

JAERI-Data/Code

94-018



MCNPコードによる
ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験の解析

1994年12月

小林友也*・荒川拓也・奥野 浩

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

MCNPコードによる
ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験の解析

日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学部
小林 友也*・荒川 拓也・奥野 浩

(1994年11月8日)

連続エネルギーモンテカルロ法計算コードMCNP-4Aを評価済み核データ・ファイルJENDL-3.1と組合わせて、 ^{235}U 濃縮度4.3wt%二酸化ウラン燃料棒が可溶性ガドリニウムを含む同濃縮度の硝酸ウラニル水溶液中に部分的に没している12体系の臨界実験を解析した。中性子増倍率の計算値は平均で0.955となったが、1よりこのように小さくなった主な原因は、実験報告書に記された燃料溶液等の組成の不正確さにあると推定された。このため、燃料ペレット、燃料溶液、ステンレス鋼、ガドリニウムの組成データについて吟味し、より正確な値を採用したと思われるOECD/NEAの国際ベンチマーク問題に従って解析した結果、中性子増倍率の計算値は平均で0.986となり、かなり1に近付いた。

Analyses with MCNP Code of the Criticality Experiment of Pellet-Solution
Coexisting Low-Enriched Uranium Fuel

Tomoya KOBAYASHI* , Takuya ARAKAWA and Hiroshi OKUNO

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

(Received November 8, 1994)

Using the continuous energy Monte Carlo code MCNP-4A with a combination of the evaluated nuclear data file JENDL-3.1, analyses have been made of the criticality experimental systems that were described as triangular arrays of 4.3wt% ^{235}U -enriched uranium dioxide rods partially immersed in uranyl nitrate solution of the same ^{235}U enrichment containing soluble gadolinium. The calculated neutron multiplication factors have had an average of 0.955. The reason to have such a smaller value than unity has been estimated to be mainly attributed to incorrect compositions of fuel solution and so on that were reported. Therefore, the specification of the international benchmark exercises proposed by OECD/NEA have been accepted for the composition of fuel pellet, fuel solution, stainless steel and gadolinium, as it has been considered they had supplied more appropriate values than originally reported after examination of the composition data, to calculate the neutron multiplication factors, which has resulted in an average of 0.986, fairly approached unity.

Keywords: Dissolver, Gadolinium, Pellet, Uranium Dioxide, Uranyl Nitrate, Benchmark, JENDL-3.1, MCNP-4A, Criticality Safety

* Toyohashi University of Technology

目 次

1. はじめに	1
2. 実験体系及び計算モデル	2
3. 計算結果	9
3.1 実験報告書に基づく解析	9
3.2 OECD/NEA国際ベンチマーク問題の解析	9
4. 結 論	22
謝 辞	22
参考文献	23
付録A MCNPの概要	24
付録B MCNPの入力データ例(ケース番号4)	28
付録C OECD/NEA国際ベンチマーク問題13及び14の詳細	31

Contents

1. Introduction	1
2. Description of Experimental System and Computational Model	2
3. Results of Calculation	9
3.1 Analyses Based on the Original Experimental Report	9
3.2 Analyses Based on the OECD/NEA International Benchmark Exercises	9
4. Conclusions	22
Acknowledgements	22
References	23
Appendix A Outline of MCNP	24
Appendix B An Example of Input Data for MCNP (Case No.4)	28
Appendix C Specifications of International Benchmark Exercises 13 and 14	31

1. はじめに

燃料ペレットと燃料溶液が混在する体系での臨界実験はいくつか行われた¹⁻³⁾が、低濃縮ウラン燃料に限定すると米国Battelle Pacific Northwest研究所で実施された一連の実験12件が報告されているのみである¹⁾。これは²³⁵U濃縮度4.3wt%二酸化ウラン燃料棒の三角格子配列が、可溶性ガドリニウムを含む同濃縮度の硝酸ウラニル水溶液中に部分的に没している体系である。このような燃料ペレットと燃料溶液が混在している体系では、中性子の共鳴吸収が燃料ペレットと燃料溶液の両方の領域で起きる。そのため、エネルギー多群近似で取り扱うのは難しいと考えられており、ダンコフ補正法や超多群衝突確率法を用いる方法の妥当性などが検討されてきた^{4,5)}。

本報告書ではこの実験体系を、実験レポート記載の実験データに基づいて、現時点で公開されている最新の連続エネルギーモンテカルロ法計算コードMCNP-4A⁶⁾と評価済み核データJENDL-3.1⁷⁾により解析した。その結果を、JACSコードシステム⁸⁾を用いて以前に行われた多群エネルギーモンテカルロ計算の解析結果⁴⁾と比較することにより、計算法・実験データの妥当性を調べる。さらに、得られた中性子増倍率の計算値が1より小さくなり、その主な原因が実験報告書に記された燃料溶液等の組成の不正確さにあると推定された。このため、燃料ペレット、燃料溶液、ステンレス鋼、ガドリニウムの組成データについて吟味し、より正確な値を採用したと思われるOECD/NEAの国際ベンチマーク問題に従って解析した。その結果も報告する。

2. 実験体系及び計算モデル

(1) 実験体系及び実験データ

解析の対象としたのは、米国Battelle Pacific Northwest研究所のR.C. Lloydらによって行われた臨界実験体系である¹⁾。4.3wt%²³⁵U濃縮二酸化ウラン燃料棒の三角格子配列が燃料溶液槽中に置かれ、ガドリニウムを含むウラン濃度196gU/lの硝酸ウラニル水溶液中に一部分漬かっている。燃料溶液槽は、より大きなタンク中に水没状態になっている。実験体系の概要を図2.1に示す。燃料棒は、理論密度の95%の二酸化ウランペレットがステンレス鋼の管に挿入されたものである。燃料棒の詳細を図2.2に示す。

燃料棒間隔を2.3cm、2.8cm、3.3cmの3通り、それぞれの燃料棒間隔に対してガドリニウムの濃度を4通りに変えることにより、計12件の実験が実施された。燃料溶液槽は燃料棒間隔ごとに取り替えた。臨界近接は硝酸ウラニル水溶液の高さを調節することによりなされた。実験体系を規定する主要なパラメタを表2.1に示す。

(2) 計算モデル及び計算条件

計算モデルを図2.3に、燃料棒のモデル図を図2.4に示す。図2.3中の記号Dは表2.1に示したベッセル内径、 H_c は臨界での溶液高さである。JACSコードシステムによる計算⁴⁾においては、溶液槽内部の領域を上部の真空部分を除き4領域に分割していた。すなわち、燃料棒配列体系と硝酸ウラニル水溶液が混在する均質化燃料領域、その外側の硝酸ウラニル水溶液で満たされた燃料溶液領域、燃料棒のむき出しになっている部分を燃料棒と真空の混合物として扱った領域、そのすぐ外側の真空領域である。しかしMCNPではこのような均質化を行う必要はない。図2.4に示すように、内側に燃料ペレット、その外側にボイド領域、さらにその外側にステンレス鋼の被覆管という形の燃料棒を指定することができる。燃料棒を与えられた条件通りに配列し、周りを燃料溶液または真空とすることによって、実験体系を忠実に再現することができる。MCNPの形状表示機能を用いてワークステーション上に表示したこの実験体系計算モデルの水平断面図の例を図2.5に示す。

計算には評価済み核データファイルJENDL-3.1⁷⁾と連続エネルギーモンテカルロ法計算コードMCNP-4A⁶⁾を用いた。付録AにMCNPの概要を記す。また、表2.2に全てのケースに共通な計算条件を示す。計算ヒストリ数を80万にとることにより、中性子増倍率の標準偏差を0.1% $\Delta k/k$ 以下にすることができるようにした。付録BにMCNPの計算に用いた入力データを例示する(表2.1ののケース番号4)。

表2.1 実験体系の各定数

ケース番号	ピッチ (mm)	燃料棒の本数	G d濃度 (g/ℓ)	臨界での溶液高さ H _c (mm)	ベッセル内径 D(mm)
1	22.86	451	0	373	557.5
2			0.124	552	
3			0.148	613	
4			0.184	744	
5	27.94	433	0	309	658.0
6			0.074	413	
7			0.099	481	
8			0.124	565	
9	33.02	421	0	333	761.6
10			0.025	388	
11			0.049	460	
12			0.074	577	
硝酸ウラニルの組成					
ウラン濃度			195.8±0.4g/ℓ		
比 重			1.254±0.004		
遊離硝酸モル濃度			1.52 ±0.02		

表2.2 MCNPの計算条件

項 目	パラメータ値
1世代当りの中性子数	4000
計算世代数	240
除外する世代数	40
初期中性子分布	点線源 (150点)

DESCRIPTION OF EXPERIMENTAL VESSELS

END THICKNESS (TOP AND BOTTOM) (mm)	9.5
EXPERIMENTAL VESSEL WALL THICKNESS (mm)	0.79
EXPERIMENTAL VESSEL HEIGHT (mm) (outside)	1067
WATER REFLECTOR o.d. (mm)	1016

DELAYED CRITICAL CONFIGURATION

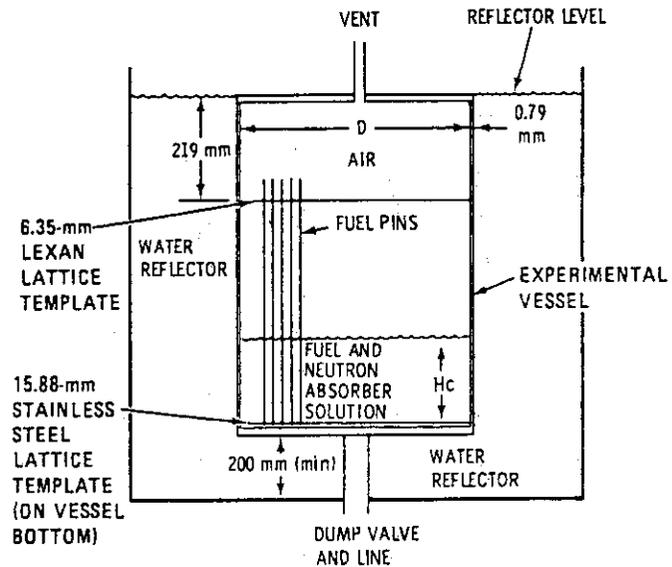
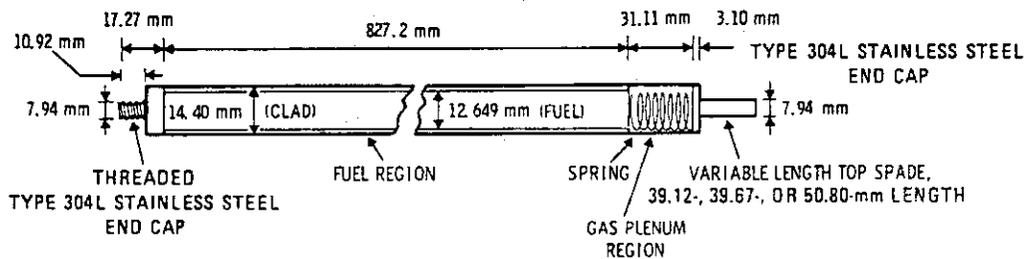


図2.1 実験体系の概要図



FUEL TUBE CANNED LENGTH ^a	(34.421 in.)	874.29 mm
FUEL ROD CORE LENGTH ^b	(32.57 in.)	827.2 mm
FUEL PELLET LENGTH	(0.61 in. ± 0.01)	15.49 mm
CLAD o.d.	(0.567 in.)	14.40 mm
CLAD THICKNESS (TYPE 304L STAINLESS STEEL)	(0.032 in.)	0.813 mm
FUEL COLUMN DIAMETER	(0.498 in. ± 0.001)	12.649 mm
UO ₂ PELLET DENSITY (% THEORETICAL)	94.9 ± 0.6	
UO ₂ STACK DENSITY (% THEORETICAL)	94.6 ± 0.4	
²³⁵ U ENRICHMENT OF FUEL, wt%	4.31	
URANIUM IN FUEL ROD	951 g	

^aMEASURED FROM BOTTOM OF END SPADE TO BOTTOM OF TOP SPADE.

^bAVERAGE OF 20 MEASUREMENTS.

図2.2 燃料棒の詳細図

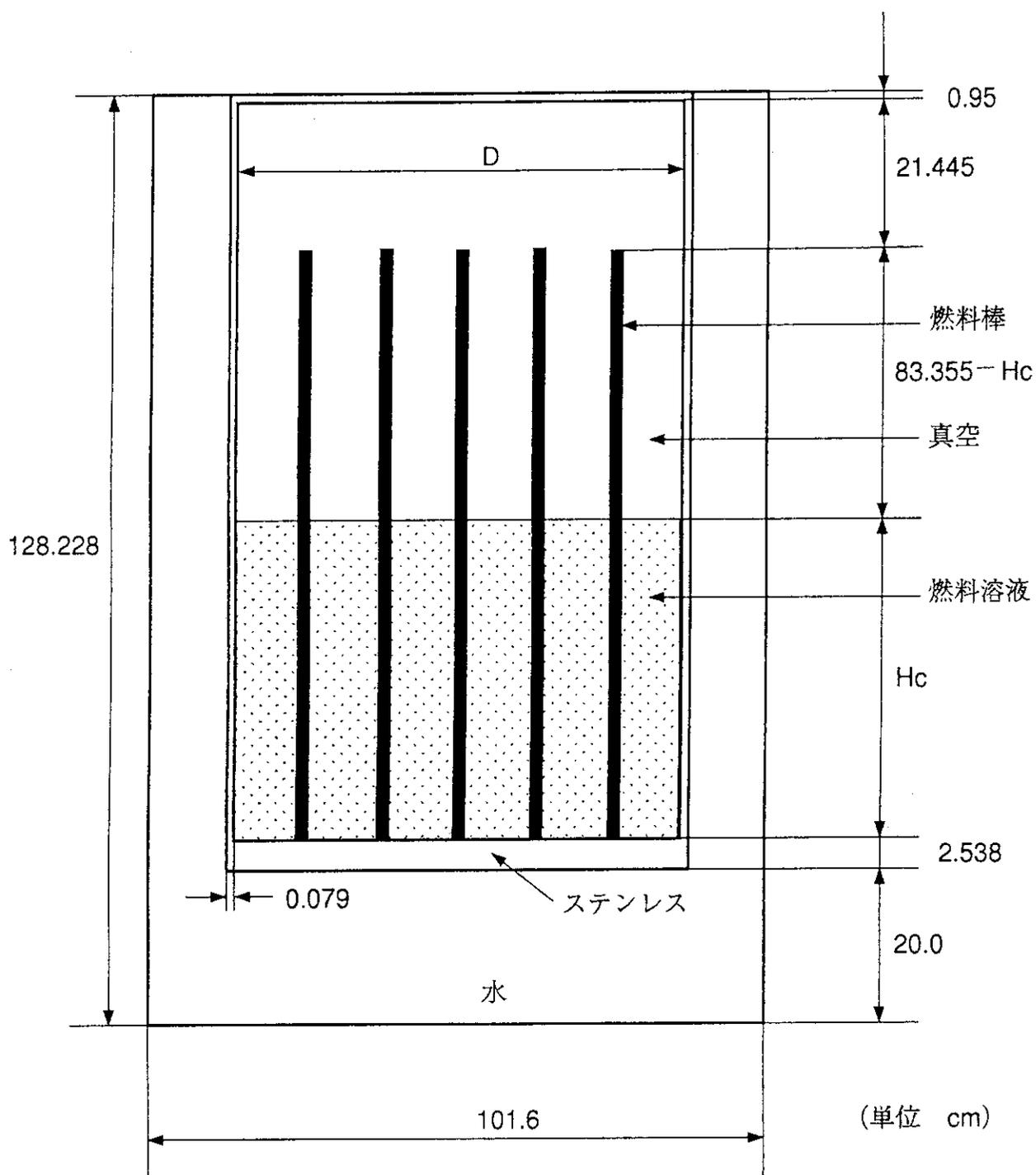
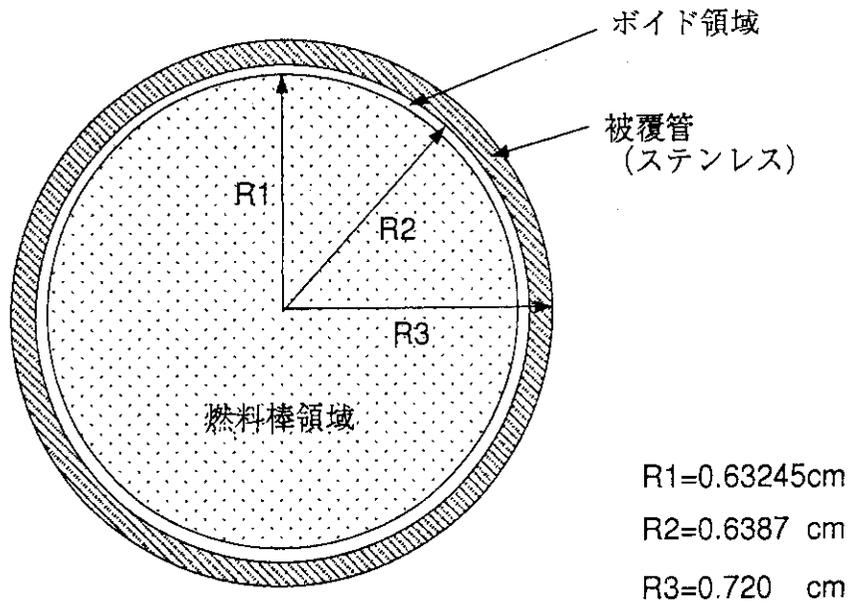


図2.3 計算モデル

(ベッセル内径D及び溶液高さHcは表2.1に示す)



AA' 断面図

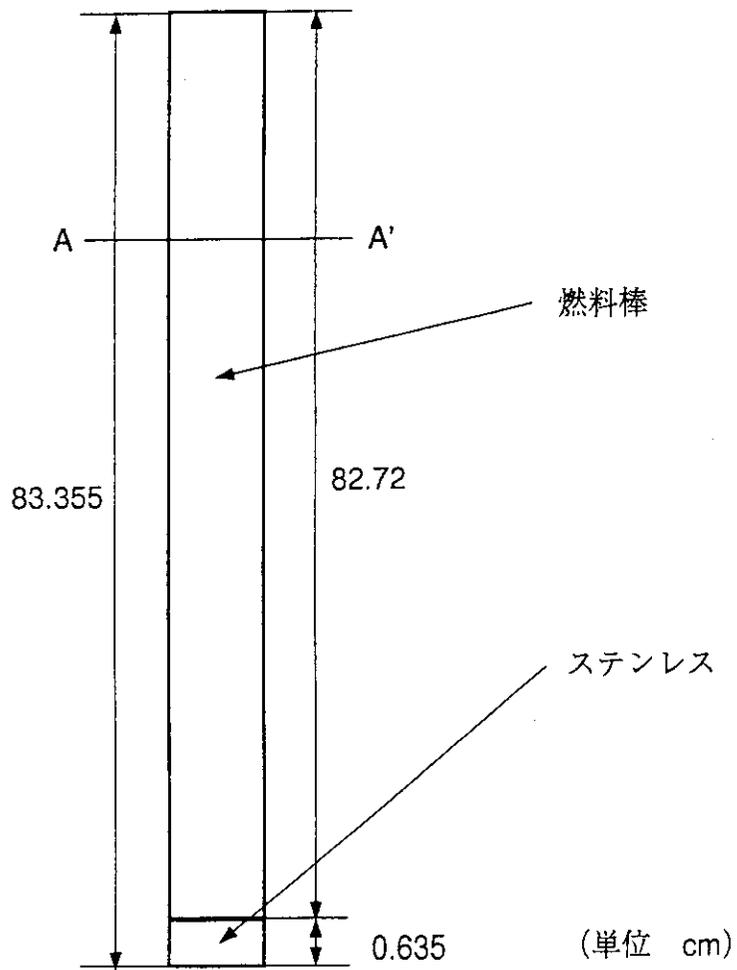


図2.4 燃料棒モデル図

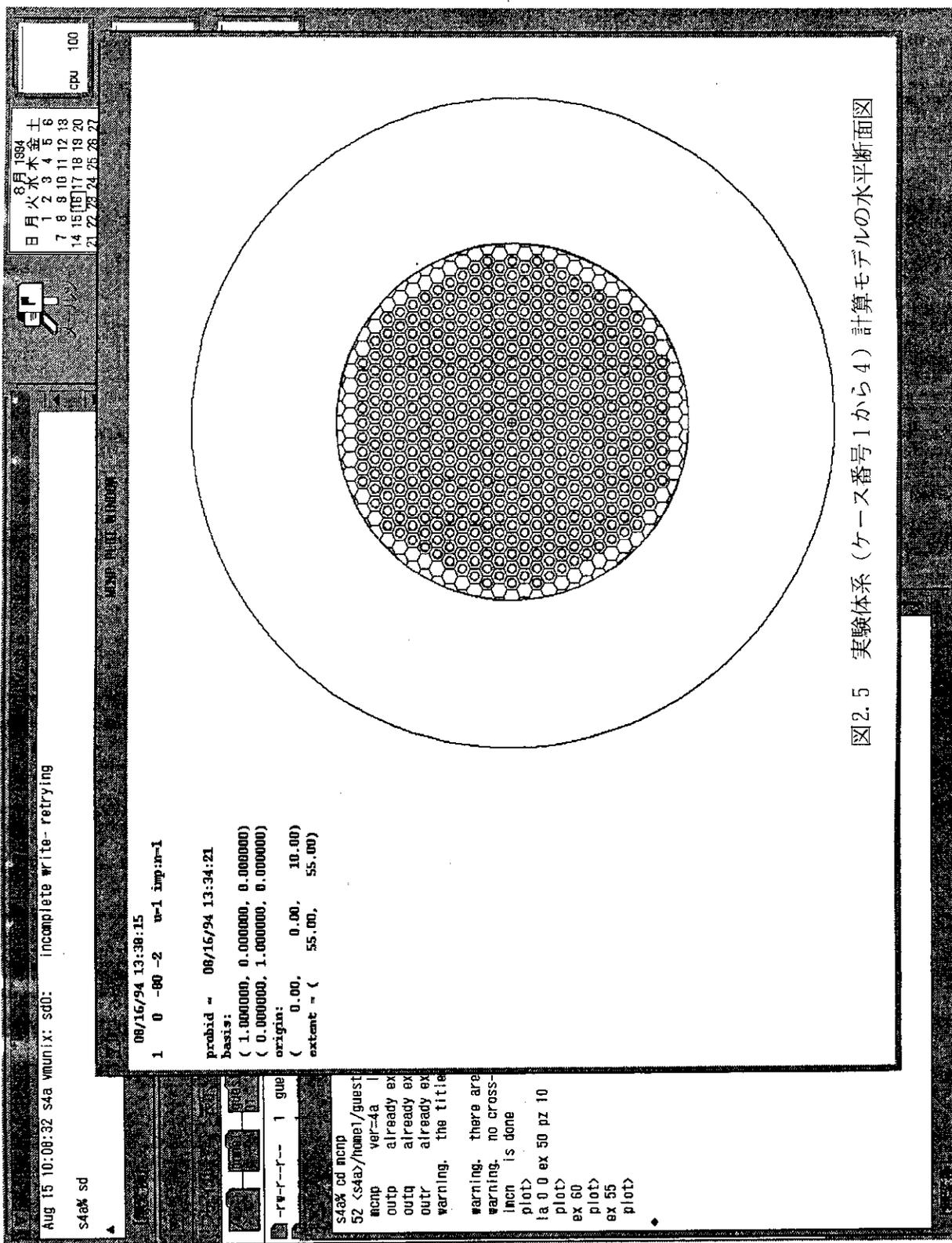


図2.5 実験体系(ケース番号1から4)計算モデルの水平断面図

3. 計算結果

3.1 実験報告書に基づく解析

実験報告書に記載されている燃料組成データをもとに、「臨界安全ハンドブック」¹⁰⁾に従い各核種の原子個数密度を算出した。結果を表3.1に示す。

MCNP-4Aにより計算した中性子増倍率の値を表3.2に示す。この表には文献4)で報告されたJACSコードシステムを用いた計算結果も併記してある。計12件の体系における中性子増倍率の平均値は0.955であった。これは文献4)に記載されているJACSコードシステムを用いて求めた中性子増倍率の平均値0.951に比べて0.4% Δk だけ大きいものの、ほとんど差がないといえる。2.286、2.794、3.302cmという3種類の燃料棒ピッチで計算しているが、ピッチの間隔が狭い方が中性子増倍率の計算値が低い傾向があり、これもJACSによる計算結果と同様である。また、ガドリニウムの濃度が高いほど中性子増倍率が高い。

3.2 OECD/NEA国際ベンチマーク問題の解析

経済協力開発機構・原子力機関(OECD/NEA)の炉物理委員会(CRP)の下に設けられた臨界計算ワーキンググループでは、各国の臨界計算コードシステムの比較・検証を行ってきた。1985年からの約5年間には、核分裂性物質が固体・液体の二つの状態で混在している体系を対象に行われた。参考文献1)に記した実験のうち2例が、問題13及び14として設定された⁹⁾。

付録Cにはこれらの問題の詳細を記す。そのTABLE 1に記された格子間隔及び臨界液位等から、問題13及び14がそれぞれ表2.1のケース番号4及び8に対応していることが分る。OECD/NEAの問題では、種々の化学データとの比較から実験報告書に記載されている遊離硝酸を無視しており、硝酸ウラニル水溶液及び二酸化ウラン燃料棒の個数密度が付録CのTABLE 3及びTABLE 4のように与えている。従って、本報告書においてもこれらと同一の原子個数密度を採用して解析を行った。その結果を表3.3に示す。平均中性子増倍率は0.977であり、3.1節の結果に対して約2.2% Δk 増加した。中性子増倍率の計算値はガドリニウムの濃度が0であるケース1、5、9が飛

び抜けて高く、ガドリニウムの濃度が上がるにしたがって計算値が低くなっていくという3.1節の結果とは逆の傾向が見られる。

さらにOECD/NEAの問題では、ステンレス鋼の組成及びガドリニウムの個数密度を付録CのTABLE 5及びTABLE 3のように設定している。これらの値を順に採用して解析した結果を表3.4及び表3.5に示す。表3.4をみるとステンレス鋼の組成を変えたことにより、中性子増倍率計算値の平均が0.983となり0.6% Δk 増加したことが分る。ガドリニウムの濃度が0であるケース1、5、9で中性子増倍率の計算値が高く、濃度が上がるに従ってこの値が低くなっていくという上に述べたのと同様の傾向が見られる。また表3.5をみると、ガドリニウムの個数密度を変えたことにより、中性子増倍率の計算値の平均は0.986となりさらに0.3% Δk 増加している。この場合にガドリニウムの濃度及び燃料棒の間隔に依存した特定の傾向は見いだせず、中性子増倍率の計算値はほぼ一定である。このような結果を反映して、中性子増倍率計算値のばらつきも小さく、標準偏差は表3.5に示すように0.002となった。今回行った計算結果をまとめて図3.1に示す。この図で、CASE1は原子個数密度を「臨界安全ハンドブック」を参考に実験報告書に従って求めたもの、CASE2はOECD/NEAに従い遊離硝酸を無視したもの、CASE3はステンレス鋼の組成として付録CのTABLE 5の値を採用したもの、CASE4はさらにガドリニウムの組成として付録CのTABLE 3の値を採用したものである。

表3.6にはステンレス鋼SUS304Lの原子個数密度を比較した。OECD/NEAの国際ベンチマーク問題で指定された組成は、鉄、クロム、ニッケルの3元素に限定している。臨界安全ハンドブックに準拠して求めたものに比較して鉄の量が多く、ニッケルが少なくなっている。クロムの量は殆ど変わらない。他の元素は無視している。表3.6には各構成元素の中性子吸収断面積（中性子速度2,200m/s値、即ち中性子エネルギー0.0253eV値）及び共鳴積分の値を「臨界安全ハンドブック」¹⁰⁾から引用して示した。国際ベンチマークでは無視したマンガンの吸収断面積が他の元素の吸収断面積に比して特に大きい。このマンガンの含有を無視したことが、CASE2に比べCASE3での中性子増倍率が0.6% Δk 増加したことの主な原因であると考えられる。なお参考までに、JENDL-3.1におけるマンガン、ニッケル、鉄の中性子断面積を図3.2から図3.4に示す。

また、ガドリニウムに関しては、上記のCASE4を除いて天然のガドリニウム組成で

計算している。これに対して、国際ベンチマーク問題で考慮している同位体元素核種は付録CのTABLE 3にあるように ^{155}Gd 及び ^{157}Gd のみであった。表3.7に示したように、天然ガドリニウム同位体元素核種の存在比は ^{155}Gd から ^{160}Gd までほぼ同じ割合で存在する。 ^{155}Gd 及び ^{157}Gd 以外の同位体核種の影響も多少はあるものと思われる。

表3.1 実験レポートに基づく解析に使用した原子個数密度(atom/barn/cm)

物質		燃料	硝酸	SUS	水
核種	原子量	ペレット	ウラニル 水溶液	304L	
²³⁸ U	238.0508	2.2395E-02	4.7377E-04		
²³⁶ U	236.0456	5.1947E-06	1.0990E-07		
²³⁵ U	235.0439	1.0211E-03	2.1601E-05		
²³⁴ U	234.0409	5.2391E-06	1.1084E-07		
O	15.9997	4.6852E-02	3.4590E-02		3.3360E-02
N	14.0062		1.9065E-03		
H	1.0079		5.6674E-02		6.6720E-02
C	12.0111			1.1928E-04	
Si	28.0855			1.7003E-03	
Mn	54.9380			1.7385E-03	
S	32.0633			4.4682E-05	
Ni	58.7052			8.9482E-03	
Cr	51.9959			1.7450E-02	
Fe	55.8689			5.7180E-02	
備考		燃料濃縮度 :4.31wt% UO ₂ 密度 :10.5g/cm ³ ペレット直径 :1.2649cm	密度 :1.254g/cm ³ ウラン濃度 :195.8g/ℓ 遊離硝酸 :1.52N 水重量 :0.834g/cm ³	比重 :7.93g/cm ³	比重 :0.998g/cm ³

Gdの原子個数密度(atom/barn/cm)

核種	原子量	濃度(g/ℓ)	原子個数密度	濃度(g/ℓ)	原子個数密度
Gd	157.2510	0.000	0.0000E+00	0.099	3.7913E-07
		0.025	9.5739E-08	0.124	4.7487E-07
		0.049	1.8765E-07	0.148	5.6678E-07
		0.074	2.8339E-07	0.184	7.0464E-07

表3.2 ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験の報告書に従いMCNP-4Aを用いて解析した中性子増倍率の計算結果*1とJACSコードシステムによる計算結果*2との比較

ケース 番号	燃料棒 本数	ピッチ (cm)	Gd濃度 (gGd/l)	臨界水位 (cm)	中性子増倍率の計算値	
					MCNP-4A	JACS
1	451	2.286	0.0	37.3	0.950	0.947
2			0.124	55.2	0.950	0.944
3			0.148	61.2	0.950	0.952
4			0.184	74.4	0.950	0.950
5	443	2.794	0.0	30.9	0.951	0.947
6			0.074	41.3	0.950	0.939
7			0.099	48.1	0.956	0.954
8			0.124	56.5	0.956	0.948
9	421	3.302	0.0	33.3	0.962	0.958
10			0.025	38.8	0.961	0.955
11			0.049	46.0	0.962	0.959
12			0.074	57.7	0.963	0.959
平均値					0.955	0.951
標準偏差					0.0056	0.0063

*1 中性子増倍率の各計算値の標準偏差は0.0008程度

*2 中性子増倍率の各計算値の標準偏差は0.003から0.004の程度

表3.3 ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験をMCNP-4Aを用いて解析した中性子増倍率の計算結果*1 (遊離硝酸を無視した場合と実験報告書に従い1.52N/lの遊離硝酸があるとした場合の比較)

ケース 番号	燃料棒 本数	ピッチ (cm)	Gd濃度 (gGd/ℓ)	臨界水位 (cm)	遊離硝酸	
					無視	1.52N/ℓ
1	451	2.286	0.0	37.3	0.981	0.950
2			0.124	55.2	0.975	0.950
3			0.148	61.2	0.975	0.950
4			0.184	74.4	0.974	0.950
5	443	2.794	0.0	30.9	0.979	0.951
6			0.074	41.3	0.972	0.950
7			0.099	48.1	0.973	0.956
8			0.124	56.5	0.974	0.956
9	421	3.302	0.0	33.3	0.984	0.962
10			0.025	38.8	0.981	0.961
11			0.049	46.0	0.980	0.962
12			0.074	57.7	0.978	0.963
平均値					0.977	0.955
標準偏差					0.0038	0.0056

*1 中性子増倍率の各計算値の標準偏差は0.0008程度

表3.4 ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験をMCNP-4Aを用いて解析した中性子増倍率の計算結果*1 (ステンレス鋼の組成を付録CのTABLE 5にした場合と表3.1にした場合の比較)

ケース 番号	燃料棒 本数	ピッチ (cm)	Gd濃度 (gGd/ℓ)	臨界水位 (cm)	ステンレス鋼の組成	
					TABLE 5	表3.1
1	451	2.286	0.0	37.3	0.986	0.981
2			0.124	55.2	0.982	0.975
3			0.148	61.2	0.983	0.975
4			0.184	74.4	0.981	0.974
5	443	2.794	0.0	30.9	0.985	0.979
6			0.074	41.3	0.980	0.972
7			0.099	48.1	0.978	0.973
8			0.124	56.5	0.980	0.974
9	421	3.302	0.0	33.3	0.988	0.984
10			0.025	38.8	0.987	0.981
11			0.049	46.0	0.985	0.980
12			0.074	57.7	0.983	0.978
平均値					0.983	0.977
標準偏差					0.0031	0.0038

*1 中性子増倍率の各計算値の標準偏差は0.0008程度

表3.5 ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験をMCNP-4Aを用いて解析した中性子増倍率の計算結果*1 (ガドリニウムの個数密度を付録CのTABLE 3にした場合と表3.1にした場合の比較)

ケース 番号	燃料棒 本数	ピッチ (cm)	Gd濃度 (gGd/ℓ)	臨界水位 (cm)	ガドリニウムの個数密度	
					TABLE 3	表3.1
1	451	2.286	0.0	37.3	0.986	0.986
2			0.124	55.2	0.986	0.982
3			0.148	61.2	0.986	0.983
4			0.184	74.4	0.985	0.981
5	443	2.794	0.0	30.9	0.985	0.985
6			0.074	41.3	0.982	0.980
7			0.099	48.1	0.985	0.978
8			0.124	56.5	0.984	0.980
9	421	3.302	0.0	33.3	0.988	0.988
10			0.025	38.8	0.989	0.987
11			0.049	46.0	0.987	0.985
12			0.074	57.7	0.989	0.983
平均値					0.986	0.983
標準偏差					0.0020	0.0031

*1 中性子増倍率の各計算値の標準偏差は0.0008程度

表3.6 臨界実験解析に用いたステンレス鋼SUS304Lの原子個数密度の比較と各元素の中性子吸収断面積及び実効共鳴積分¹⁰⁾

元素	原子個数密度[atom/barn/cm]		中性子吸収 断 面 積 (2,200m/s値) [barn]	実効共鳴積分 R I。 [barn]
	臨界安全ハン ドブック準拠 (表3.1)	国際ベンチ マーク問題 (TABLE 5)		
C	1.1928×10^{-4}	-----	3.4057×10^{-3}	1.5059×10^{-3}
Si	1.7003×10^{-3}	-----	1.6117×10^{-1}	8.2298×10^{-2}
Mn	1.7385×10^{-3}	-----	$1.3608 \times 10^{+1}$	$1.5373 \times 10^{+1}$
S	4.4682×10^{-5}	-----	-----	-----
Ni	8.9482×10^{-3}	6.50935×10^{-3}	4.6525	2.2542
Cr	1.7450×10^{-2}	1.65344×10^{-2}	3.1649	1.6740
Fe	5.7180×10^{-2}	6.32875×10^{-2}	2.6069	1.4197

表3.7 天然ガドリニウムの同位体元素存在比
(「臨界安全ハンドブック」¹⁰⁾による)

同位体元素名	原子量	存在比[個数%]
¹⁵² Gd	151.9198	0.20
¹⁵⁴ Gd	153.9209	2.1
¹⁵⁵ Gd	154.9226	14.8
¹⁵⁶ Gd	155.9221	20.6
¹⁵⁷ Gd	156.9240	15.7
¹⁵⁸ Gd	157.9241	24.8
¹⁶⁰ Gd	159.9271	21.8
Gd	157.2510	

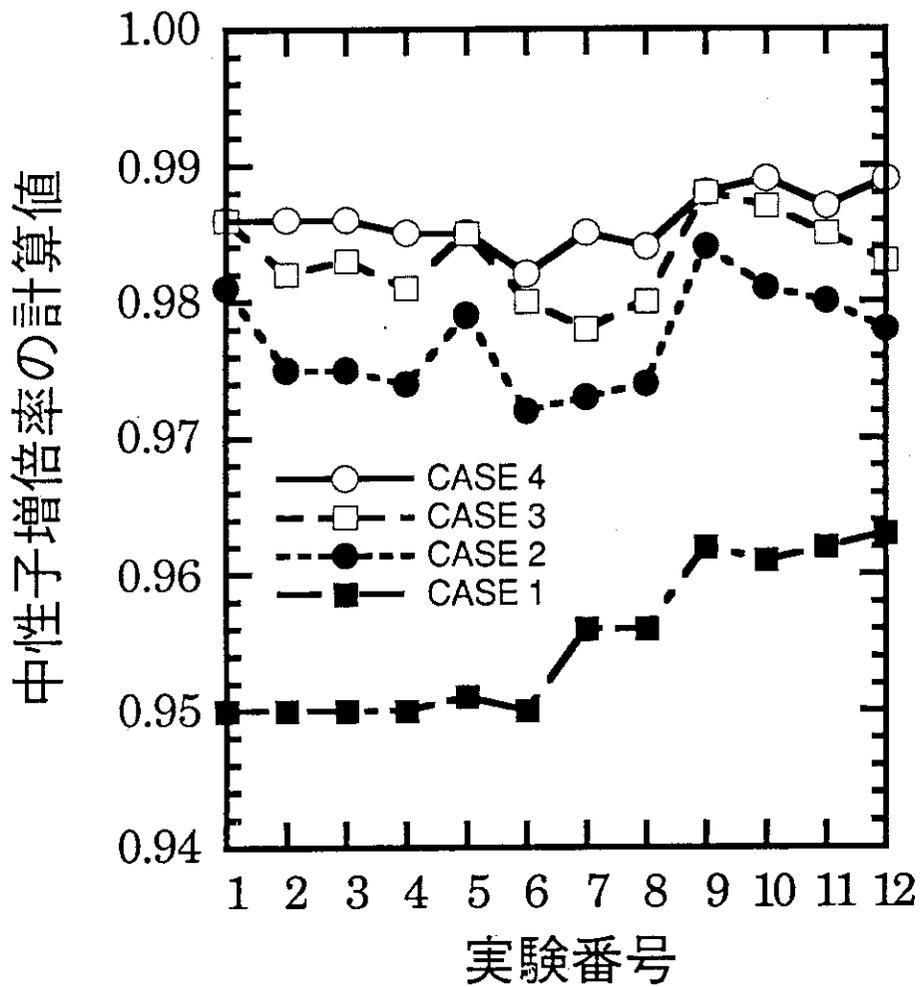


図3.1 中性子増倍率の計算結果のまとめ
CASE 1 は原子個数密度を「臨界安全ハンドブック」を参考に実験報告書に従って求めたもの、CASE 2 はOECD/NEAに従い遊離硝酸を無視したもの、CASE 3 はステンレス鋼の組成として付録CのTABLE 5の値を採用したもの、CASE 4 はさらにガドリニウムの組成として付録CのTABLE 3の値を採用したものである。

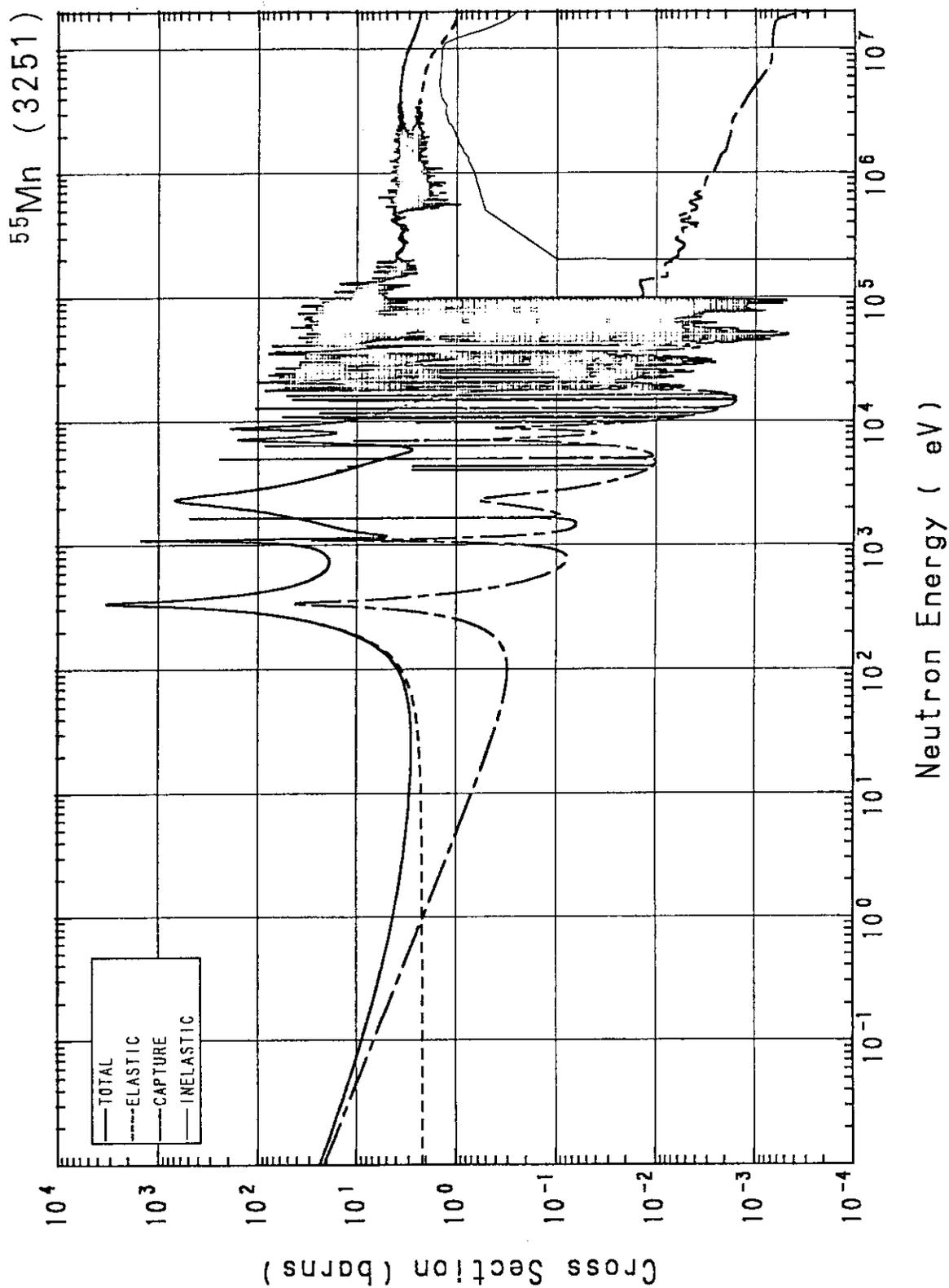


図3.2 マンガンに対する中性子の断面積 (JENDL-3.1 準拠) (1)

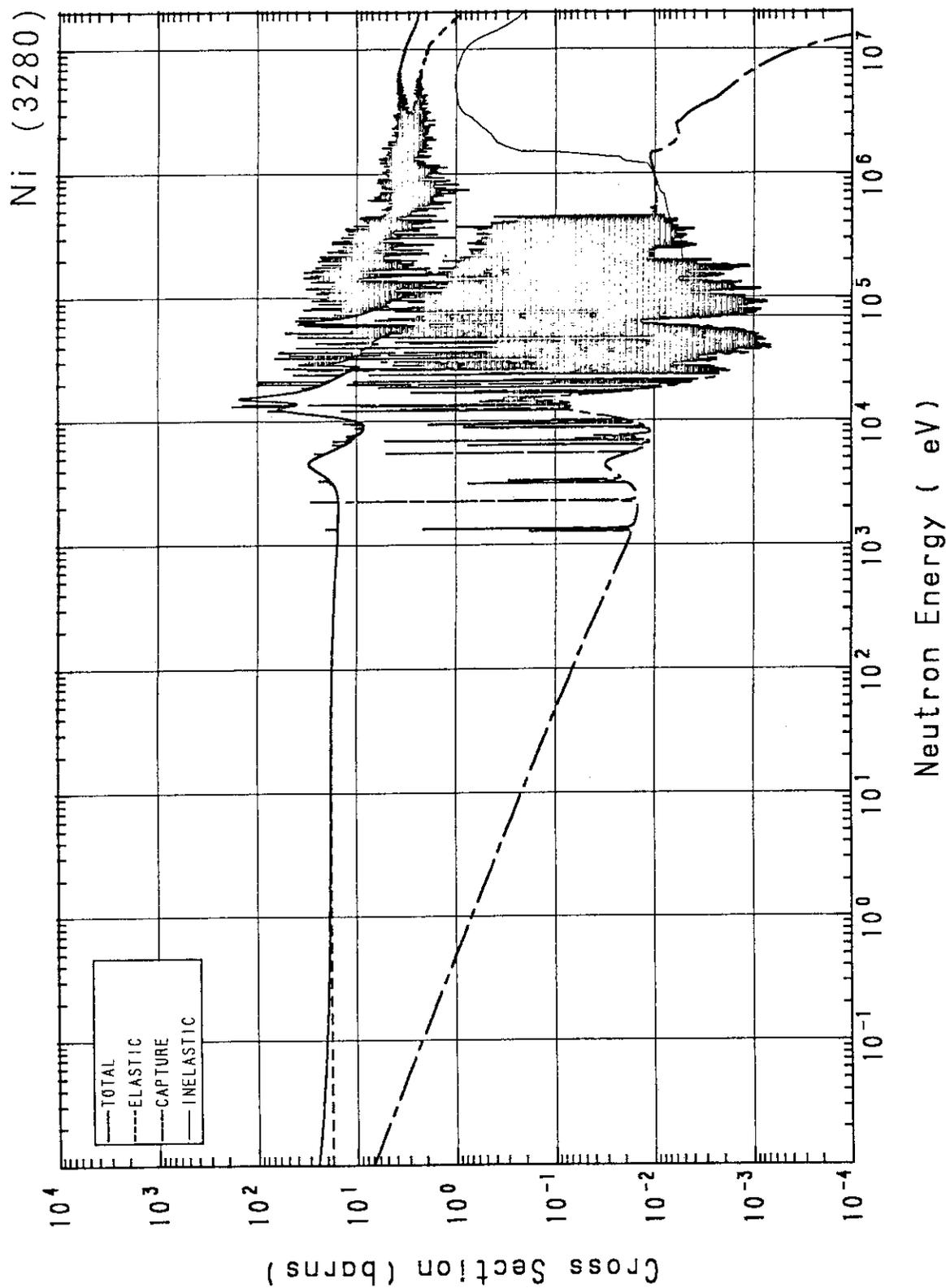


図3.3 ニッケルに対する中性子の断面積 (JENDL-3.1 準拠) (1)

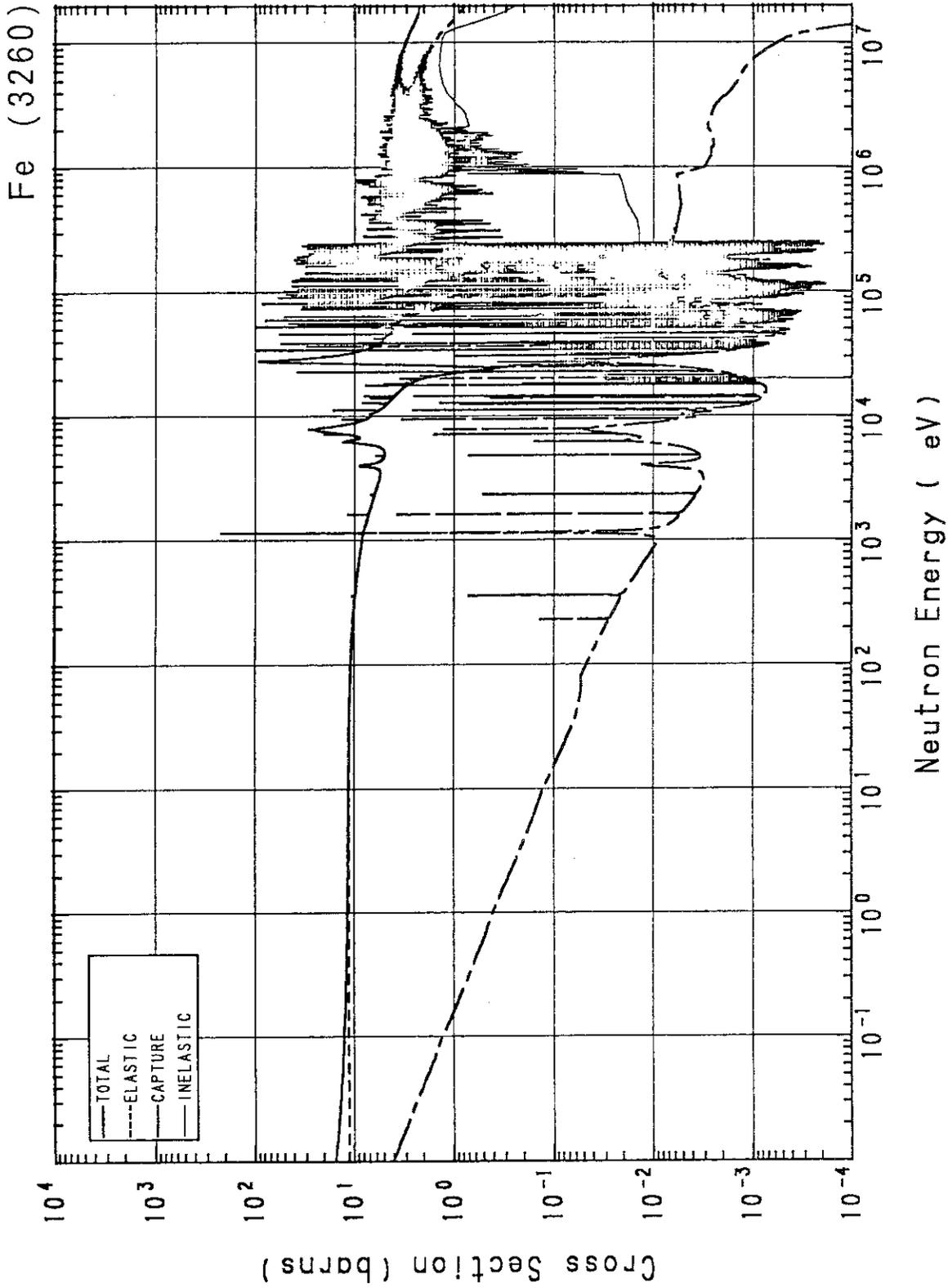


図3.4 鉄に対する中性子の断面積 (JENDL-3.1準拠)¹⁾

4. 結 論

4.3wt%²³⁵U濃縮二酸化ウラン燃料棒配列の一部が同濃縮度の硝酸ウラニル水溶液中に没している臨界実験体系を連続エネルギーモンテカルロ計算コードMCNP-4Aと評価済み核データライブラリJENDL-3.1の組合せを用いて解析した。全12件の中性子増倍率計算値の平均は0.955となり、参考文献4)に記載されているJACSコードシステムによる解析結果の平均値0.951とほとんど変わらなかった。この事実は、計算法よりも実験データの妥当性に疑問を抱かせる結果となった。

この一連の実験体系の中から2例をOECD/NEAでは国際ベンチマーク問題に設定している。溶液密度とウラン濃度として実験報告書記載値を採用すると、種々の化学データから遊離硝酸は1.52Mol/lという値を採りえないことから、この遊離硝酸濃度を0とおくという処方があるところでは採られている。同様の処方を他の10件の実験データについても施して解析したところ、中性子増倍率計算値の平均は0.977となり2.2%Δk増加した。さらにステンレス鋼及びガドリニウムの組成を国際ベンチマーク問題に従った結果、中性子増倍率の平均は0.9%Δk増加し、0.986となった。

謝 辞

本報告書は、小林が平成6年度の夏期実習生として日本原子力研究所に滞在中に行った計算に基づくものです。MCNPの入力データの作成に適切な御助言を賜りました増川史洋氏、坂本浩紀氏、ワークステーションの利用方法について御教え頂いた高野誠氏をはじめ、燃料サイクル安全評価研究室の皆様に深く感謝いたします。また、本報告書について有益なご意見を頂戴しました同研究室の野村靖室長に感謝いたします。

なお、最後になりましたが、日本原子力研究所への夏期実習生応募及び同受け入れにご尽力頂きました豊橋技術科学大学エネルギー工学科の三田地紘史教授及び日本原子力研究所燃料サイクル安全工学部内藤倣孝次長に感謝いたします。

4. 結 論

4.3wt%²³⁵U濃縮二酸化ウラン燃料棒配列の一部が同濃縮度の硝酸ウラニル水溶液中に没している臨界実験体系を連続エネルギーモンテカルロ計算コードMCNP-4Aと評価済み核データライブラリJENDL-3.1の組合せを用いて解析した。全12件の中性子増倍率計算値の平均は0.955となり、参考文献4)に記載されているJACSコードシステムによる解析結果の平均値0.951とほとんど変わらなかった。この事実は、計算法よりも実験データの妥当性に疑問を抱かせる結果となった。

この一連の実験体系の中から2例をOECD/NEAでは国際ベンチマーク問題に設定している。溶液密度とウラン濃度として実験報告書記載値を採用すると、種々の化学データから遊離硝酸は1.52Mol/lという値を採りえないことから、この遊離硝酸濃度を0とおくという処方がある。同様の処方を他の10件の実験データについても施して解析したところ、中性子増倍率計算値の平均は0.977となり2.2%Δk増加した。さらにステンレス鋼及びガドリニウムの組成を国際ベンチマーク問題に従った結果、中性子増倍率の平均は0.9%Δk増加し、0.986となった。

謝 辞

本報告書は、小林が平成6年度の夏期実習生として日本原子力研究所に滞在中に行った計算に基づくものです。MCNPの入力データの作成に適切な御助言を賜りました増川史洋氏、坂本浩紀氏、ワークステーションの利用方法について御教え頂いた高野誠氏をはじめ、燃料サイクル安全評価研究室の皆様に深く感謝いたします。また、本報告書について有益なご意見を頂戴しました同研究室の野村靖室長に感謝いたします。

なお、最後になりましたが、日本原子力研究所への夏期実習生応募及び同受け入れにご尽力頂きました豊橋技術科学大学エネルギー工学科の三田地紘史教授及び日本原子力研究所燃料サイクル安全工学部内藤倣孝次長に感謝いたします。

参 考 文 献

- 1) R.C. Lloyd, S.R. Bierman, E.D. Clayton and B.M. Durst, "Criticality of 4.3wt% Uranium-235 Enriched UO_2 Rods in Uranyl Nitrate Solution Containing Gadolinium", Nucl.Sci.Eng., 78, 121(1981).
- 2) R.C. Lloyd and E.D. Clayton, "Summary of Criticality Data Obtained at Battelle Pacific Northwest Laboratories on Fixed and Soluble Poisons in U+Pu Nitrate Solutions," BNWL-B-482(UC-46)(1976).
- 3) G.R. Smolen, R.C. Lloyd and T. Matsumoto, "Criticality Data and Validation Studies of Mixed Oxide Fuel Pin Arrays in Pu+U+Gd Nitrate," Nucl. Technol., 107, 340 (1994).
- 4) 奥野浩・野村靖、「ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験に対する J A C S コードシステムの検証計算」、JAERI-Data/Code94-014(1994).
- 5) 内藤倣孝・奥野浩・奥田泰久、「超多群一次元輸送計算による実効断面積作成モジュール R A B T H の使用手引書」、JAERI-M93-180 (1993).
- 6) J. Briersmeister (ed.), "MCNP--A General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4A," LA-12625 (1993).
- 7) K. Shibata et al., "JENDL-3: Japanese Evaluated Nuclear Cross Section Library, Version-3," JAERI-1319(1990).
- 8) J. Katakura, Y. Naito and Y. Komuro, "Development of the Computer Code System JACS for Criticality Safety", Trans. Am. Nucl. Soc., 41, 329 (1982).
- 9) G.E. Whitesides(ed.), "Standard Problem Exercises on Criticality Codes for Dissolving Fissile Oxides in Acids," ORNL, NEACRP-L-306(1990).
- 10) 科学技術庁原子力局核燃料規制課編、「臨界安全ハンドブック」、にっかん書房 (1988).
- 11) T. Nakagawa, T. Asami and T. Yoshida (ed.), "Curves and Tables of Neutron Cross Sections - Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 -", JAERI-M90-099 (1990).

付録A MCNPの概要

MCNP (General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport) は、Los Alamos National Laboratory (LANL) の Applied Theoretical Physics Division (X Division) の Monte Carlo Group、現在の Radiation Transport Group (Group X-6) により開発された。Group X-6 は MCNP を改良し (2~3 年毎に新しいバージョンを公開している)、Los Alamos や他の研究所で MCNP の保守を行い、MCNP ユーザーのための支援と相談に応じている。MCNP はテネシー州のオークリッジにある Radiation Shielding Information Center (RSIC) やフランスのパリにある OECD/NEA Data Bank を通じてユーザーに配布されている。

A. 1. MCNP の歴史

MCNP はモンテカルロ法による計算コードであるが、このモンテカルロ法とは乱数を取り扱う計算法の総称である。この呼称は賭博で有名な地名 "モンテカルロ" から由来している。モンテカルロ法に関する初期の頃 (1945 年頃) の文献は、von Neumann と Ulam の考えにしたがって、決定論的な数学の問題を無作為抽出法を用いて解く方法が多かった。第二次世界大戦末期になると、Von Neumann や Ulam は米国 Los Alamos で、核分裂にともなう中性子のランダムな拡散現象を電子計算機で模擬して調べている。

放射線輸送研究の道具としてのモンテカルロ法の出現は、第二次世界大戦中に Los Alamos でなされた研究からである。1950 年代初期には、Ulam らがモンテカルロ法による輸送方法を調べ輸送問題を解くという研究を行った。Los Alamos ではその後の短期間に、一般幾何形状の取り扱いを組み込んだモンテカルロ中性子輸送コード MCS を作成した。1965 年にはいくつかのより優れた機能を追加したモンテカルロ中性子コード MCN が作られた。これらの機能は幾何形状取り扱いの改良と拡張、標準断面積ライブラリーの準備、標準分散低減技法の内包、汎用線源の内包、自由気体モデルによる中性子の熱化の取り扱い、汎用 tallies (勘定) と出力などである。その後光子コード MCG と MCP がモンテカルロコードの Los Alamos ファミリーに加えられた。

両者は光子輸送を扱い、MCGは高エネルギーの光子またはガンマ線を、MCPは1keVまで下がるエネルギーの光子を取り扱う。MCNとMCGは、1973年にMCNPの前作であるMCNGを形成するために融合された。光子生成断面積は、ガンマ線が中性子相互作用により生成されるのを可能とするために追加された。

MCNPは上述の作業の全てと、数学、物理及びユーザー向けの機能を多く追加したコードの集大成である。MCNPの最初のバージョンは、1977年4月に公開された。それ以来バージョン1A、1B、2、2A、2B、2C、2D、3、3A、3B、4と今回使用した4Aの12の改訂版が存在する。MCNP-4Aは1993年に公開された。統計解析の向上、数台のワークステーションでの並行計算、新しい光子ライブラリーのENDF/B-VI、カラーのX-Windowsグラフィック、直接メモリー配分、臨界出力の拡張、SABRINAによる粒子トラックのプロット、繰り返し構造のtalliesの改善などの特徴がある。

A. 2. MCNPによる臨界計算

(1) プログラムの流れ

臨界は中性子輸送方程式の固有関数である k_{eff} により特性づけられる。初等原子炉理論における k_{eff} は、核分裂過程により連続的に生成される中性子数と捕獲などにより失われる中性子数の間の比と考えられる。臨界系では $k_{eff}=1$ 、未臨界系では $k_{eff}<1$ 、超臨界系では $k_{eff}>1$ である。

k_{eff} の計算は、核分裂中性子毎の1世代中に生成される核分裂中性子の平均数を評価することからなる。1世代とは、核分裂により生まれてから漏洩、寄生的捕獲、核分裂を導く吸収により死ぬまでの中性子の一生である。 $(n, 2n)$ や $(n, 3n)$ のような過程は、1世代のうちと考え、終了とは扱わない。核分裂中性子は各世代で殺されて次の世代への線源を供給するので、唯一の歴史が世代から世代へと継続できる。

k_{eff} の計算が粒子の連続する世代の実行を含むために、臨界計算はその他のMCNP問題とは異なるプログラムの流れを持ち、特別な臨界線源(KCODE)を必要とする。

I. 開始段階

最初にユーザーは、入力ファイルのKCODEカードに以下の情報を供給する。

- (a) サイクル当りの線源ヒストリーの公称の数
- (b) k_{eff} の初期推測
- (c) tally累積をする前に行うサイクル数
- (d) 問題中のサイクルの総数
- (e) 線源の初期空間分布
- (f) tallyの規格化に関するフラッグ

II. 輸送段階

各サイクルでM個の線源点から、線源粒子が等方に輸送を開始される。最初のサイクルでは、これらのM個の点は初期線源である。引き続くサイクルでは、これらの点は前のサイクルの衝突位置を表したものである。線源粒子は、核分裂がアナログまたはimplicitのどちらかによる捕獲として取り扱われるのを除いて、標準的な酔歩過程によりMCNP幾何形状中を輸送される。更に各衝突点で下記の事項がなされる。

- (a) 吸収評価によるremoval lifetimeが累積される
- (b) もし核分裂が可能ならば、 k_{eff} 評価が累積される
- (c) もし核分裂が可能ならば、n個の核分裂位置が次のサイクルでの線源点として使用するために収納される ($M = \sum n$ である)
- (d) 衝突核種と反応はステップ a、b、c の後で抽出される

III. サイクルの終了

各サイクルの終わりに新しい組のM個の線源点、そのサイクルの核分裂から書き出される (Mの数はサイクル毎に変化する)。連続するサイクルは、その問題にユーザーが記述した全サイクルが成し遂げられるまで実行される。

(2) 臨界計算におけるMCNPの特徴

臨界解析において、MCNPによる計算は2点で有利と考えられる。一つは幾何形状モデルで、もう一つは断面積データの取り扱いである。MCNPでは多種多様の幾何形状を備え、かつ、これらの幾何形状の組合せを用いて複雑な形状を模擬することができる。また、MCNPでは体系内での中性子のふるまいを個々の粒子で単独に追跡するので、断面積データは核反応が起こる確率として用いられ、確率論的に言って非常に正確なものとして使用することができる。したがって、中性子エネルギーおよび核反応は、個々の原子核に対応した断面積データの数値として使用することができる。MCNPでは中性子のエネルギーを連続的に扱っており、精度良い断面積データがあらゆる物質に対して用いることができる点で非常に優れている。

MCNPは疑似乱数によるサンプリング手法を利用した統計計算であるため、統計誤差範囲内で解析結果を評価するしかなく、誤差をより小さくするには中性子のヒストリー数を増やし、計算時間を長くする必要がある。MCNPでは、個々の中性子の核反応を疑似乱数によるサンプリング手法でランダムウォークシミュレーションにより行い、核分裂で発生する中性子数、吸収され消滅する中性子数、体系から漏洩する中性子数で中性子増倍率を計算している。その際重要になるのは中性子束である。計算を始めた段階で中性子束がどの様に収束するのか見当がつかないので、適当に初期線源を与え、1世代当りの中性子数を決め発生させる。2世代目以降は、前世代の核分裂で生成された中性子のエネルギーや位置等を記録しておき、これを当世代の中性子として取り扱う。計算が進むにつれ、中性子束は次第に収束して行くが、最初の数世代は全く収束していない。このため、最初から数世代の中性子増倍率は、統計をとらず棄却する。


```

8   cz 50.8
c
9   pz 104.8
c   rokkaku
10  px 1.143
20  px -1.143
30  p  1 1.732 0 2.286
40  p -1 1.732 0 -2.286
50  p  1 1.732 0 -2.286
60  p -1 1.732 0 2.286
70  cz 0.63245
80  cz 0.72
90  cz 0.6387
c
91  pz 74.4
92  pz 83.355
93  cz 14.0

```

mode n

```

m1  92238.34c 2.23950000E-02
     92236.34c 5.19470000E-06
     92235.34c 1.02110000E-03
     92234.35c 5.23910000E-06
     8016.34c  4.68520000E-02
m2  6012.34c  1.19280000E-04
     14029.34c 1.70030000E-03
     25055.34c 1.73850000E-03
     16000.34c 4.46820000E-05
     28000.34c 8.94820000E-03
     24000.34c 1.74500000E-02
     26000.34c 5.71800000E-02
m3  92238.34c 4.73770000E-04
     92236.34c 1.09900000E-07
     92235.34c 2.16010000E-05
     92234.35c 1.10840000E-07
     8016.34c  3.45900000E-02
     7014.34c  1.90650000E-03
     1001.34c  5.66740000E-02
     64000.35c 7.04640000E-07
mt3  lwtr.01t
m4  8016.34c  3.33600000E-02
     1001.34c  6.67200000E-02
mt4  lwtr.01t

```

c

```

kcode 4000 1.0 40 240
ksrc   0.000  0.000 18.600  4.572  7.920 18.600  9.144  0.000 18.600
       4.572 -7.920 18.600 -4.572 -7.920 18.600 -9.144  0.000 18.600
       -4.572  7.920 18.600  9.144 15.840 18.600 18.288  0.000 18.600
       9.144 -15.840 18.600 -9.144 -15.840 18.600 -18.288  0.000 18.600
       -9.144 15.840 18.600  0.000 23.760 18.600 13.716 23.760 18.600
       20.574 11.880 18.600 27.432  0.000 18.600 20.574 -11.880 18.600
       13.716 -23.760 18.600  0.000 -23.760 18.600 -13.716 -23.760 18.600
       -20.574 -11.880 18.600 -27.432  0.000 18.600 -20.574 11.880 18.600
       -13.716 23.760 18.600
       0.000  0.000 37.200  4.572  7.920 37.200  9.144  0.000 37.200
       4.572 -7.920 37.200 -4.572 -7.920 37.200 -9.144  0.000 37.200
       -4.572  7.920 37.200  9.144 15.840 37.200 18.288  0.000 37.200
       9.144 -15.840 37.200 -9.144 -15.840 37.200 -18.288  0.000 37.200
       -9.144 15.840 37.200  0.000 23.760 37.200 13.716 23.760 37.200
       20.574 11.880 37.200 27.432  0.000 37.200 20.574 -11.880 37.200
       13.716 -23.760 37.200  0.000 -23.760 37.200 -13.716 -23.760 37.200
       -20.574 -11.880 37.200 -27.432  0.000 37.200 -20.574 11.880 37.200
       -13.716 23.760 37.200
       0.000  0.000 55.800  4.572  7.920 55.800  9.144  0.000 55.800

```

JAERI-Data/Code 94-018

4.572	-7.920	55.800	-4.572	-7.920	55.800	-9.144	0.000	55.800
-4.572	7.920	55.800	9.144	15.840	55.800	18.288	0.000	55.800
9.144	-15.840	55.800	-9.144	-15.840	55.800	-18.288	0.000	55.800
-9.144	15.840	55.800	0.000	23.760	55.800	13.716	23.760	55.800
20.574	11.880	55.800	27.432	0.000	55.800	20.574	-11.880	55.800
13.716	-23.760	55.800	0.000	-23.760	55.800	-13.716	-23.760	55.800
-20.574	-11.880	55.800	-27.432	0.000	55.800	-20.574	11.880	55.800
-13.716	23.760	55.800						
0.000	0.000	76.639	4.572	7.920	76.639	9.144	0.000	76.639
4.572	-7.920	76.639	-4.572	-7.920	76.639	-9.144	0.000	76.639
-4.572	7.920	76.639	9.144	15.840	76.639	18.288	0.000	76.639
9.144	-15.840	76.639	-9.144	-15.840	76.639	-18.288	0.000	76.639
-9.144	15.840	76.639	0.000	23.760	76.639	13.716	23.760	76.639
20.574	11.880	76.639	27.432	0.000	76.639	20.574	-11.880	76.639
13.716	-23.760	76.639	0.000	-23.760	76.639	-13.716	-23.760	76.639
-20.574	-11.880	76.639	-27.432	0.000	76.639	-20.574	11.880	76.639
-13.716	23.760	76.639						
0.000	0.000	78.878	4.572	7.920	78.878	9.144	0.000	78.878
4.572	-7.920	78.878	-4.572	-7.920	78.878	-9.144	0.000	78.878
-4.572	7.920	78.878	9.144	15.840	78.878	18.288	0.000	78.878
9.144	-15.840	78.878	-9.144	-15.840	78.878	-18.288	0.000	78.878
-9.144	15.840	78.878	0.000	23.760	78.878	13.716	23.760	78.878
20.574	11.880	78.878	27.432	0.000	78.878	20.574	-11.880	78.878
13.716	-23.760	78.878	0.000	-23.760	78.878	-13.716	-23.760	78.878
-20.574	-11.880	78.878	-27.432	0.000	78.878	-20.574	11.880	78.878
-13.716	23.760	78.878						
0.000	0.000	81.116	4.572	7.920	81.116	9.144	0.000	81.116
4.572	-7.920	81.116	-4.572	-7.920	81.116	-9.144	0.000	81.116
-4.572	7.920	81.116	9.144	15.840	81.116	18.288	0.000	81.116
9.144	-15.840	81.116	-9.144	-15.840	81.116	-18.288	0.000	81.116
-9.144	15.840	81.116	0.000	23.760	81.116	13.716	23.760	81.116
20.574	11.880	81.116	27.432	0.000	81.116	20.574	-11.880	81.116
13.716	-23.760	81.116	0.000	-23.760	81.116	-13.716	-23.760	81.116
-20.574	-11.880	81.116	-27.432	0.000	81.116	-20.574	11.880	81.116
-13.716	23.760	81.116						

prtmp j -100 1 3
print -175

付録C OECD/NEA国際ベンチマーク問題13及び14の詳細

1. INTRODUCTION

The critical experiments involved measurements with lattices composed of 4.3 w/o ^{235}U -enriched UO_2 pellets contained in stainless steel tubes. The lattice assemblies with centre-to-centre fuel rod separations of a) 22.86 cm and b) 27.94 cm were immersed in uranyl nitrate solution of the same ^{235}U -enrichments in which had been mixed gadolinium in the form $\text{Gd}(\text{NO}_3)_3$. The aim of the experiments was to determine the effect of gadolinium as a soluble neutron absorber on the criticality of such a system.

2. EXPERIMENTAL ASSEMBLY

The experimental system consists of an inner vessel made of Type 304L stainless steel with a 0.79 mm thick wall. The diameter of this vessel varied according to the lattice assembly.

The UO_2 pellets of 4.3 w/o ^{235}U enrichment are contained in 14.4 mm OD stainless steel tubes with a wall thickness of 0.813 mm (see Figure 1 for rod details). These rods are loaded into lattice templates that are mounted in the stainless steel experimental vessel and supported by the tank bottom.

The experimental vessel is reflected with water on the sides and bottom with the height of the water maintained at the top of the experimental vessel.

A schematic drawing of the experimental assembly is shown in Figure 2 and details of the fuel loading patterns for 22.9 mm and 27.9 mm triangular pitch experiments are shown in Figure 3.

TABLE 1

Details of Critical Assemblies

OECD Exp. No.	Experiment Ref. No.	Number of fuel rods	Rod Diameter (mm)	Triangular lattice pitch	Gadolinium concentration (g/l)	Critical Solution height (mm)
13	1	451	12.649	22.86	0.184	744
14	2	433	12.649	27.94	0.124	565

TABLE 2

Uranyl Nitrate Composition Including Isotopic Composition of Uranium in Rod and Solution

Uranium concentration = 195.8 ± 0.4 g/l) (a)
 Specific Gravity = 1.254 ± 0.004 g/cc)

^{238}U = 95.65 ± 0.018 w/o

^{236}U = 0.022 ± 0.002 w/o

^{235}U = 4.306 ± 0.013 w/o

^{234}U = 0.022 ± 0.002 w/o

- (a) Data provided originally by Lloyd et al. included a value for free acid. It was subsequently decided after careful comparisons of the supplied data and various sources of chemical data including ARH600 Vol. 111 C2.1 to ignore the supplied value for free acid and base the calculations on the uranyl nitrate number densities as shown in Table 3, for the purposes of this OECD exercise.

This decision was agreed with Mr. G. E. Whitesides of Oak Ridge National Laboratory.

TABLE 3

Number Densities ($\times 10^{24}$ atoms/cm³) for Uranyl Nitrate Solution

^{238}U		4.7385E-4		
^{236}U		1.09914E-7		
^{235}U		2.16048E-5		
^{234}U		1.10855E-7		
Oxygen		3.50514E-2		
Nitrogen		9.91351E-4		
Hydrogen		6.21719E-2		
0.184 g/l Gadolinium	155	1.042E-7)	Experiment 1 (OECD No. 13)
	157	1.106E-7)	
0.124 g/l Gadolinium	155	7.029E-8)	Experiment 2 (OECD No. 14)
	157	7.456E-8)	

Notes

- 1) The density of the solution was taken to be 1.254 g/cc. The dissolution of gadolinium nitrate was assumed to produce no

significant change in liquor density, thus the gadolinium number densities were derived from the gadolinium metal concentration assuming:

- a) atomic wt Gd = 157.2
- b) a/o of Gd 155 = 14.8%
- c) a/o of Gd 157 = 15.7%

TABLE 4

U(4.3)O₂ Rods - Number Densities ($\times 10^{24}$ atoms/cm³)

UO ₂ density	= 10.38 g/cc (1)
²³⁸ U	2.21423E-02
²³⁶ U	5.13611E-06
²³⁵ U	1.00956E-03
²³⁴ U	5.18010E-06
Oxygen	4.63244E-02

Notes

(1) Density value derived based on:-

Weight of U = 951g

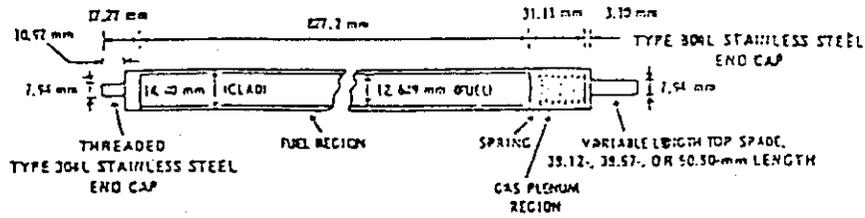
Rod core length = 82.72 cm

Rod radius = 0.63245 cm

TABLE 5

Balance of structural materials

Material	Density g/cc	W/O	Number Densities, ($\times 10^{24}$ atoms/cm ³)
CLAD Type 304L stainless steel)			
EXPERIMENTAL VESSEL)	7.93	Fe 74.0	6.32875E-2
Type 304L steel)		Cr 18.0	1.65344E-2
15.88 mm thick TEM-)		Ni 8.0	6.50935E-3
PLATE (on vessel)			
bottom))			
Type 304L steel)			
6.35 mm thick LATTICE)	1.2 g/cc	H 7.865	5.63994E-2
TEMPLATE - LEXAN sheet)		O 17.977	8.1206E-3
		C 74.157	4.46238E-2



FUEL TUBE CANNED LENGTH ^a	(34.421 in.)	674.29 mm
FUEL ROD CORE LENGTH ^b	(32.57 in.)	827.2 mm
FUEL PELLET LENGTH	(0.61 in. ± 0.01)	15.49 mm
CLAD od	(0.567 in.)	14.40 mm
CLAD THICKNESS (TYPE 304L STAINLESS STEEL)	(0.032 in.)	0.813 mm
FUEL COLUMN DIAMETER	(0.498 in. ± 0.001)	12.649 mm
UO ₂ PELLET DENSITY (% THEORETICAL)	94.9 ± 0.6	
UO ₂ STACK DENSITY (% THEORETICAL)	94.6 ± 0.4	
²³⁵ U ENRICHMENT OF FUEL wt%	4.31	
URANIUM IN FUEL ROD	951g	

^a MEASURED FROM BOTTOM OF END SPADE TO BOTTOM OF TOP SPADE.

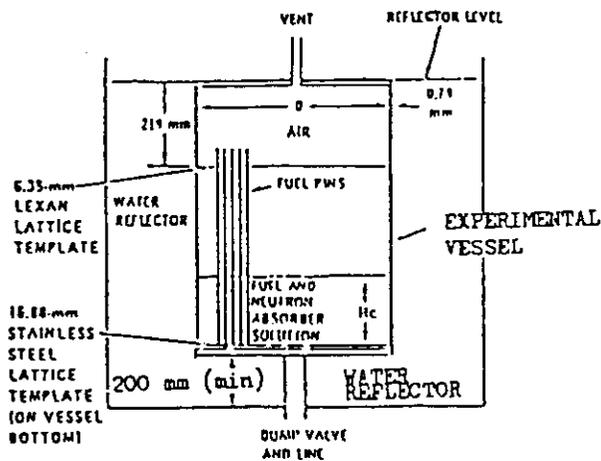
^b AVERAGE OF 20 MEASUREMENTS.

Fig. 1: Description of 4.3 wt % ²³⁵U-enriched uranium oxide fuel rods

DESCRIPTION OF EXPERIMENTAL VESSELS

END THICKNESS (TOP AND BOTTOM) (mm)	9.5
EXPERIMENTAL VESSEL WALL THICKNESS (mm)	0.79
EXPERIMENTAL VESSEL HEIGHT (mm) (outside)	1067
WATER REFLECTOR od (mm)	1016

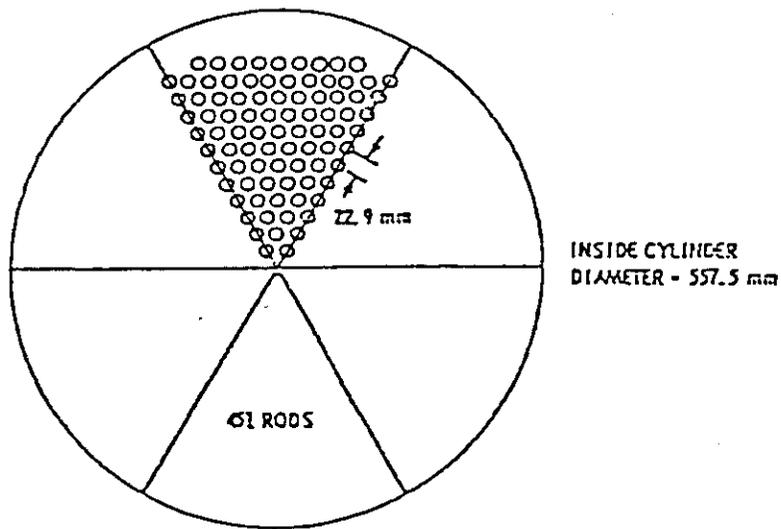
DELAYED CRITICAL CONFIGURATION



INSIDE VESSEL DIAMETER, D (mm)	TRIANGULAR LATTICE PITCH (mm)	NUMBER OF FUEL RODS
557.5	22.9	451
658.0	27.9	433

Fig. 2: Schematic diagram of the experimental assembly

PLAN VIEW FOR ZZ 9-mm PITCH EXPERIMENTS



PLAN VIEW FOR ZI 9-mm PITCH EXPERIMENTS

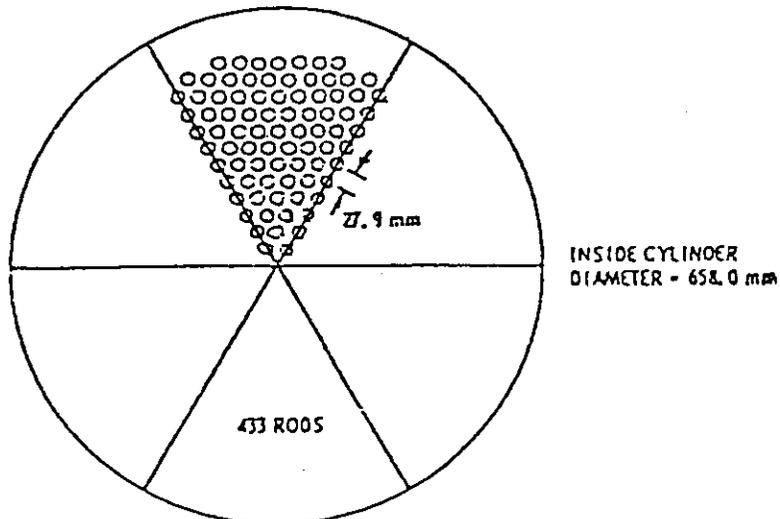


Fig. 3. Experimental Plan Views