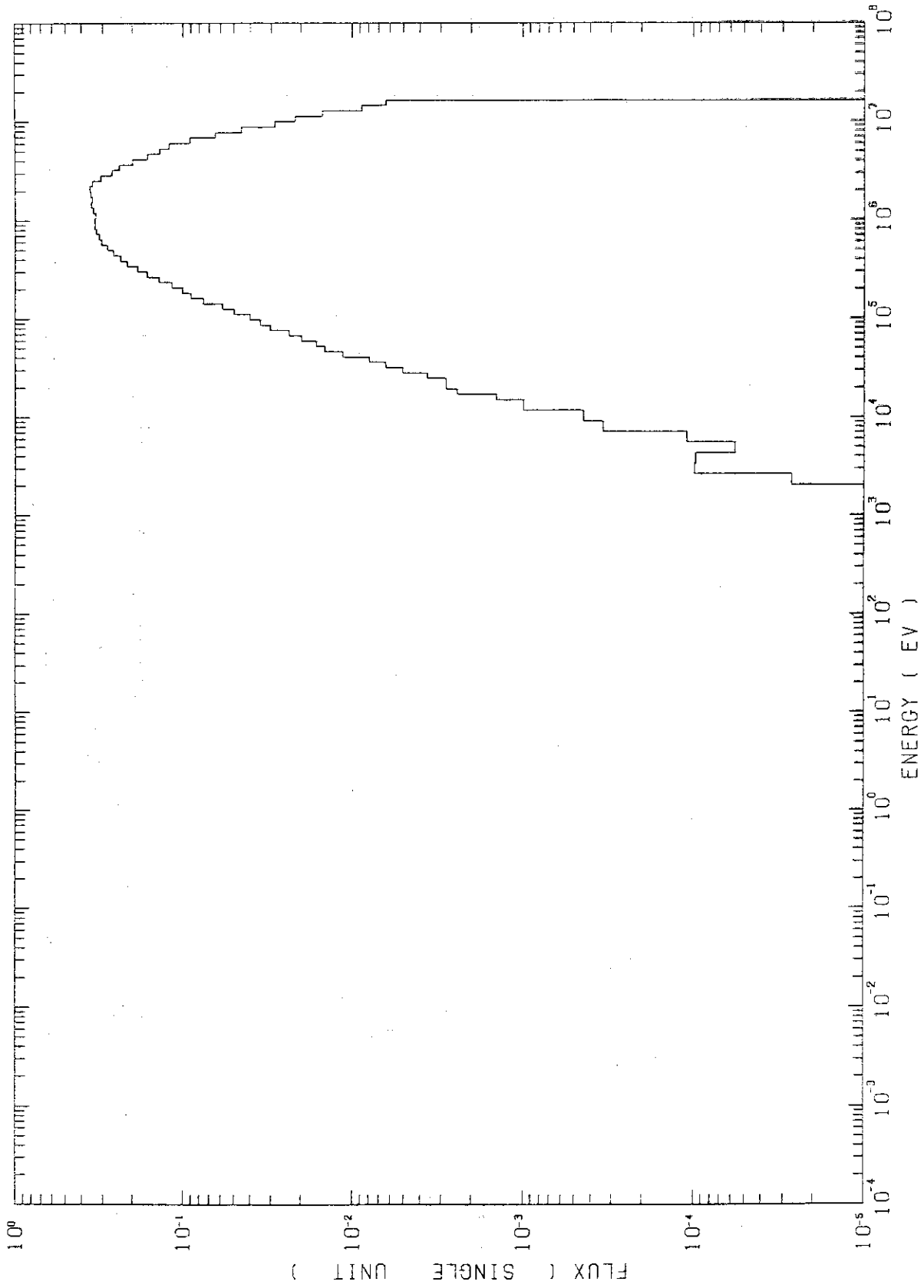


Fig. 5.2 Neutron spectrum for 137 energy groups in the fuel region of case no. 2-16

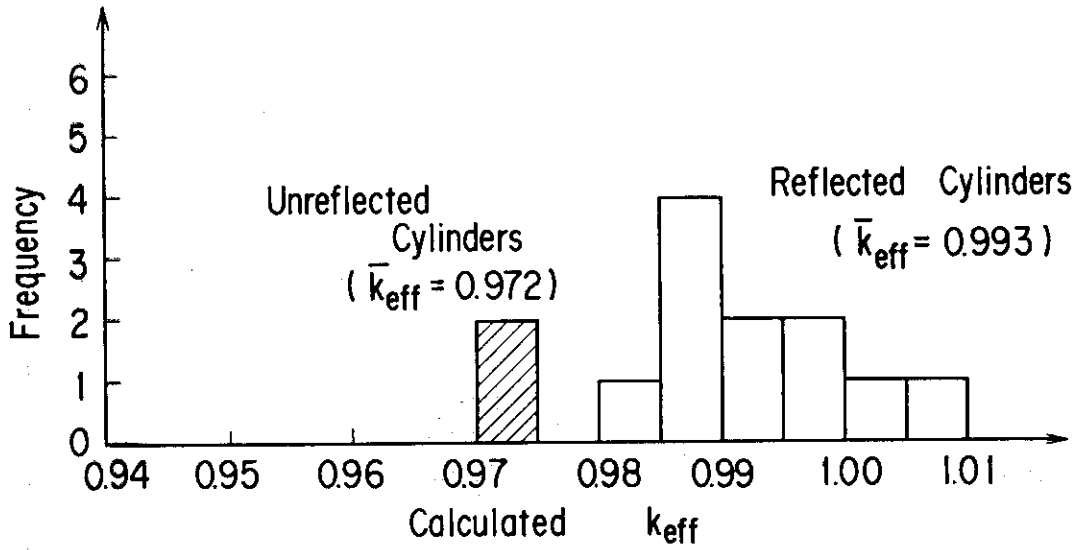


Fig. 5.3 Histogram of calculated k_{eff} 's for two aluminum cylinders (8 or 10 inch diameter)

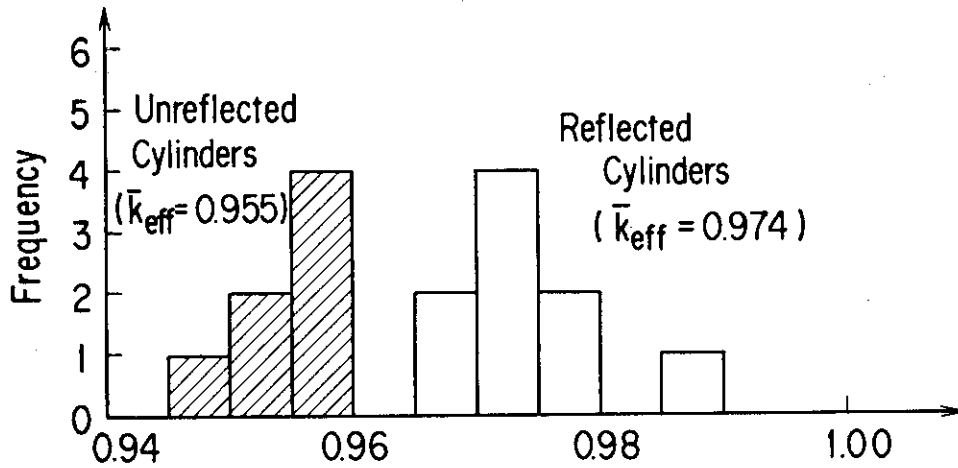


Fig. 5.4 Histogram of calculated k_{eff} 's for two aluminum cylinders (15 inch diameter)

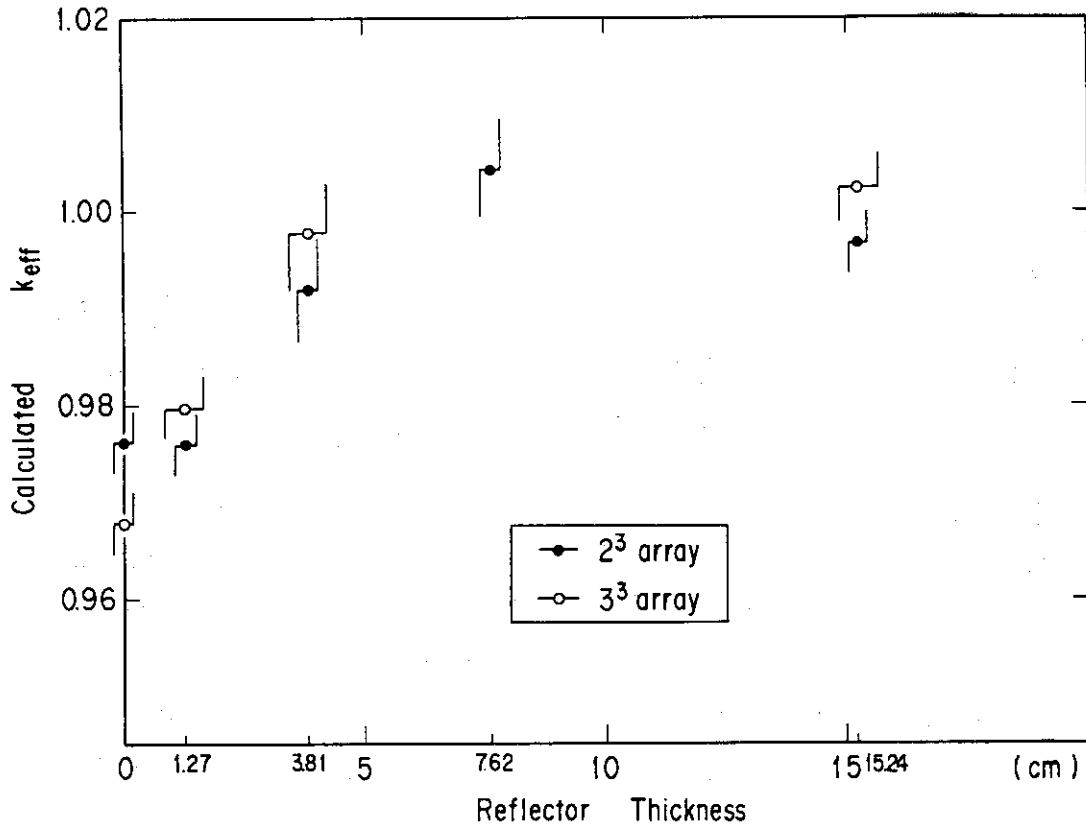


Fig. 5.5 Calculated k_{eff} as a function of reflector thickness surrounding array of uranyl-nitrate solution cylinders

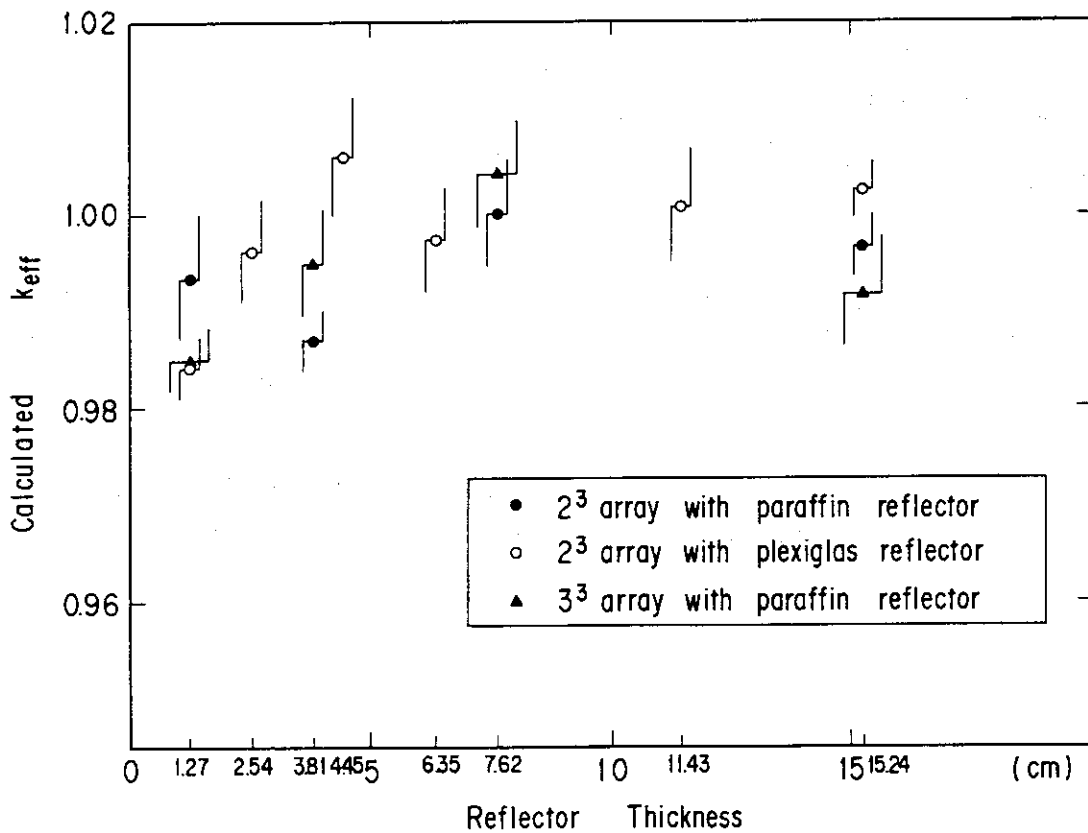


Fig. 5.6 Calculated k_{eff} as a function of reflector thickness surrounding array of uranyl-nitrate solution cylinders with 15.24cm-thick paraffin reflector on the bottom

5.5 ユニットの形状・寸法及びユニット間距離の影響

Fig. 5.7～Fig. 5.9にユニット間の距離を横軸にとり、 k_{eff} 計算値をプロットして示す。

実験体系3のプルトニウム金属ユニットの配列体系の k_{eff} 計算値に関するFig. 5.7を見ると、明らかにユニット間距離が大きくなると負のバイアスエラーも大きくなる傾向が観察される。KENO-IVなどモンテカルロ法計算コードでは、燃料領域で発生した中性子をサンプリングしてひとつひとつ追跡計算するので、ユニット形状寸法が一定としてユニット間隔の増大に従いがい、ユニット間の中性子相互作用を正確にシミュレートできなくなる恐れがある。試みに、実験体系3の平均的なケースモデルとして、直径6.53 cm高さ9.24 cmの6 kg プルトニウム円柱ユニットを、互に中心間20 cm離して並べた配列体系を考えてみよう。ひとつのユニットが隣接する他のユニットを見る立体角分率は、点平面モデル¹⁸⁾により計算すると、

$$\Omega = \frac{9.24 \times 6.53}{\sqrt{\left(\frac{9.24}{2}\right)^2 + \left(20 - \frac{6.53}{2}\right)^2}} \cdot \frac{1}{16.7} \cdot \frac{1}{4\pi} = 0.0166$$

となり、ユニットから放出される全中性子数の約2%程度が隣接するユニットに到達し核分裂に寄与する機会を持つのみである。実験体系3のような寸法の小さいプルトニウム金属ユニットからなる配列体系では、各ユニットからの中性子の漏れ率が大きく、かつ中性子エネルギーも高いので、ユニット間の中性子相互干渉効果による配列全体の反応度上昇が大きいと考えられる。このような場合、ユニット間隔が増大するとモンテカルロ法計算では追跡する中性子数が不足し相互干渉効果を正確に計算できなくなるため、Fig. 5.7に示すように k_{eff} 計算値の負のバイアスエラーの増加につながる事が考えられる。一方、Fig. 5.8の実験体系1の k_{eff} 計算値の同様なプロットでは、上述したバイアス傾向が判然と顕れていない。実験体系1では内径20～40 cm、高さ約100 cmのアルミニウム製円筒容器内に、弗化ウラニル水溶液を注入したものを2体並行に並べた体系が扱われている。このような体系では、各ユニットからの中性子漏れ率が小さく、中性子は熱化されており、全体系の反応度は各ユニットの持つ反応度によりほぼ一義的に決まってしまうため、ユニット間隔を変化させて相互干渉効果を変えてもモンテカルロ法計算手法が原因となるバイアス傾向が顕著には認められないことが考えられる。参考のためTable 5.1及びTable 5.2に実験体系1と実験体系3についてユニットが単独に裸で存在する場合の実効増倍率の計算値を示す。これらの値とTable 4.1及びTable 4.4に掲げる k_{eff} 計算値を比較すれば、相互干渉効果による反応上昇寄与分が大略推測できる。

Fig. 5.9は、実験体系4に関して k_{eff} 計算値をユニット面間距離に対してプロットして示したものであるが、Fig. 5.7と同様にユニット間距離の増加と共に k_{eff} 計算値の負のバイアスエラーが増大する傾向が認められる。この場合、ユニットが単独に裸で存在する場合の実効増倍率の計算値は 0.6342 ± 0.0027 であり、配列状態にしたときの相互干渉効果による体系全体の反応度上昇割合が大きいことが推測できる。

5.6 配列を構成するユニットの数の影響

今回の計算では、他の影響を与える因子の値を変えずにユニット数のみ変化させた実験体系のデータは存在せず、この影響について調べることはできない。

Table 5.1 Calculated Results for Single Bare Aluminum - Cylinder
Containing UO_2F_2 Aqueous Solution

Case No.	H/ ^{235}U Atomic Ratio	Cylinder Diameter	Critical Height	Calculated Results*	
				k_{eff}	σ
1 - 14	169	15 in	17.3cm	0.9128	0.0054
15	169	15 in	17.8cm	0.9249	0.0060
16	169	15 in	18.0cm	0.9361	0.0065
1 - 17	329	15 in	20.1cm	0.9231	0.0050
18	329	15 in	20.8cm	0.9338	0.0055
19	329	15 in	21.0cm	0.9400	0.0050
20	329	15 in	21.3cm	0.9492	0.0053

* Calculated with 30,000 neutron histories.

Table 5.2 Calculated Results for Single Bare Plutonium - Metal Billet

Case No.	Unit Mass	Moderator Thickness	Calculated Results*	
			k_s	σ
3-1~3-5	3 kg	—	0.6732	0.0024
3-6	3 kg	1.27cm	0.6940	0.0023
3-7	3 kg	2.54cm	0.7165	0.0025
3-8	3 kg	3.81cm	0.7240	0.0025
3-9~3-17	6 kg	—	0.7891	0.0026
3-18	6 kg	1.27cm	0.8118	0.0025
3-19	6 kg	2.54cm	0.8392	0.0026

* Calculated with 100,000 neutron histories.

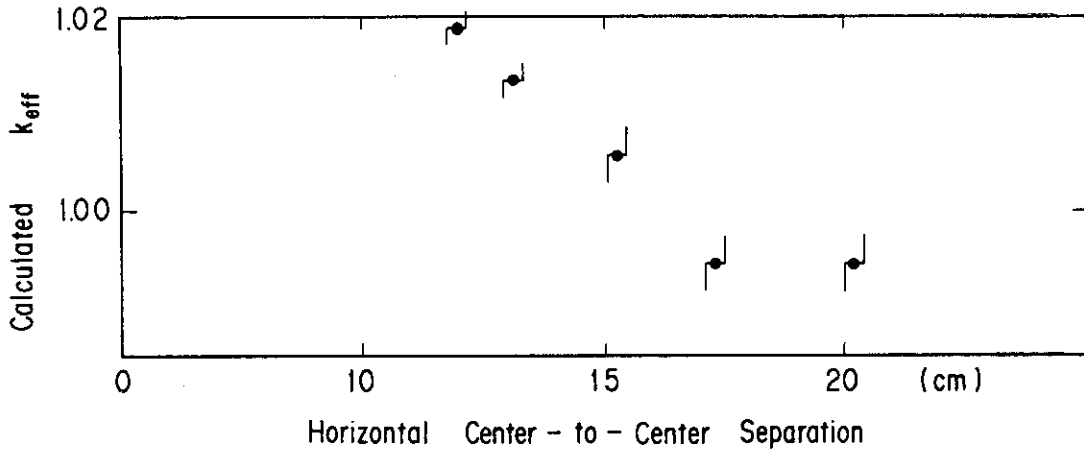


Fig. 5.7 Calculated k_{eff} as a function of center-to-center separation of plutonium-metal cylindricers in array disposition

Array size : 4^3
 Unit : 6 kg Pu billet
 Moderator : None
 Reflector : None

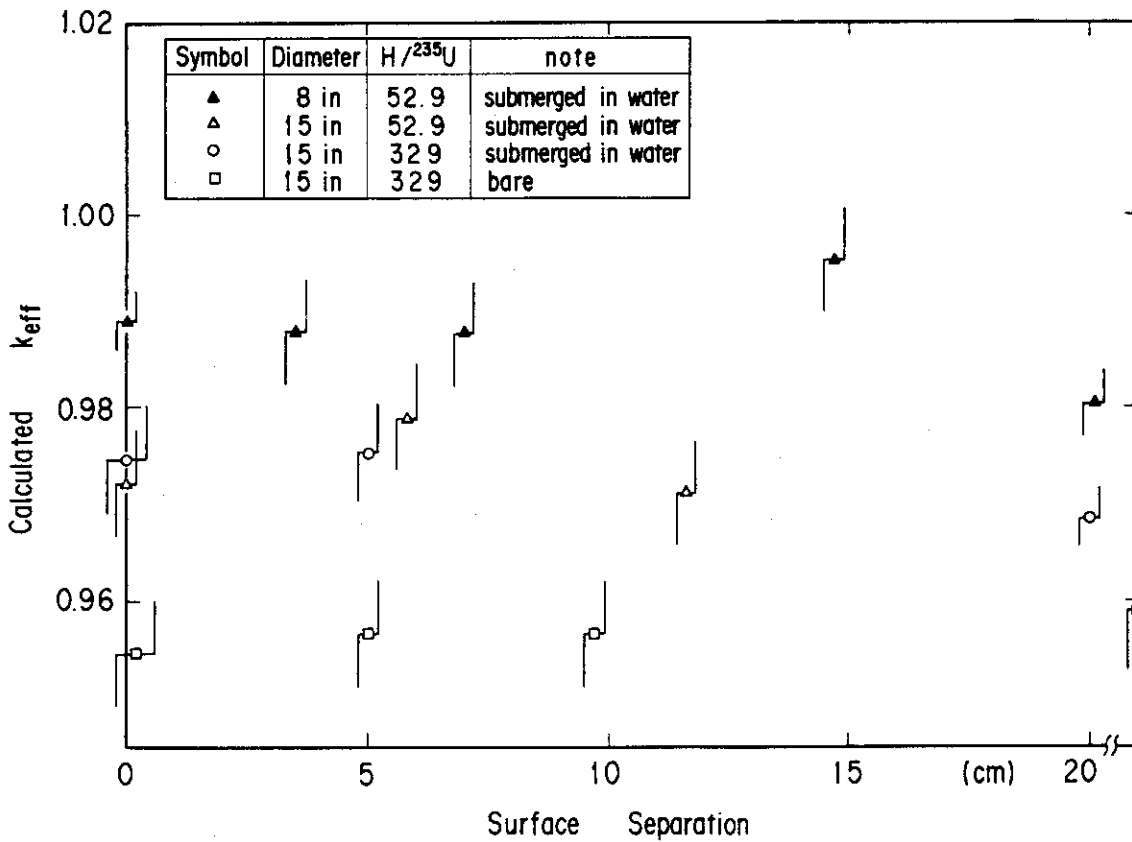


Fig. 5.8 Calculated k_{eff} vs. surface separation of two aluminum cylinders containing uranyl-fluoride solution

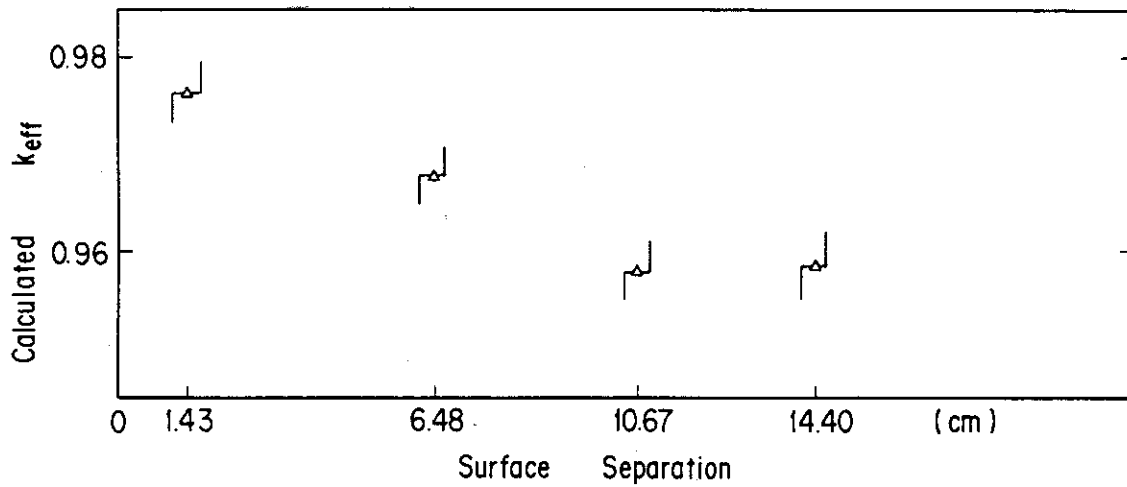


Fig. 5.9 Calculated k_{eff} as a function of surface separation of uranyl-nitrate solution cylinders in array disposition

Array size : $2^3 \sim 5^3$
Unit : Uranyl-nitrate solution
Moderator : None
Reflector : None

6. ま と め

米国で公開された4種類の配列実験体系の実験データを用いて、KENO-IVとMGCL137群データ・ライブラリーとの組合せによりベンチマーク計算を実施した。その結果、次のような結論が得られた。

- (i) 全実験体系108ケースの k_{eff} 計算値は、0.945から1.025までの範囲に巾広く分布しており、平均値0.994の周りのバラツキ巾0.018はモンテカルロ法計算の統計誤差(高々0.005程度)から予測されるものより2~3倍大きい。この原因は、計算対象とした実験体系に含まれる燃料の種類・組成、減速度、反射条件、ユニットの形状・寸法、ユニット間距離及びユニット数などが多種多様であり、 k_{eff} 計算値のバイアスエラーが実験体系の種類ごとに特有な傾向を持って巾広く生じているからと考えられる。
- (ii) 減速度の影響については、ウランあるいはプルトニウムの金属をユニットとして用いた実験体系2, 3の k_{eff} 計算値と、弗化ウランあるいは硝酸ウランの水溶液をユニットとして用いた実験体系1, 4の k_{eff} 計算値との比較から、減速度が小さく従って高速体系になるほど、 k_{eff} 値が高く算出される傾向が見られる。この傾向は、従来単独ユニット体系のベンチマーク計算結果をまとめた報告の指摘事項と一致している。
- (iii) 反射条件の影響については、配列外周に反射体の囲いが無い実験体系の k_{eff} 計算値は、反射体で周囲を囲まれた実験体系の k_{eff} 計算値より低く算出されることが確かめられる。この傾向は、従来の配列実験体系のベンチマーク計算結果をまとめた報告の指摘事項と一致している。
- (iv) 配列体系固有の問題として、ユニットの形状・寸法及びユニット間距離の影響については、ユニットの形状・寸法が小さくユニット間距離が大きいほど k_{eff} 値が低く算出される傾向が認められる。この原因としては、モンテカルロ法計算における中性子ヒストリー数のとり方に限界があるため、相互干渉効果を正確にシミュレートできなくなることが考えられる。

最後に、本報告を取りまとめるにあたり、日本原子力研究所プラント安全解析研究室の内藤俣孝室長及び室員には、終始貴重な御助言と御協力を載いたので、ここに記して、感謝の言葉にかえたいと思います。

参 考 文 献

- 1) Y. Naito et al., "MGCL-Processor; A Computr Code System for Processing Multigroup Constants Library MGCL," JAERI-M 9396 (1980).
- 2) L. M. Petrie and N. F. Cross, "KENO-IV, An Improved Monte Carlo Criticality Program," ORNL-4938 (1975).
- 3) C. L. Schuske and Hugh C. Paxton, "History of Fissile Array Measurements in the United States," Nucl. Techol., **30**, 101 (1975).
- 4) Dixon Callihan, et al., "Critical Mass Studies, Part IV," K-406, Carbide and Carbon Chemical Corporation (1949).
- 5) J. T. Thomas, "Critical Three-Dimensional Arrays of Neutron-Interaching Units, Part II U(93.2) Metal," ORNL-TM-868, Oak Ridge National Laboratory (1964).
- 6) J. R. Morton III, et al., "Summary Report of Critical Experiments, Plutonium Array Studies, Phase I," UCRL-50175, Lawrence Radiation Laboratory (1966).
- 7) 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).
- 8) M. K. Drake, "Data Formats and Procedures for the ENDF Neutron
- 9) I. I. Bondarenko et al., "Group Constants for Nuclear Reactor Calculations," Consultants Bureau, New York (1964).
- 10) R. Q. Wright et al., "SUPERTOG; A Program to Generate Group Constants and Pu Scattering Matrices from ENDF/B," ORNL-TM-2679, Oak Ridge National Laboratory (1969).
- 11) J. D. Macdougall, "PIXSE," AEEW-M 318, Atomic Energy Establishment, Winfrith (1963)
- 12) Yasushi Nomura and Takanori Shimooke, "A Multiple Regression Equation for Calculated k_{eff} Bias Errors by Criticality Code System," Nucl. Technol., **65**, 340 (1984).
- 13) 野村靖, 下桶敬則, "臨界安全解析コードシステム (KENO-IV, MGCL) による計算結果の信頼性評価," 日本原子力学会誌, **27**, No. 6, 540 (1985)。
- 14) 小室雄一他, "KENO-IVコードベンチマーク計算(2) (PuO₂-UO₂-ポリスチレンのコパクトのブロック積み)," JAERI-M 9105, 日本原子力研究所 (1980)。
- 15) 野村靖他, "KENO-IVコードベンチマーク計算(6) (各種形状下のプルトニウムの臨界),"

- JAERI-M 9201, 日本原子力研究所 (1980)。
- 16) 片倉純一他, “ KENO-IVコードベンチマーク計算(4) (硝酸ウラニル水溶液のスラブ・シリンドラ体系), ” JAERI-M 9026, 日本原子力研究所 (1980)。
- 17) 片倉純一他, “ KENO-IVコードベンチマーク計算(3) (UF₆充填シリンドラの平面配列), ” JAERI-M 9025, 日本原子力研究所 (1980)。
- 18) J. T. Thomas, Ed., “ Nuclear Safety Guide - TID-7016, Rev. 2, ” U. S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-0095 (1978)。