

JAERI-Data/Code

94-014



ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験
に対するJACSコードシステムの検証計算

1994年10月

奥野 浩・野村 靖

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)

ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験に対する
JACSコードシステムの検証計算

日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学部

奥野 浩・野村 靖

(1994年9月21日受理)

溶解槽模擬体系の臨界実験が米国PNLで実施された。 ^{235}U 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。この実験体系12件をJACSコードシステムを用いて解析した結果は既に報告したが、中性子増倍率を0.95より低く算出した例が8件あった。その原因を明らかにするため、再計算を実施すると共に、OECD/NEAで出題された国際ベンチマーク問題の解析・検討を行った。この結果、次の3点が明らかになった。(1)以前行った一部の計算にはダンコフ補正法の適用について誤りがあったと考えられ、今回の計算の方が平均で1.3% Δk だけ中性子増倍率が増加した。(2)実験報告書では硝酸ウラニル水溶液の組成に矛盾があり、遊離硝酸濃度を0と取扱うことにより整合性がほぼとれる、(3)このような取扱いを行った実験体系12件に対しJACSコードシステムを用いて得られる中性子増倍率の平均値は0.980となった。

Benchmark Calculations of JACS Code System for the Criticality Experiment of
Pellet-Solution Coexisting Low-enriched Uranium Fuel

Hiroshi OKUNO and Yasushi NOMURA

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

(Received September 21, 1994)

Criticality experiments of the systems simulating a fuel dissolver were carried out at PNL in USA. The systems were described as triangular arrays of 4.3 wt% ^{235}U -enriched uranium dioxide rods partially immersed in uranyl nitrate solution of the same ^{235}U enrichment containing soluble gadolinium. In our summary report of benchmark calculations with the use of JACS code system, the neutron multiplication factors were calculated to be below 0.95 for 8 cases out of all the 12 cases of the experiment systems. In this report, recalculations based on the experiment report as well as analyses according to the international benchmark exercises set by OECD/NEA are carried out, which show the following 3 points. (1) The present calculations yielded 1.3% Δk higher values on the average for the neutron multiplication factor than the previously reported values, which were considered to have been obtained by an erroneous treatment for Dancoff correction method; (2) There was an inconsistency in the reported composition of uranyl nitrate solution, which is well remedied by treating as without free acid; (3) The average of the neutron multiplication factor calculated with the JACS code system became 0.980 for the above treated 12 cases of the experiments.

Keywords: Dissolver, Gadolinium, Pellet, Uranium Dioxide, Uranyl Nitrate, Benchmark, JACS, Criticality Safety

目 次

1. はじめに	1
2. 実験体系及び計算方法	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
3.3 推定臨界下限値の算出	11
4. 溶解槽体系へのダンコフ補正法の適用性についての検討	20
5. 結論と今後の課題	24
謝 辞	25
参考文献	26
付録A OECD/NEA国際ベンチマーク問題13及び14の詳細	28

Contents

1. Introduction	1
2. Description of Experimental System and Computational Procedures	2
3. Results of Calculation	9
3.1 Analyses Based on the Experimental Report	9
3.2 Analyses of OECD/NEA International Benchmark Exercises	9
3.3 Determination of the Estimated Criticality Lower-limit Multiplication Factor	11
4. Discussion on the Applicability of the Dancoff Correction Method to the Dissolver System	20
5. Conclusions and Future Problems	24
Acknowledgements	25
References	26
Appendix A Specifications of International Benchmark Exercises 13 and 14 Conducted by OECD/NEA	28

1. はじめに

核燃料施設の臨界安全性を計算コードシステムを用いて評価する場合に、その計算コードシステムの適用性を臨界実験によって予め評価しておく必要がある。すなわち、臨界安全性を評価すべき対象系と類似体系の臨界実験を解析して、計算結果として得られる中性子増倍率が正しい答え1からどれだけずれているか、また答えにどれだけのバラツキがあるかの傾向を把握する。さらに、臨界に達してしまう確率が非常に小さいことが十分な信頼度をもって言える中性子増倍率の値（推定臨界下限増倍率）を求める¹⁾。核燃料施設の設計では、中性子増倍率の計算値が推定臨界下限増倍率を越えないように容器の寸法や溶液濃度等を決定する。

再処理施設の溶解槽では、未溶解の燃料ペレットと溶解済みの燃料溶液が混在している。このような体系では、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²⁾。

一方、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が、低濃縮ウラン燃料に限定すると米国PNL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³⁾。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。この実験体系をJACSコードシステム⁴⁾を用いて解析した結果は、既に報告したように中性子増倍率を0.95より低く算出した例が8件もあった⁵⁾。反射体が付いていない中性子漏洩割合の大きな体系では中性子増倍率を低く算出した例があったが、十分な水反射体付き体系の中ではこの混在体系は特に低い値を示したものであった⁵⁾。

このため、前回の計算結果を調査し、その結果中性子増倍率を小さく算出したのはダンコフ補正因子の取扱いが誤っていたことが分った。本報告書では同じ体系に対して再計算を実施すると共に、基本的に同じ問題が国際ベンチマーク問題としてOECD/NEAで出題されたので、その解析・検討を行った。

以下、第2章では実験体系及びその解析に用いる計算方法について記す。第3章では、計算結果を記す。第4章には燃料濃度が低い範囲でのダンコフ補正法の適用性について検討する。最後の第5章には結論と今後の課題を記す。

2. 実験体系及び計算方法

(1) 実験体系及び実験データ

解析の対象としたのは、米国パシフィック・ノースウェスト研究所のR.C. Lloydらによって行われた臨界実験体系である³⁾。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燃料濃度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。

実験は燃料棒間隔を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件が実施された。燃料溶液槽は燃料棒間隔ごとに取換えた。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ータを表2.1に示す。

(2) 計算モデル及び計算方法

計算モデルを図2.3に示す。上部水反射体の厚さを0とする。この図から明らかのように、溶液槽内部の領域を上部の真空部分を除き4領域に分割している。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。なお、参考文献3)では最後の2つの領域を一つにして扱っているが、今回のモデル化の方がより精確である。図中 D_0 はベッセル内径(その値は表2.1に示した)、 D_1 は均質化燃料領域(及び燃料棒と真空との混合物領域)の直径である。

JACSコードシステム⁴⁾を用いる計算の流れを図2.4に示す。まず、実験報告書に与えられた組成に基づき、原子個数密度を求める。これをMAILコード⁵⁾の入力データとして、燃料棒、燃料溶液、構造材の実効巨視的群定数を137群の多群定数ライブラリーMGCL-B-IV⁶⁾を用いて算出する。この多群定数ライブラリーは評価済み核データファイルENDF/B-IV⁷⁾に主に基づいている。燃料棒と燃料溶液が混在する領域での群

定数は、 S_N 法中性子輸送計算コードANISN-JR⁸⁾を用いて図2.5に示す円筒セル内での中性子束を求め、これを重みにして均質化することにより得られる。この際ダンコフ補正の計算は、燃料棒間が軽水であると仮定して行う。他の領域は均質であるとして得られる群定数である。これらの群定数をREMAILコード⁶⁾で結合・編集し、最後にモンテカルロ法中性子輸送計算コードKENO-IV⁹⁾を用いて体系全体の実効増倍率を算出する。なお、ANISN-JRの計算条件を表2.2に、KENO-IVの計算条件を表2.3に示す。

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	Gd 濃度 (g/l)	臨界での溶液高さ (mm)	ベッセル内径 (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 ± 0.4 g/l			
比 重		1.254 ± 0.004			
遊離硝酸モル濃度		1.52 ± 0.02			

表2.2 ANISN-JRを使用する上での計算条件

S _N 分点数		8
エネルギー群数		137
散乱におけるルジャンドル展開次数		1
内部反復収束基準値		10 ⁻⁵
外部反復収束基準値		10 ⁻⁵
領域分割数	燃料棒	6
	空隙	1
	被覆管	1
	燃料溶液	5
境界条件		等方反射

表2.3 KENO-IVを使用する上での計算条件

エネルギー群数		137
一世代当りの中性子数		300
計算世代数		103
棄却する初期世代数		3
初期中性子発生分布		平坦

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

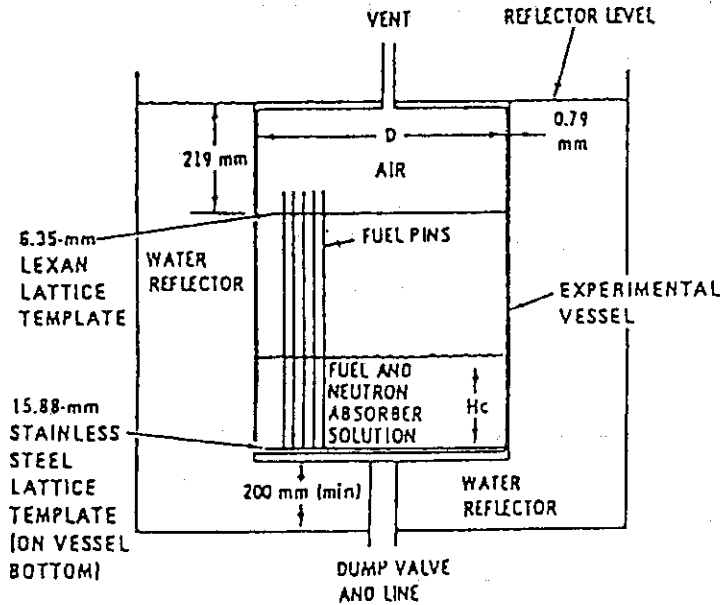
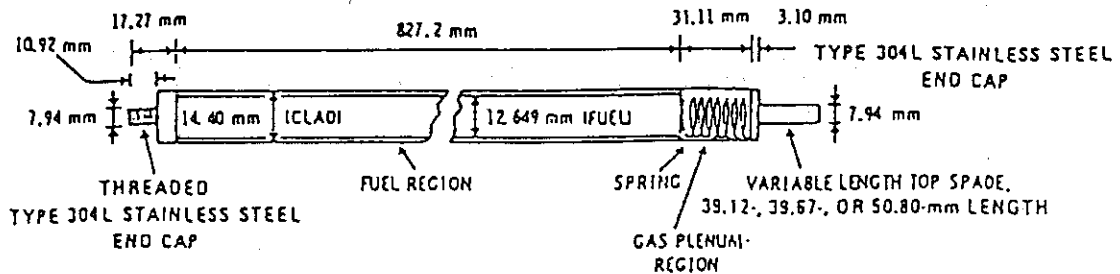


図2.1 実験体系の概要図



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	10.61 in. ± 0.011	15.49 mm
CLAD o.d.	10.567 (in.)	14.40 mm
CLAD THICKNESS (TYPE 304L STAINLESS STEEL)	10.032 (in.)	0.813 mm
FUEL COLUMN DIAMETER	10.458 in. ± 0.0011	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	

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

^b AVERAGE OF 20 MEASUREMENTS.

図2.2 燃料棒の詳細図

(単位 cm)

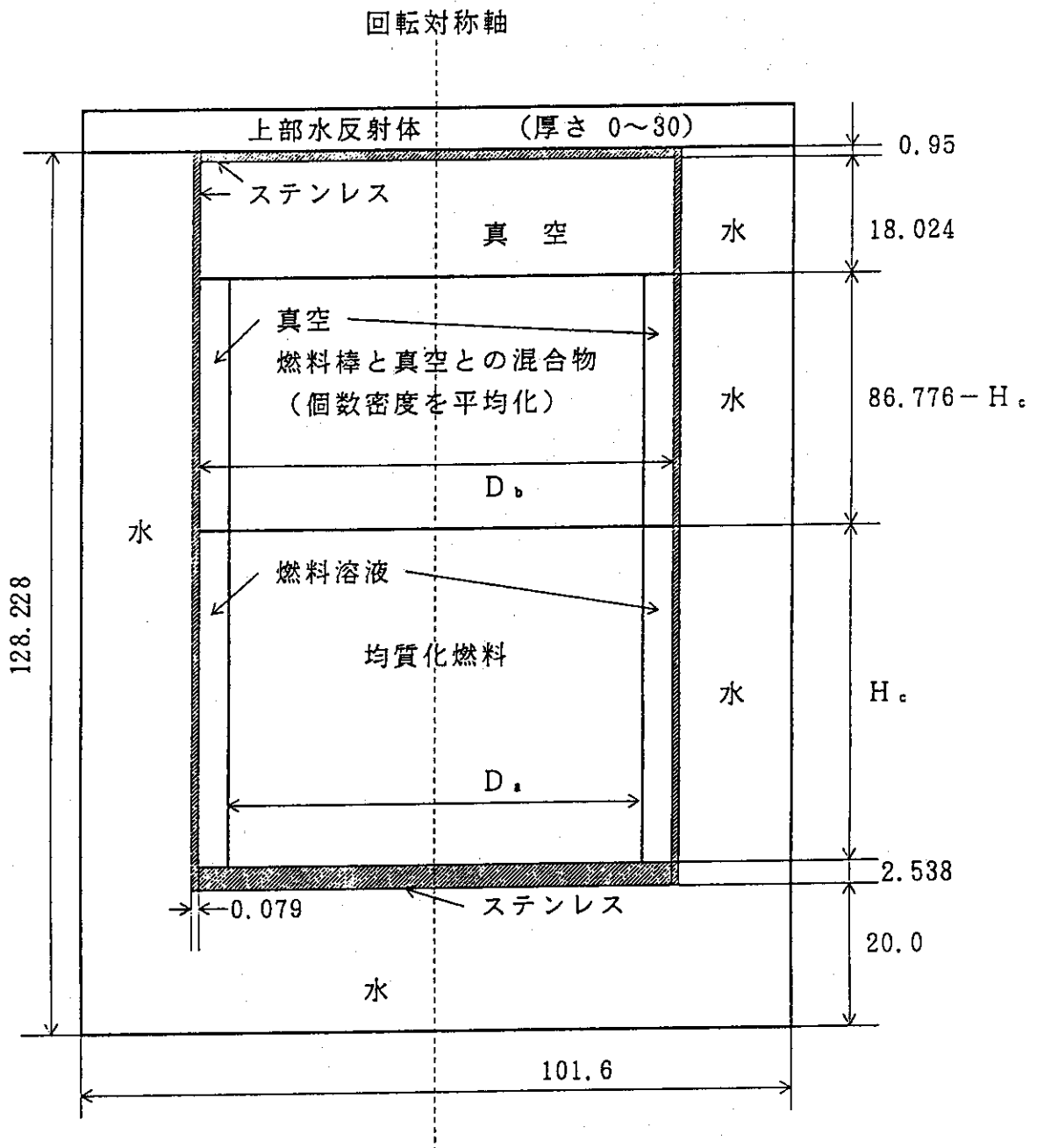


図2.3 実験体系の計算モデル

ベッセル内径 D_0 及び溶液高さ H_0 の値は表2.1に示す。

均質化燃料領域の直径 D_0 の値は以下の通り。

- 問題1から問題4 509.8mm
- 問題5から問題8 610.5mm
- 問題9から問題12 711.4mm

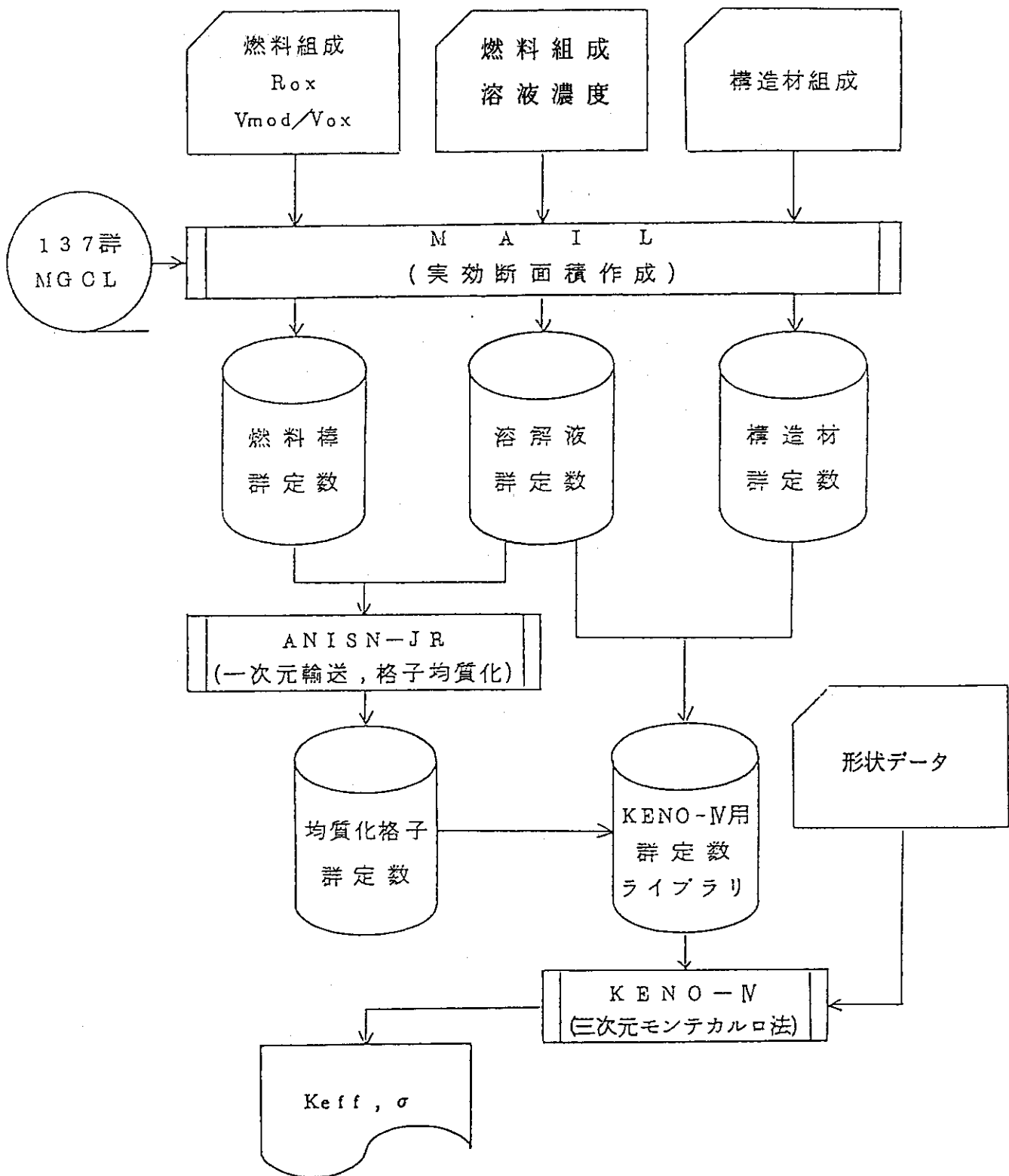
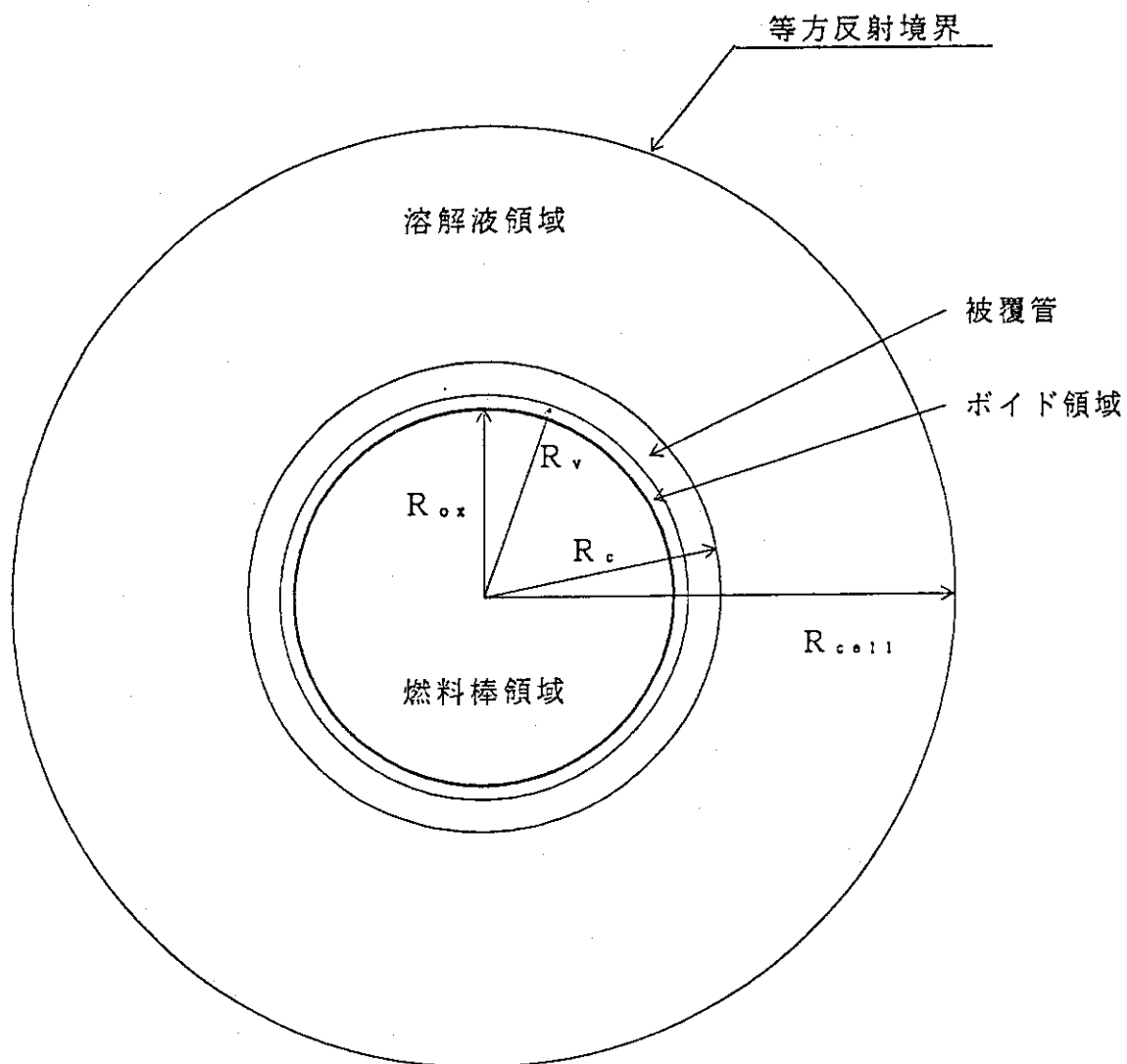


図2.4 臨界解析フロー



$$\begin{aligned}
 R_{ox} &= 0.63245\text{cm} \\
 R_v &= 0.6387\text{ cm} \\
 R_c &= 0.720\text{ cm} \\
 R_{cell} &= (\sqrt{3}/(2\pi))^{1/2} \times (\text{ピッチ})
 \end{aligned}$$

図2.5 燃料棒格子均質化用1次元輸送計算モデル

3. 計算結果

3.1 実験報告書に基づく解析

実験報告書³⁾に記載されている燃料組成データを表3.1にまとめる。これらのデータをもとに、各核種の原子個数密度を算出して表3.2に示す。なお、硝酸ウラニル水溶液中の水の原子個数密度は、溶液の密度 1.254g/cm^3 から硝酸ウラニル $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 及び遊離硝酸 HNO_3 の密度を差し引いた 0.834g/cm^3 より算出した。

前章に記した方法により算出した中性子増倍率の値を表3.3に示す。この表には文献5)に報告した結果も参考までに併記してある。2.3、2.8、3.3cm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がやや低い傾向がある。ただし、この傾向は文献5)ほど顕著ではない。また、臨界水位が低い体系ほど中性子増倍率が低い傾向が文献5)では見られたが、今回の計算ではこの傾向は見られなかった。計12件の体系における中性子増倍率の単純平均値は0.951であった。これは文献5)において求めた単純平均値0.938よりは1%以上大きい値であるが、依然として臨界での中性子増倍率の値1より約5%低い。

文献5)の計算では、燃料棒の三角格子配列を半円柱状燃料棒の配列としてKENO-IVを用いて中性子増倍率を得ている。計算を行った当時は、実効断面積を得るMAILコードには三角格子配列のダンコフ補正因子を計算できなかったため、三角格子配列の値を正方格子配列の値で代用していた。

なお、実験報告書には記載されていない上部反射体を設けたり、原子個数密度の測定誤差を考慮して大ざっぱな計算を行ったところ、それぞれ0.5%前後の中性子増倍率の増加が見込めることが分ったが、全体からみると、これらの影響はあったとしても小さいといえる。

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2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3)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¹⁰⁾。

問題13に対する各機関の計算結果を表3.4及び図3.1に、問題14に対する計算結果を表3.5及び図3.2に示す¹⁰⁾。図3.1及び図3.2から明かなように、世界的に広く使用されているSCALEコードシステムでは、SCALE以外の計算コードシステムに比較して約3%も中性子増倍率を低く算出した。この原因は、(1)SCALEでは非分離共鳴エネルギー領域の断面積を実質的に27群定数ライブラリの無限希釈として取扱っていること、及び(2)SCALE中で共鳴の補正を行うNITAWLルーチンでは固体・液体での共鳴の干渉効果が取扱えないことによるものとされている。イタリア及びROLAIDSの計算を特殊なものとして除外すると、SCALE以外の計算コードシステムによる中性子増倍率計算結果の平均値は、問題13及び14ではそれぞれ0.997及び0.998となっており、1に近い。なお、問題13及び14に対する原研の計算結果はそれぞれ 0.9913 ± 0.0036 、 0.9820 ± 0.0039 となっている。この計算では、第2章に記したような燃料棒と燃料溶液が混在する領域での均質化はせずに、MULTI-KENOにより全体系を直接解析している。

付録Aには、OECD/NEAで出題された問題13及び14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。付録AのTABLE 3には硝酸水溶液の原子個数密度が、TABLE 4には二酸化ウラン燃料棒の原子個数密度が記載されている。これらを表3.2に記した原子個数密度と比較すると、硝酸ウラニル水溶液の原子個数密度の比較において、ウランの原子個数密度はほぼ同じであるが、TABLE 3に比べ、表3.2の窒素の原子個数密度は約2倍、水素の原子個数密度は約9割の値になっている。ことが分る。

この事実と関連して、OECD/NEAのTABLE 2の註(a)には「種々の化学データとの比較から、実験報告書に記されている遊離硝酸を無視して計算する」と書かれている。これは、実験データとして記載されている溶液密度を 1.254g/cm^3 、ウラン濃度 195.8gU/l 、遊離硝酸 1.52mol/l の3つのデータは他の化学データと矛盾するため、前2つのデータを優先させて遊離硝酸を0とするというものである。

この事情をより明瞭にするため、遊離硝酸モル濃度をパラメタにして、硝酸ウラニル水溶液の溶液密度をウラン濃度の関数として図示したのが図3.3である。この図

は「臨界安全ハンドブック」¹¹⁾に引用されているMoekenの式¹²⁾に従っている。なお、実験報告書³⁾には体系温度が記述されていないため、ここではMoekenの式で基準値としている25°Cを仮定した。この図によりウラン濃度195.8gU/l、遊離硝酸1.52mol/lの溶液密度を求めると1.315g/cm³となり、実験報告書との差は大きい。OECD/NEAではウラン濃度、溶液密度の値を優先させ、遊離硝酸を0として、密度式との矛盾をなくすようにしていると思われる。

遊離硝酸モルの違いは、計算結果に大きく影響するものと考えられる。このため、第2章に記した方法で、国際ベンチマーク問題と同一の原子個数密度を採用して解析を実施した。結果を表3.6に示す。3.1節の結果に対して中性子増倍率が約3%増加するという結果を得た。なお、前述のようにOECD/NEAの国際ベンチマーク問題として採用されたケース番号4及び8に対して、いずれも0.981±0.004の値を得た。これに対して、前述のようにMULTI-KENOを用いた計算ではそれぞれ0.991±0.004、0.982±0.004であり、誤差の範囲内で一致している。

3.3 推定臨界下限値の算出

第1章に記したように、今回取り上げた実験は低濃縮ウランのペレット・溶液混在体系では唯一のものである。この体系に対するJACSコードシステムの推定臨界値及び推定臨界下限値を表3.6の結果に基づき参考文献13)に従って求めると、それぞれ0.980及び0.967となった。この推定臨界下限値0.967の値は、JACSコードシステムを非均質低濃縮ウラン体系に適用するときの推定臨界下限値0.978¹³⁾よりは低い値であるが、最大許容増倍率としてしばしば採用される0.95の値よりは大きい。

表3.1 計算条件抜粋

パラメータ		数値
ウラン同位体組成	^{238}U	95.65 ± 0.018%
	^{235}U	0.022 ± 0.002%
	^{235}U	4.306 ± 0.013%
	^{234}U	0.022 ± 0.002%
ペレットウラン密度		10.5 g/cm ³
ウラン濃度		195.8 ± 0.4g/ℓ
燃料溶液比重		1.254 ± 0.004
遊離硝酸規定度		1.52 ± 0.02 N

*) 臨界水位データの誤差は0.5%以下

表3.2 実験レポートに基づき解析に使用した原子個数密度 (atom/barn/cm)

核種	物質		燃料	硝酸 ウラニル 水溶液	SUS	水	空气中に露出した燃料棒 三角格子ピッチ (cm)			
	原子量	ベレット					2.286	2.794	3.302	
238U	238.0508	2.2395E-02	4.7377E-04				6.2182E-03	4.1626E-03	2.9803E-03	
236U	236.0456	5.1947E-06	1.0990E-07				1.4424E-06	9.6555E-07	6.9131E-07	
235U	235.0439	1.0211E-03	2.1601E-05				2.8351E-04	1.8979E-04	1.3589E-04	
234U	234.0409	5.2391E-06	1.1084E-07				1.4547E-06	9.7382E-07	6.9723E-07	
O	15.9997	4.6852E-02	3.4590E-02			3.3360E-02	1.3009E-02	8.7086E-03	6.2352E-03	
N	14.0062		1.9065E-03							
H	1.0079		5.6674E-02			6.6720E-02				
C	12.0111			1.1928E-04			9.1461E-06	6.1226E-06	4.3836E-06	
Si	28.0855			1.7003E-03			1.3038E-04	8.7280E-05	6.2491E-05	
Mn	54.9380			1.7385E-03			1.3331E-04	8.9239E-05	6.3893E-05	
S	32.0633			4.4682E-05			3.4262E-06	2.2936E-06	1.6421E-06	
Ni	58.7052			8.9482E-03			6.8614E-04	4.5932E-04	3.2886E-04	
Cr	51.9959			1.7450E-02			1.3381E-03	8.9574E-04	6.4133E-04	
Fe	55.8689			5.7180E-02			4.3845E-03	2.9351E-03	2.1015E-03	
備考	燃料濃縮度 :4.31wt%		密度 :1.254g/cm3 ウラン濃度 :195.8g/l 遊離硝酸 :1.52N 水重量 :0.834g/cm3	比重 :7.93g/cm3		比重 :0.998g/cm3	燃料棒本数 (本)			
	UO2密度 :10.5g/cm3			451			433			
	ベレット直径 :1.2649cm						ベッセル内径 (cm)			
							55.75			
							65.80			
					燃料濃縮度 :4.31wt%			ベレット直径 :1.2649cm		
								被覆管外径 :φ1.440cm		
								被覆管材質 :SUS304L		
								被覆管肉厚 :0.0813cm		

Gdの原子個数密度

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

表3.3 ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験の報告書*1に従いJACS
コードシステムを用いて解析した結果（今回の計算とJAERI 1303に報告した
結果の比較）

ケース 番号	燃料棒 本数	三角格子ピッチ [cm]	Gd濃度 [gGd/ℓ]	臨界水位 [cm]	中性子増倍率の計算値	
					今回*1	JAERI 1303*2
1	451	2.286	0.0	37.3	0.947	0.896
2			0.124	55.2	0.944	0.919
3			0.148	61.2	0.952	0.920
4			0.184	74.4	0.950	0.932
5	443	2.794	0.0	30.9	0.947	0.908
6			0.074	41.3	0.939	0.931
7			0.099	48.1	0.954	0.947
8			0.124	56.5	0.948	0.962
9	421	3.302	0.0	33.3	0.958	0.946
10			0.025	38.8	0.955	0.954
11			0.049	46.0	0.959	0.963
12			0.074	57.7	0.959	0.974
平均					0.951	0.938
標準偏差					0.0063	0.0240

註*1 実験報告書：R.C. Lloyd, S.R. Bierman, E.D. Clayton and B.M. Durst,
"Criticality of 4.3 wt% Uranium-235 Enriched UO₂ Rods in Uranyl
Nitrate Solution Containing Gadolinium," Nucl. Sci. Eng., 78, 121-
125 (1981)]

*2 中性子増倍率の計算における標準偏差の大きさは0.003から0.004の程度。

*3 中性子増倍率の計算における標準偏差の大きさは0.004の程度。

表 3.4 OECD/NEA 国際ベンチマーク問題13
 [UO₂(NO₃)₂-Gd(NO₃)₃ 溶液中でのU(4.3)O₂棒451本の配列]

Country	Organization	Run identifier	Basic cross-section library	Cell calculation		Monte Carlo code			
				Library (groups)	Code	Groups	Name	Histories X 1000	k _{eff}
France	CEA	1	UKAEA/ENDF/B/ CEA	APOLLO (99)	APOLLO	16	MORET	100	0.9815 ± 0.0023
Germany	GRS	2	ENDF/B-IV	SCALE1 (27)	SCALE0 NITAWL/ XSDRN	27	KENO-IV	60	0.966 ± 0.0025
Italy Land.	ENEA	3	ENDF/B-IV	SCALE (27)	NITAWL/ XSDRN	27	KENO-IV	150	0.9758 ± 0.0017
Italy Sicil.	ENEA	4	ENDF/B-IV	ZZ-AMFX-2 (219) ZZ-AMFX-2	NITAWL ^a NITAWL ^b	219	KENO-IV	100	0.9957 ± 0.0021
Japan	JAERI	6	ENDF/B-IV/ JENDL	MSCL (137)	MULTI- KENO	137	MULTI- KENO	100	0.9913 ± 0.0036
Japan	PNC	7	ENDF/B-IV	SCALE3 (27)	NITAWL	27	KENO-IV	30	0.965 ± 0.003
Sweden	EMS	8	ENDF/B-IV	SCALE3 (27)	NITAWL	27	KENO-V	15	0.964 ± 0.005
United Kingdom	BNFL	9 10	WIMS 1981 UKNDL	WEN32 (69)	WINSE	69	MONK 5W MONK 6.4	19 >50	0.9866 ± 0.0046 1.0079 ± 0.0039
United Kingdom	SRD	11	UKNDL				MONK 6.3	20	1.0109 ± 0.0052
USA	ORNL	12 13	ENDF/B-IV	SCALE3 (27)	NITAWL ROLAIDS	27	KENO-V	30 30	0.9570 ± 0.0038 0.9758 ± 0.0033

^aResonance calculation done in NITAWL.

^bResonance weighting done in cross-section generation using 1/E*SIGMA*1.

表3.5 OECD/NEA国際ベンチマーク問題14
 $[UO_2(NO_3)_2 \cdot Gd(NO_3)_3]$ 溶液中でのU(4,3) O_2 棒433本の配列]

Country	Organization	Run identifier	Cell calculation		Monte Carlo code				
			Basic cross-section library	Library (groups)	Code	Groups	Name	Histories X 1000	k_{eff}
France	CEA	1	UKAEA/ENDF/B/CEA	APOLLO (99)	APOLLO	16	MORET	100	0.9893 ± 0.0020
Germany	GRS	2	ENDF/B-IV	SCALE1 (27)	SCALE0 NITAWL/ XSDRN	27	KENO-IV	60	0.988 ± 0.0025
Italy Land.	ENEA	3	ENDF/B-IV	SCALE (27)	NITAWL/ XSDRN	27	KENO-IV	150	0.9634 ± 0.0017
Italy Sicil	ENEA	4	ENDF/B/IV	ZZ-AMFX-2 (219) ZZ-AMFX-2	NITAWL ^a NITAWL ^b	219	KENO-IV KENO-IV	100 100	0.9982 ± 0.0021 0.9805 ± 0.0028
Japan	JAERI	6	ENDF/B-IV/JENDL	MGCL (137)		137	MULTI-KENO	100	0.9820 ± 0.0039
Japan	FNC	7	ENDF/B-IV	SCALE3 (27)	NITAWL	27	KENO-IV	30	0.961 ± 0.004
Sweden	EMS	8	ENDF/B-IV	SCALE3 (27)	NITAWL	27	KENO-V	15	0.964 ± 0.005
United Kingdom	BNFL	9 10 11	WIMS 1981 UKNDL UKNDL	WERS2 (69) UKNDL	WIMSE	69	MONK 5W MONK 6.4 MONK 6.3	19 >50 >50	0.9948 ± 0.004 1.0124 ± 0.0038 1.0086 ± 0.003
United Kingdom	SRD	12	UKNDL	UKNDL			MONK 6.3	20	0.9936 ± 0.0050
USA	ORNL	13 14	ENDF/B-IV	SCALE3 (27)	NITAWL ROLAIDS	27	KENO-V	30 30	0.9692 ± 0.0035 0.9728 ± 0.0034

^aResonance calculation done in NITAWL.
^bResonance weighting done in cross-section generation using 1/E*SIGMA*^aT.

表3.6 ペレット・溶液混在低濃縮ウラン燃料臨界実験*1をJACSコードシステムを用いて解析した中性子増倍率の計算結果*2（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	三角格子ピッチ [cm]	Gd濃度 [gGd/l]	臨界水位 [cm]	遊離硝酸	
					無視	1.52 N/l
1	451	2.286	0.0	37.3	0.978	0.947
2			0.124	55.2	0.981	0.944
3			0.148	61.2	0.974	0.952
4			0.184	74.4	0.981	0.950
5	443	2.794	0.0	30.9	0.981	0.947
6			0.074	41.3	0.984	0.939
7			0.099	48.1	0.974	0.954
8			0.124	56.5	0.981	0.948
9	421	3.302	0.0	33.3	0.984	0.958
10			0.025	38.8	0.976	0.955
11			0.049	46.0	0.982	0.959
12			0.074	57.7	0.981	0.959
平均					0.980	0.951
標準偏差					0.0035	0.0063

註*1 実験報告書：R.C. Lloyd, S.R. Bierman, E.D. Clayton and B.M. Durst, "Criticality of 4.3 wt% Uranium-235 Enriched UO₂ Rods in Uranyl Nitrate Solution Containing Gadolinium," Nucl. Sci. Eng., 78, 121-125 (1981)]

*2 中性子増倍率の計算における標準偏差の大きさは0.003から0.004の程度。

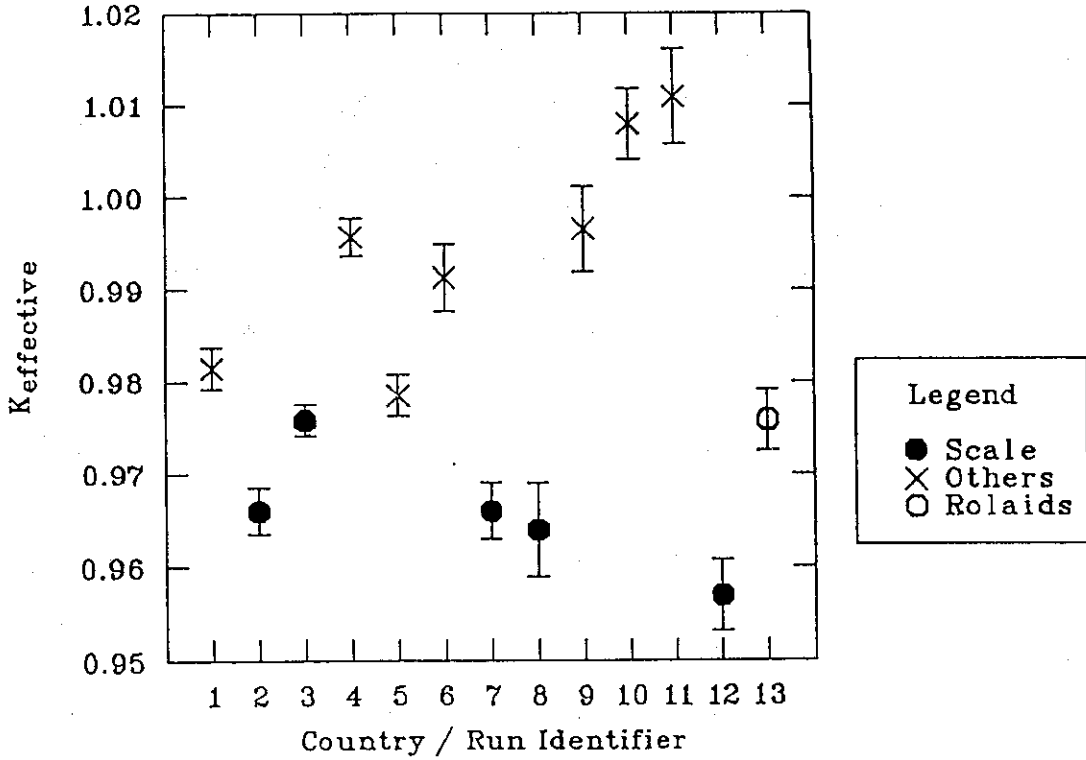


図3.1 OECD/NEA国際ベンチマーク問題13
 濃度0.184g/lのガドリニウム含有の硝酸ウラニル溶液中にある4.3wt%
²³⁵U濃縮UO₂燃料棒の臨界性

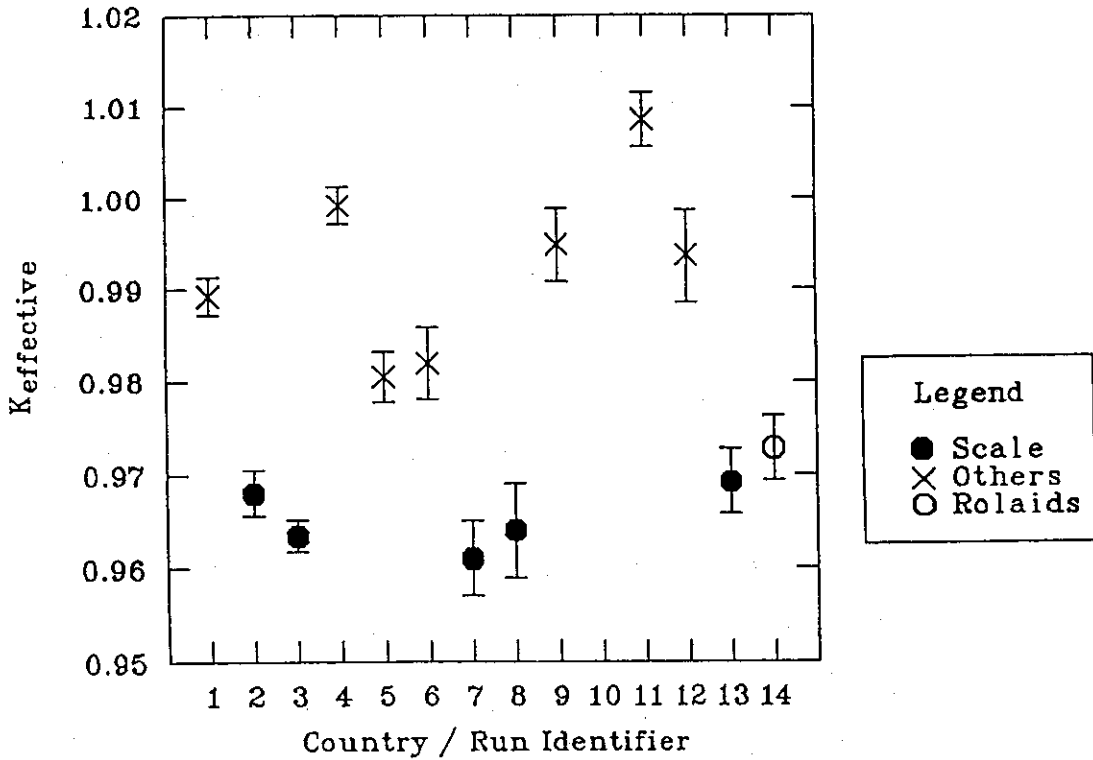


図3.2 OECD/NEA国際ベンチマーク問題14
 濃度0.124g/lのガドリニウム含有の硝酸ウラニル溶液中にある4.3wt%
²³⁵U濃縮UO₂燃料棒の臨界性

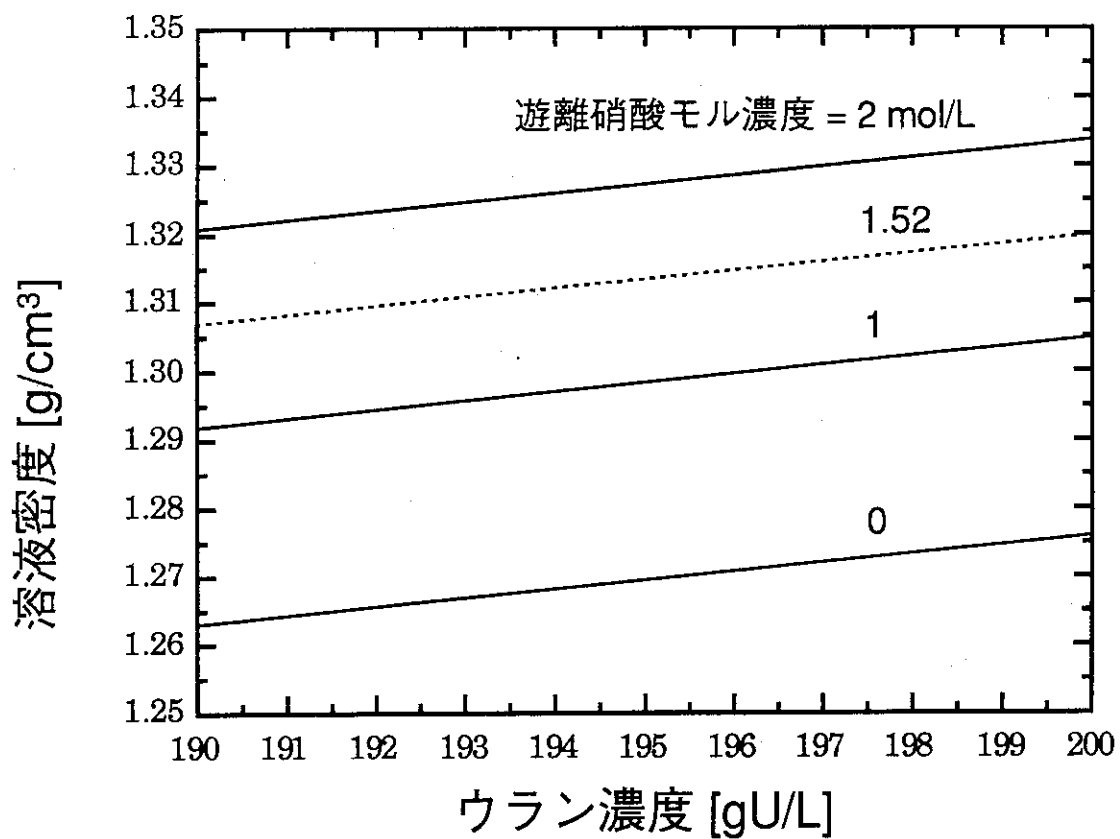


図3.3 硝酸ウラニル水溶液の密度 (Moekenの式による)

4. 溶解槽体系へのダンコフ補正法の適用性についての検討

溶解槽では燃料の溶解に伴い、溶解液の濃度が濃くなる。このような燃料の溶解過程を模擬した体系に関する数値計算が行われ、溶解途中の体系にダンコフ近似を用いると中性子増倍率が低く算出されてしまうことが指摘されている¹⁴⁾。そこで、燃料溶液の濃度が低い実用的な濃度範囲において、ダンコフ近似を用いることに伴う過小評価の程度を、ダンコフ近似なしに正確に取り扱える連続エネルギーモンテカルロ法に基づく計算と比較して調べる。

本解析の対象となる実験で取扱っている燃料は低濃縮の二酸化ウラン燃料で、溶液燃料濃度も約200gU/ℓとしていた。一方、たとえば下北再処理施設の溶解槽では、燃焼が進んだ燃料すなわちウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で、溶液燃料濃度も設計上最大400g(U+Pu)/ℓまでとしている¹⁵⁾。それゆえ、ここでは溶液燃料濃度を変化させ、ダンコフ補正法に伴う計算誤差の程度を調べる。燃料の種類は、(1)実験報告書³⁾で指定された二酸化ウラン燃料、(2)燃焼済みPWR燃料の2種類とする。燃料棒の無限格子配列で、(7)JACSコードシステムのANISN-JRを用いた等価セル計算、(1)連続エネルギーモンテカルロ計算コードMCNP-4A¹⁶⁾を用いた体系に忠実な計算の2つの方法で中性子増倍率を求め、結果を比較する。

具体的には、体系の形状は(1)(2)ともに表2.1のケース番号1と同様のものとする。燃料組成は、(1)では、表2.1のケース番号1と同様で、(2)では初期濃縮度4.5wt%、燃焼度31GWd/tUの燃料でのウラン・プルトニウム組成とする。すなわち、Pu/(U+Pu)=1.05wt%、 $^{235}\text{U}/^{236}\text{U}/^{238}\text{U}=1.91/0.51/97.58\text{wt}\%$ 、 $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}=1.18/64.69/18.81/12.41/2.91\text{wt}\%$ である。ANISN-JRを用いた計算条件は表2.2に記したものと同一とする。MCNP-4Aの計算では、中性子ヒストリ数20万(一世代当中性子数2,000、世代数130、このうち棄却する初期中性子の世代30)とした。なお、第2章に記したように実験の解析は、核データとして評価済み核データファイルENDF/B-IVに基づいたものであったが、MCNP-4AではENDF/B-IVに収納された核種で使用できるものが非常に限定されているため、ここでの計算は評価済み核データファイルとしてJENDL-3.1¹⁷⁾に基づくものとした。(なお、参考のため、ANISN-JRを用いた計算では評価済み核データとしてENDF

/B-IVに基づくものも行った。)

計算結果の全体を表4.1に示す。このうち、(1)の二酸化ウラン燃料、(2)の燃焼済みPWR燃料に対する計算結果をそれぞれ図4.1及び図4.2に示す。これらの図表によると、燃料溶液濃度が200gU/ℓ、あるいは200g(U+Pu)/ℓ程度の燃料濃度の低い間は計算コードによる差は小さい。しかし、燃料溶液濃度の増加に従い両者の差は大きくなり、燃料溶液濃度が400~600gU/ℓ (あるいはg(U+Pu)/ℓ) ではANISN-JRを用いた計算結果の方がMCNP-4Aより0.5~0.8%Δk低くなるという結果を得た。

一方文献14)では、ダンコフ補正法を用いると、連続エネルギーモンテカルロ法で正確に求めたものよりも中性子増倍率が約6%も低くなる例が示されている。文献14)において取扱われた体系は、2.5wt%²³⁵U濃縮UO₂からなる直径0.96cmの球状ペレットが1500ppmのボロン水中においてペレット体積比を一定に保ちながら徐々に溶解していったと想定したものである。たとえば²³⁸Uの原子個数密度は、1/4溶解及び1/2溶解において、それぞれ 6.5×10^{-3} 、 1.0×10^{-2} 個/b·cmであり¹⁸⁾、ここで対象とした硝酸ウラニル水溶液の²³⁸Uの原子個数密度 (たとえば、表3.2によるとウラン濃度約200gU/ℓで 4.7×10^{-4} 個/b·cm) はそれより1桁小さいことが分る。このため、実用的な燃料濃度範囲をとる溶解槽体系ではダンコフ補正法を用いることに伴う誤差は文献14)で示されたものほど小さくなく、0.5~0.8%Δk以内に収まるものと考えられる。

表4.1 ペレット・溶液混在体系における計算コードと核データの違いによる中性子増倍率算出結果の比較

燃料種類	燃料溶液濃度 [gU/ℓ]又は [g(U+Pu)/ℓ]	MCNP-4A*1	ANISN-JR	
		JENDL-3.1	JENDL-3.1	ENDF/B-IV
4.3wt%濃縮 二酸化ウラン +硝酸ウラニル	195.8 400 600	1.315 1.296 1.273	1.3159 1.2909 1.2678	1.3191 1.2959 1.2745
MOX(燃焼済み PWR燃料)+ 混合硝酸ウラニル	195.8 400 600	1.182 1.158 1.132	1.1793 1.1507 1.1241	1.1824 1.1552 1.1299

*1 標準偏差の大きさは0.1%Δkの程度。

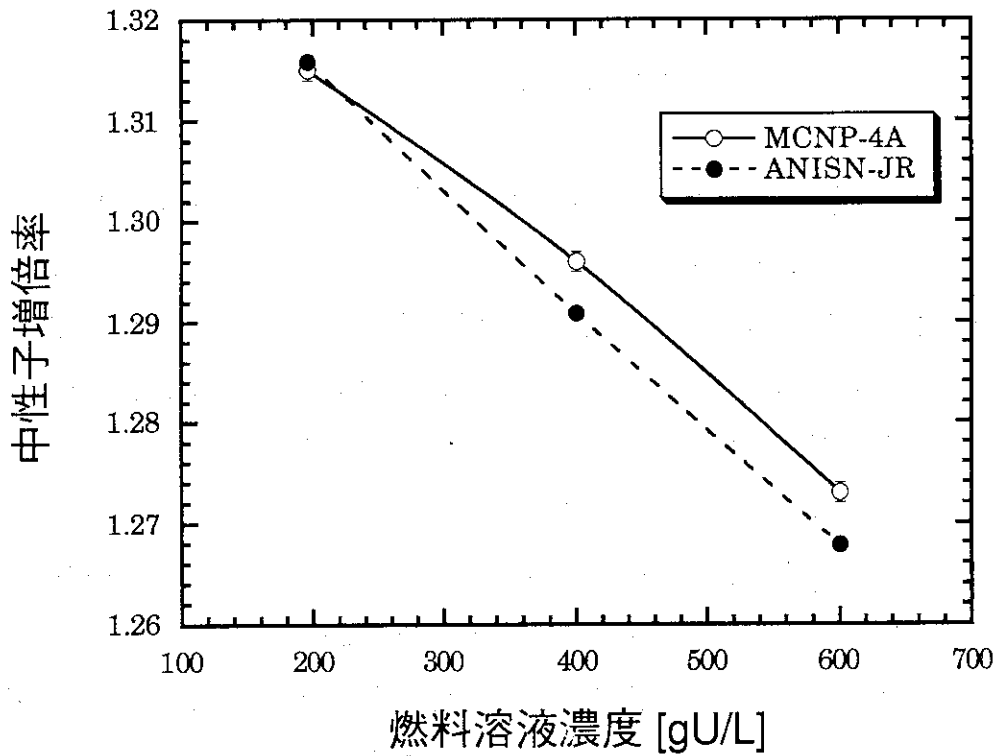


図4.1 濃縮度4.3wt%の二酸化ウランペレットと硝酸ウラニル水溶液混在体系のセル計算結果

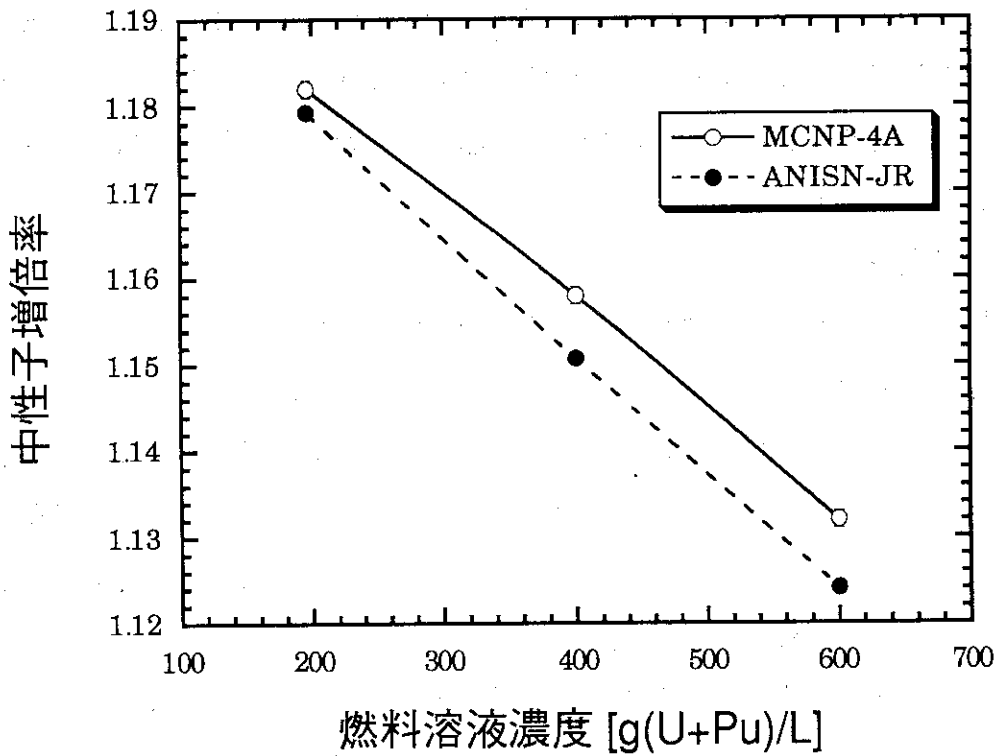


図4.2 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレット（燃焼済みPWR燃料組成）とウラン・プルトニウム混合硝酸水溶液体系のセル計算結果

5. 結論と今後の課題

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にJACSコードシステムを適用して再解析した。全12件を解析して得られた中性子増倍率の平均値は、ベンチマーク計算報告書に記載したものより1.4%Δkだけ大きかったが、0.951と依然低い値であった。この中の2例をOECD/NEAでは国際ベンチマーク問題に設定しており、そこでは、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1.52 Mol/lという報告書記載値を採りえないため、この遊離硝酸濃度のみ0と置くという処方が採られている。実際「臨界安全ハンドブック」に記載されている硝酸ウラニル水溶液の密度式でも実験報告書の矛盾が確認できた。同様の処方をも他の10件の実験データについても施してJACSを用いて解析したところ、中性子増倍率は約3%増加し、平均の中性子増倍率は0.980と求められた。

なお、JACSコードシステムでも採用されているダンコフ補正法は、ペレット・溶液混在体系に適用すると中性子増倍率を低く算出してしまふことが指摘されているが、溶解槽における実用的な燃料溶液濃度の範囲では、0.5から0.8%Δkの低下にとどまることを燃料棒の無限配列という簡単化したモデル体系の数値計算の結果明らかにした。

今後の課題を以下に2点挙げる。

- (1) 実験報告書記載の硝酸ウラニル水溶液の組成について矛盾があることが明らかになったが、事実はどうであったかを明確にする仕事が残っている。幸い、米国エネルギー省の資金により、過去の臨界実験から臨界計算コードの検証に必要な情報を整理するプロジェクトが1992年に開始された。原研もこの活動に参加する意向であり、このプロジェクトの中でこの実験体系を取り上げるよう働き掛けを行って、この仕事を推進する。
- (2) 溶解槽模擬臨界実験としてウラン・プルトニウム混合硝酸溶液中にMOX燃料棒の配列が一部分没した体系の臨界実験が日米共同で行われた。その実験データがごく最近公開されたので¹⁰⁾、その解析を進める。また、原研のSTACYでもウラン燃料の円筒非均質炉心を用いて溶解槽模擬実験が行われる計画である²⁰⁾。

これにより実験の詳細な情報を元に解析を行うことが可能となる。

謝 辞

本報告書をまとめるに当り、三菱原子力工業株式会社の夏目智弘氏には3.1及び3.2節に記した計算結果を提供していただきました。また、第4章に記したANIS N-JRを用いた計算に関しては日本原子力研究所燃料サイクル安全工学部燃料サイクル安全評価研究室の小室雄一氏に、またMCNP-4Aを用いた計算では同研究室の高野誠氏及び荒川拓也氏に御教示いただきました。最後になりましたが、燃料サイクル安全工学部の内藤俣孝次長には本報告書を査読して頂き、有益なご指摘をいただきました。以上を記して謝辞といたします。

これにより実験の詳細な情報を元に解析を行うことが可能となる。

謝 辞

本報告書をまとめるに当り、三菱原子力工業株式会社の夏目智弘氏には3.1及び3.2節に記した計算結果を提供していただきました。また、第4章に記したANIS N-JRを用いた計算に関しては日本原子力研究所燃料サイクル安全工学部燃料サイクル安全評価研究室の小室雄一氏に、またMCNP-4Aを用いた計算では同研究室の高野誠氏及び荒川拓也氏に御教示いただきました。最後になりましたが、燃料サイクル安全工学部の内藤俣孝次長には本報告書を査読して頂き、有益なご指摘をいただきました。以上を記して謝辞といたします。

参 考 文 献

- 1) 奥野浩・内藤俣孝、「臨界安全解析コードシステム J A C S の計算誤差評価」、JAERI-M87-057 (1987)。
- 2) T. Kugo, K. Tsuchihashi and K. Kaneko, "Evaluation Methods of Resonance Absorption for System with Pellet Surrounded by Fuel Solution," J. Nucl. Sci. Technol., 27, 870 (1990)。
- 3) R.C. Lloyd, S.R. Bierman, E.D. Clayton and B.M. Durst, "Criticality of 4.3 wt% Uranium-235 Enriched UO₂ Rods in Uranyl Nitrate Solution Containing Gadolinium," Nucl. Sci. Eng., 78, 121 (1981)。
- 4) J. Katakura, Y. Naito and Y. Komuro, "Development of the Computer Code System JACS for Criticality Safety", Trans. Am. Nucl. Soc., 41, 329 (1982)。
- 5) Y. Nomura, J. Katakura, Y. Naito, Y. Komuro and H. Okuno, "Benchmark Calculations by the Nuclear Criticality Safety Analysis Code System JACS (MGCL, KENO-IV)," JAERI 1303 (1986)。
- 6) Y. Naito, S. Tsuruta, T. Matsumura and T. Ohuchi, "MGCL-PROCESSOR: A Computer Code System for Processing Multigroup Constants Library MGCL", JAERI-M9396(1981)。
- 7) ENDF/B Summary Documentation, BNL-NCS-17541 (ENDF-201), 2nd Edition (ENDF/B-IV) (1975)。
- 8) K. Koyama, K. Minami, Y. Taji and S. Miyasaki, "RADHEAT-V3, A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport," JAERI-M7155 (1977)。
- 9) L.M. Petrie and N.F. Cross, "KENO-IV, An Improved Monte Carlo Criticality Program," ORNL-4398, Oak Ridge National Library (1975)。
- 10) G.E. Whitesides (ed.), "Standard Problem Exercise on Criticality Codes for Dissolving Fissile Oxides in Acids," ORNL, NEACRP-L-306 (1990)。

- 11) 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).
- 12) H.H.Ph. Moeken, "The Density of Nitric Acid Solutions of Uranium and Uranium-Aluminum Alloys," *Anal. Chim. Acta.*, **44**, 225 (1969).
- 13) 奥野浩・内藤俣孝、「臨界安全解析コードシステム J A C S の計算誤差評価」、JAERI-M87-057(1987).
- 14) T. Kugo, K. Tsuchihashi and K. Kaneko, "Evaluation Methods of Resonance Absorption for System with Pellet Surrounded by Fuel Solution," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **27**, 870 (1988).
- 15) 「溶解施設の臨界安全解析」、MAPI-3005 三菱原子力工業株式会社 (1991).
- 16) J. Briersmeister (ed.), "MCNP--A General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4A," LA-12625 (1993).
- 17) K. Shibata et al., "JENDL-3: Japanese Evaluated Nuclear Cross Section Library, Version-3," JAERI-1319 (1990).
- 18) A. Santamarina and H.J. Smith, "Analysis of the OECD/NEACRP Problem N^o 20 on International Criticality Codes for Fuel Pellets in Fissile Solution," NEACRP-L-320 (1990).
- 19) 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).
- 20) N U C E F 実験計画検討グループ、「燃料サイクル安全工学研究施設 (N U C E F) における研究計画」、JAERI-M94-066 (1994).

付録A 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. III 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 (x 10²⁴ 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

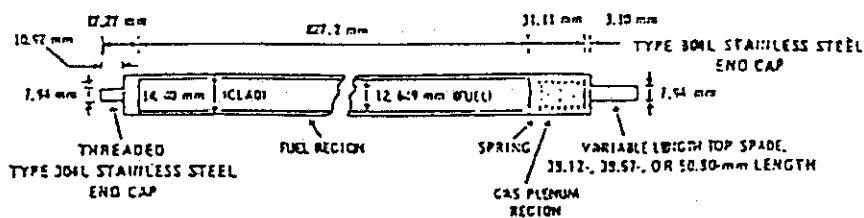
Rod core length = 82.72 cm

Rod radius = 0.63245 cm

TABLE 5

Balance of structural materials

Material	Density g/cc	W/O	Number Densities ₃ (x 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- PLATE (on vessel) bottom))		Ni 8.0	6.50935E-3
Type 304L steel)			
6.35 mm thick LATTICE TEMPLATE - LEXAN sheet	1.2 g/cc	H 7.865 O 17.977 C 74.157	5.63994E-2 8.1206E-3 4.46238E-2



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 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.

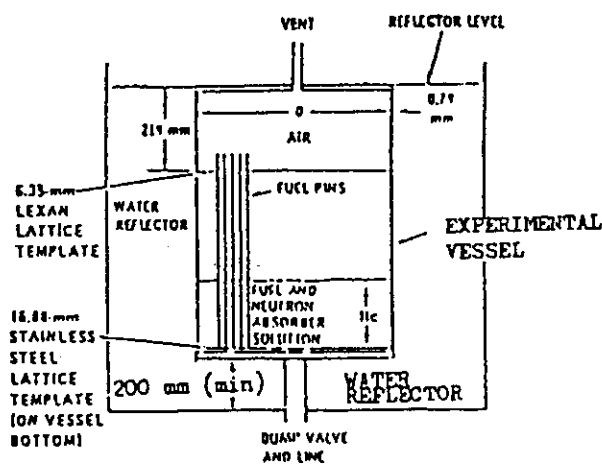
^b AVERAGE OF 20 MEASUREMENTS.

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

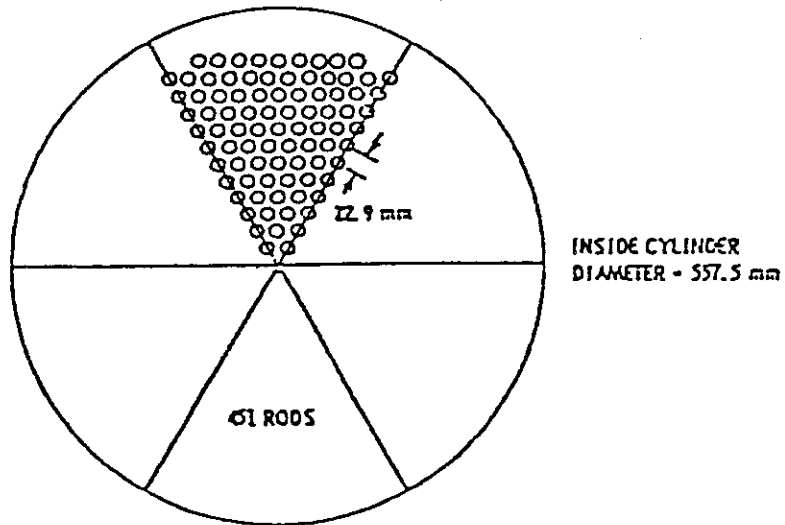
DELAYED CRITICAL CONFIGURATION



INSIDE VESSEL DIAMETER, D (mm)	TRIANGULAR LATTICE PITCH (mm)	NUMBER OF FUEL PINS
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

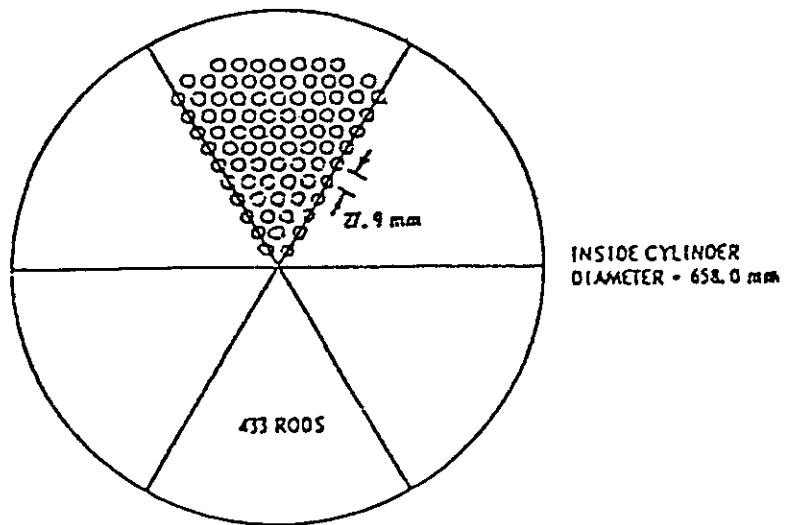


Fig. 3. Experimental Plan Views