

PWR型MOX燃料を用いたTCA臨界実験に関する モンテカルロコードMVPによる解析

Analysis of TCA Critical Experiment with PWR-type MOX Fuel by Using Monte Carlo Code MVP

日本原子力研究所

エネルギーシステム研究部

須崎武則、森 貴正

炉心中央に10×10本のPWR型4.91%富化MOX燃料棒(核分裂性Pu含有率91.4%)を装荷し、周囲を臨界調整用2.6%濃縮ウラン燃料棒で囲んだ6種類の軽水減速2領域炉心について、臨界量、出力分布、及び金線放射化率分布に関するTCA実験結果を、連続エネルギーモンテカルロコードMVPを用いて実験体系を厳密にモデル化することにより解析した。核データライブラリJENDL3.2及び3.3を用いた解析結果はいずれも実験結果と満足すべき一致を示した。

付録として、Puの軽水炉利用に関して原研と旧動燃団の共同研究として行われた一連のTCA実験の経緯と概要を載せた。

1. はじめに

本報告は、文部科学省原子力研究交流制度の下に、平成13年9月から1年間、日本原子力研究所(原研)エネルギーシステム研究部に在籍された、バングラディッシュ原子力委員会核科学技術研究所所属のMafizur RAHMAN氏が、在籍中に成し遂げられた研究の成果¹⁾を要約するものである。氏は、本国では、原子力コードの開発・利用における責任者の立場にあり、この分野に関して深い造詣を有しておられたが、モンテカルロコードの使用は初めてとのことで、最初は、1年間という短期間に、使用予定のMVPコード²⁾をマスターした上で、TCA実験体系の厳密なモデル化と解析を実施し、研究論文を作成するまで行き着けるかどうか、やや不安があった。しかし、氏の持ち前の熱意とMVPコードの明解さがあって、当初の目標を優に達成されるとともに、さらにBWR型MOX炉心に関する同様なTCA実験^{3,4,5)}の解析まで進もうとされたが、さすがにそれは時間切れと

なった。

解析対象の実験データは、原研の軽水臨界実験装置TCAの40年以上にわたる歴史の中でも特筆に値する、一連のPuサーマル実験計画において取得されたものである。わが国のPuサーマル計画は、軽水炉路線がようやく固まりつつあった昭和40年頃に、将来のPuリサイクルの必然性を見越して開始された。TCAでの各種MOX燃料を用いた臨界実験はこの計画の一つの柱であり、旧動力炉・核燃料開発事業団(動燃団)の中村康治氏、湯本録三氏、原研の村主 進氏、松浦祥次郎氏、小林岩夫氏(いずれも当時)らの尽力により、原研―動燃共同研究として昭和52年頃までを一区切りに実施された。この間の経緯は文献(6)に詳しい。また、その後実施されたMOX実験・解析も併せて、概要及び公開文献の一覧を本報告の付録に示す。

付録の④に掲げた10×10格子実験が本研究の解析対象であり、MOX領域の水対燃料体積比、水中のほう素濃度、水ギャップ、及び

水ホールをパラメータとする6種の炉心について、一部臨界量と動特性定数に関するデータは公開済み⁷⁾であったが、出力分布と金線放射化率分布のデータが未公開であった。これらのデータを公開することと、それがMOX炉心に関する最新の核計算手法の精度の検証に有効であることを確かめることが本研究の目的であった。わが国においてPuの軽水炉利用がようやく本格化しようとしている今日、核設計計算手法の精度のさらなる確証のため、現在、海外の臨界実験装置を利用して、より設計仕様に近いMOX炉心の実験データ^{8,9)}が取得されつつある。このような努力に加えて、Puサーマルに関するわが国独自の経

験が過去に蓄積されていることを若い世代に伝える一助としたい、との思いもあった。

2. 実験体系及び測定量

(1) 燃料棒

実験に使用されたPWR型MOX燃料棒及びドライバー用ウラン燃料棒の仕様をTable 1及びFig. 1に示す。ウラン燃料棒は、TCA実験に広く用いられている2.6%濃縮UO₂燃料である。MOX燃料棒は、PuO₂の富化度が4.91%であり一連のTCA実験の中で最も高く、また、²³⁹Puの割合が約90%でありReactor gradeよりはWeapon gradeに近い。

Fuel type	PWR-type MOX	Driver UO ₂
Pellet	Sintered	Sintered
Density (g/cm ³)	10.08 (91.7% T.D.)	10.40 (94.9%T.D.)
Diameter (cm)	0.858	1.25
Enrichment (wt %)	4.91 (PuO ₂ /PuO ₂ +UO ₂)	2.596(²³⁵ U/U)
Composition (wt %)		
U	Natural	
Pu-238	0.0454	
Pu-239	90.236	
Pu-240	8.480	
Pu-241	1.151	
Pu-242	0.086	
O-16	0.0016	
O/M ratio	2.00	2.04
Cladding	Zircaloy-4	Al
Inner dia. (cm)	0.872	1.265
Thickness (cm)	0.063	0.076
Active fuel length (cm)	90.93	144.15
Mass of Pu, (g/rod)	23.30	

Table1
Fuel specifications

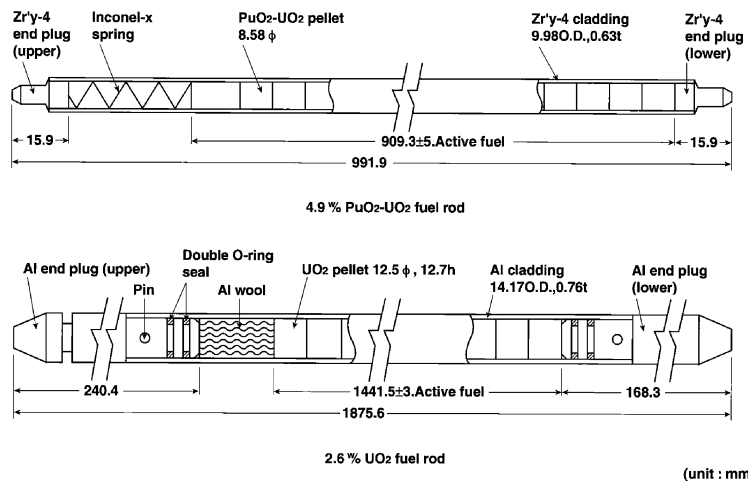


Fig.1 Fuel rods

(unit : mm)

Table 2 Names and parameters of cores

Core name (Named after volume ratio)	Lattice pitch in MOX region (cm)	Lattice pitch in driver region (cm)	Water gap between the lattices (cm)	Boron concentra- tion (ppm)	Number of driver fuel rods	Critical* water level (cm)	Tempera- ture (°C)	Power distribution measurement	Flux distribution measurement
2.40Pu	1.473	1.849	0.031	0.0	224	83.66	21.0	Yes	Yes
2.40Pu- B1	1.473	1.849	0.031	309.40	336	90.80	22.6	No	No
2.40Pu- B2	1.473	1.849	0.031	554.00	444	84.71	23.0	Yes	Yes
2.40Pu /WH	1.473	1.849	0.031	0.0	224	78.70	21.7	Yes	No
2.40Pu/G	1.473	1.849	0.09 (1.731)**	0.0	180	83.67	21.0	Yes	Yes
2.96Pu	1.580	1.849	0.42	0.0	164	87.30	21.0	Yes	Yes

* Height of water level from the bottom end of the active fuel zone

** Cross water gap at the center of the core

(2) 炉心

実験炉心はいずれもMOX燃料棒10×10本を中央テスト領域とし、その周囲をウラン燃料棒で取り囲んだ2領域炉心である。両者の燃料棒の有効部(燃料スタック部)下端を一致させるため、Fig.2に示すように、テスト領域下部にはAl製の台座が置かれている。

テスト領域の水対燃料体積比(格子間隔)、水中のほう素濃度、水ギャップ、及び水ホールをパラメータとする6種の炉心の名称と仕様をTable 2に、それらの水平方向断面図をFig.3~8に示す。

(3) 測定量

①臨界量

上記6種の炉心に関するドライバー用ウラン燃料棒の本数と臨界水位の測定値(誤差±0.5mm以下)をTable 2に示す。別途測定された水位反応度係数と実効遅発中性子割合の計算値⁷⁾を使うと、約80cmの臨界水位の測定誤差0.5mmは反応度にして約 $3.5 \times 10^{-5} \delta k/k$ に相当する。

②出力分布

Table 2に示す5種の炉心について、FPγ線スキャンニング法(エネルギー0.6MeV以上を積分計数)により炉心水平方向の出力分布

(誤差±2.5%以下)が測定された。

実験値はテスト及びドライバー両領域にわたって得られているが、それを核分裂率分布の計算値と比較するには、MOX及びウラン燃料棒間の出力規格因子が必要である。TCAでは、本実験が終了しMOX燃料棒搬出後に、

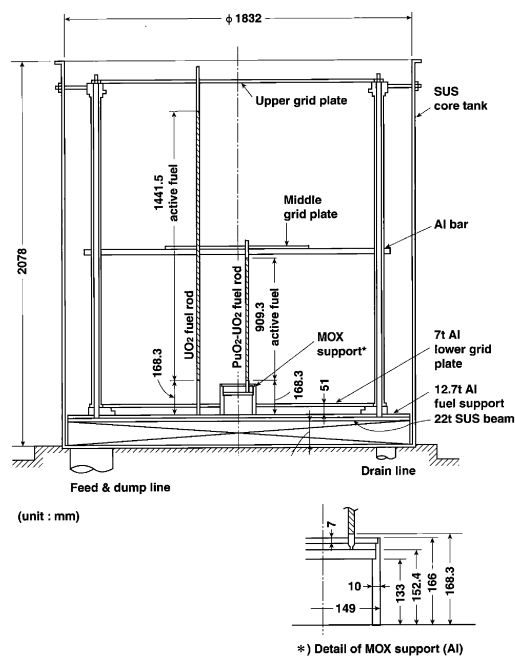


Fig.2 Vertical arrangement of fuel rods

この因子を燃料反応度比の測定値などを用いて半実験的に高精度で求める巧妙な方法¹⁰⁾が開発されたが、本実験では利用できなかったため、MOXテスト領域に限って計算値との比較を行った。

③金線放射化率分布

Table 2に示す4種の炉心について、直径0.5mmの金線(厚さ0.5mmのCd被覆が有るものと無いもの)をFig.3~8に示す位置に反射体も含んで炉心水平方向に張り、熱及び熱外中性子による放射化率分布(炉心から遠い低放射化率のものを除いて誤差±2%以下)が測定された。

このような塊状の試料では、Cdを含む試料

内外での中性子自己しゃへい効果が問題となる。従来、対象炉心の代表的な中性子スペクトル場で、自己しゃへい効果に関する補正係数と実効的なCd切断エネルギーを別途計算で求め、熱及び熱外中性子束分布の計算値との比較に用いる方法が一般的であった。これに替えて本研究では、森の提案により、完全反射の5cm角水体系の中心に裸及びCd被覆の金線を設置した場合における多群(108群)の中性子しゃへい因子と金の無限希釈放射化断面積をMVPコードで計算しておき、全炉心体系での金線設置位置における108群中性子束分布のMVP計算値に乗じて実験値と比較した。

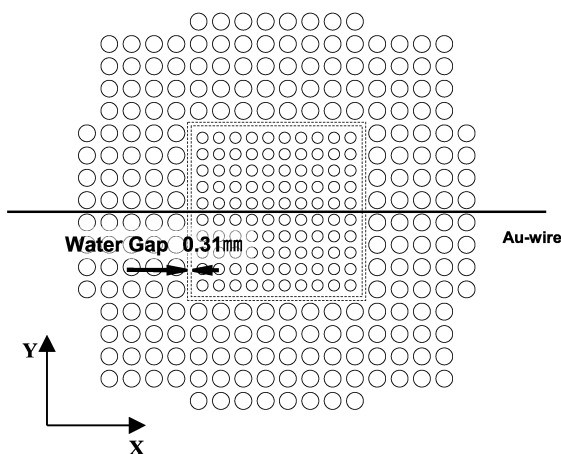


Fig.3 2.40Pu

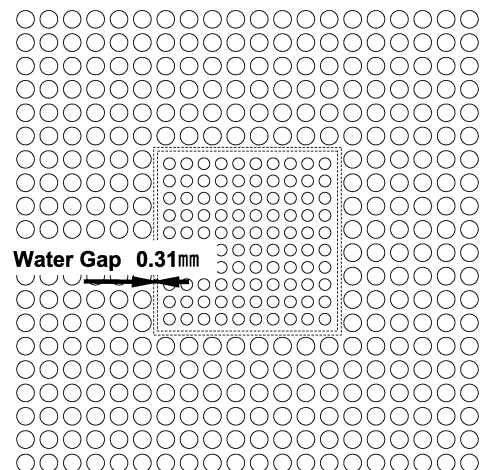


Fig.4 2.40Pu-B₁

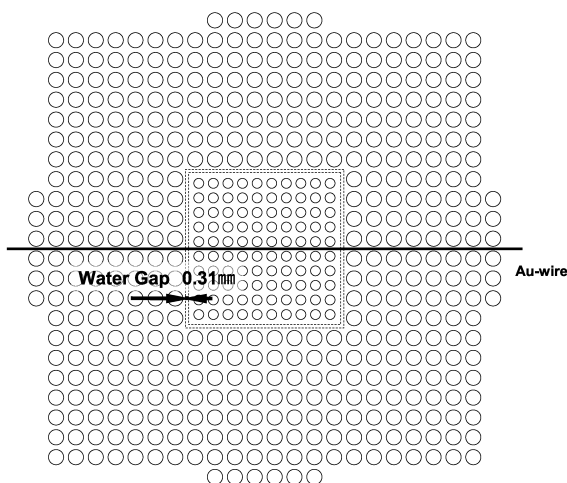


Fig.5 2.40Pu-B₁

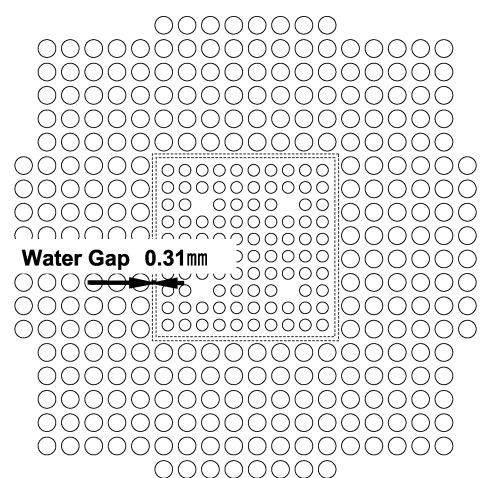


Fig.6 2.40Pu/WH

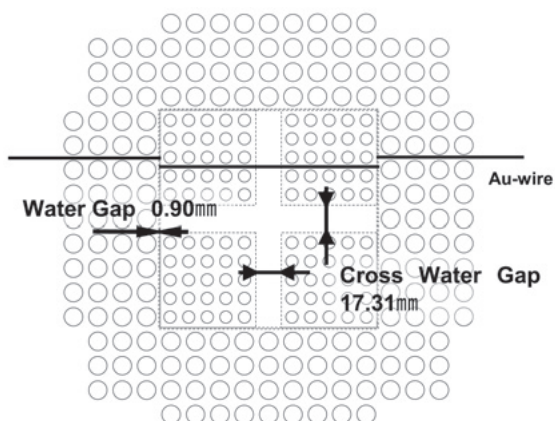


Fig.7 2.40Pu/G

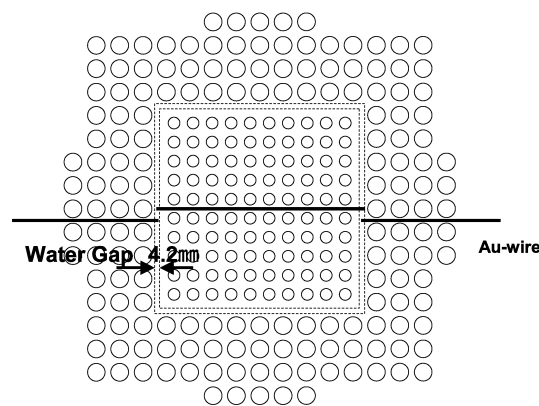


Fig.8 2.96Pu

3. 解析計算及び実験値との比較結果

(1) 計算方法

連続エネルギーモンテカルロコードMVPを用いて、Table 2の臨界炉心について、Fig. 2に示した幾何形状を厳密にモデル化し、中性子実効増倍係数 k_{eff} 、MOX燃料棒内の核分裂率、及び金線設置位置に設けた微小（垂直方向は十分長い）領域内での108群中性子束を計算した。中性子ヒストリー数は3,000万～14,000万であり、 k_{eff} 、核分裂率、及び中性子

束計算値の統計誤差は、それぞれ、0.013%、0.2%、及び1%以下となっている。

核データライブラリーとしては、当初はJENDL-3.2¹¹⁾から出発したが、研究の途上でJENDL-3.3¹²⁾がリリースされたので、両者のライブラリーを用いた。

(2) 計算結果及び実験値との比較

①臨界量

6種の臨界体系 (k_{eff} の実験値=1) に関する k_{eff} の計算結果をTable 3に示す。炉心パラ

Table 3 MVP calculated effective multiplication factors, K_{eff} for critical cores
[Values in parenthesis are percent differences; $(C/E - 1) \times 100$]

Core name	Data library	Histories completed	K_{eff}
2.40 Pu	JENDL-3.2	88,260,000	$0.999569 \pm 0.0076\%$ * (-0.04)
	JENDL-3.3	91,440,000	$0.997498 \pm 0.0075\%$ (-0.25)
2.40 Pu-B1	JENDL-3.2	50,400,000	$1.00032 \pm 0.01010\%$ (0.03)
	JENDL-3.3	47,400,000	$0.998138 \pm 0.0106\%$ (-0.19)
2.40 Pu-B2	JENDL-3.2	127,640,000	$1.001660 \pm 0.00610\%$ (0.17)
	JENDL-3.3	139,940,000	$0.998807 \pm 0.0058\%$ (-0.12)
2.40 Pu /WH	JENDL-3.2	32,540,000	$0.999512 \pm 0.0127\%$ (-0.05)
	JENDL-3.3	40,700,000	$0.997315 \pm 0.0113\%$ (-0.27)
2.40 Pu /G	JENDL-3.2	81,480,000	$0.999414 \pm 0.0080\%$ (-0.05)
	JENDL-3.3	84,720,000	$0.998035 \pm 0.0078\%$ (-0.17)
2.96 Pu	JENDL-3.2	85,240,000	$0.999779 \pm 0.0079\%$ (-0.02)
	JENDL-3.3	89,260,000	$0.998490 \pm 0.0077\%$ (-0.15)

*Standard deviation in Monte Carlo calculation

メータの多様さにもかかわらず、全ケースとも0.3%以下の差で実験値を再現している。なお、JENDL-3.2では、ウラン燃料棒の装荷量が多い炉心ほど、 k_{eff} の値が大きくなる傾向が見られるが、JENDL-3.3では改善されている。

②出力分布

5種の炉心の全てについて、計算値は3%以下の差で実験値を再現した。両ライブラリー間の差は十分小さい。一例として、最も出力変化の激しいMOX領域内にクロス水ギャップを有する2.40Pu/G炉心に関する比較結果をTable 4に示す。実験値と計算値は、それ

ぞれ、MOX領域内の平均出力を1に規格したものである。

③金線放射化率分布

全4炉心について、計算値は、炉心内では4%以下、反射体を含むと6%以下の差で実験値を再現した。ライブラリー間の差は殆ど見られない。例として、②と同様2.40Pu/G炉心に関する比較結果を、裸の金についてFig. 9に、Cd被覆の金についてFig. 10に示す。いずれも、ドライバー領域の平均値が1になるよう規格されている。

Table 4 Relative power distribution (MOX region) in core 2.40Pu/G

Data given in the table below are: 1st : E; measured value
 2nd : C; calculated value /JENDL-3.2
 3rd : C; calculated value /JENDL-3.3
 [Values in parenthesis are percent differences; (C/E - 1) x 100]

CWG					0.75 0.74 (-1.33) 0.74 (-1.33)
				0.71 0.71 (0.00) 0.71 (0.00)	0.73 0.74 (1.37) 0.74 (1.37)
			0.80 0.79 (-1.25) 0.79 (-1.25)	0.75 0.75 (0.00) 0.75 (0.00)	0.77 0.78 (1.30) 0.77 (0.00)
		0.99 1.01 (2.02) 1.01 (2.02)	0.89 0.89 (0.00) 0.90 (1.12)	0.86 0.84 (-2.33) 0.84 (-2.33)	0.84 0.85 (1.19) 0.85 (1.19)
	1.90 1.91 (0.53) 1.91 (0.53)	1.44 1.45 (0.69) 1.45 (0.69)	1.27 1.29 (1.57) 1.30 (2.36)	1.17 1.20 (2.56) 1.20 (2.56)	1.13 1.12 (-0.88) 1.12 (-0.88)
CWG*					

(Cre center)

*Cross water gap

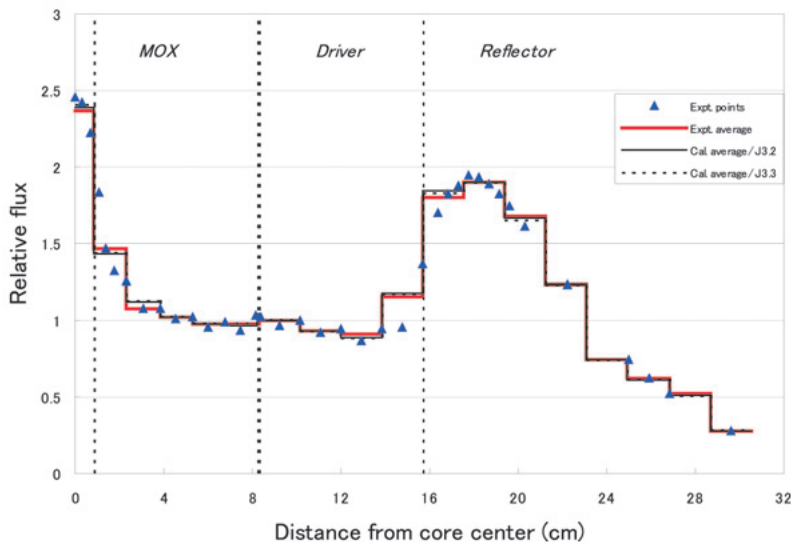


Fig.9 Thermal flux distribution in core 2.40Pu/G

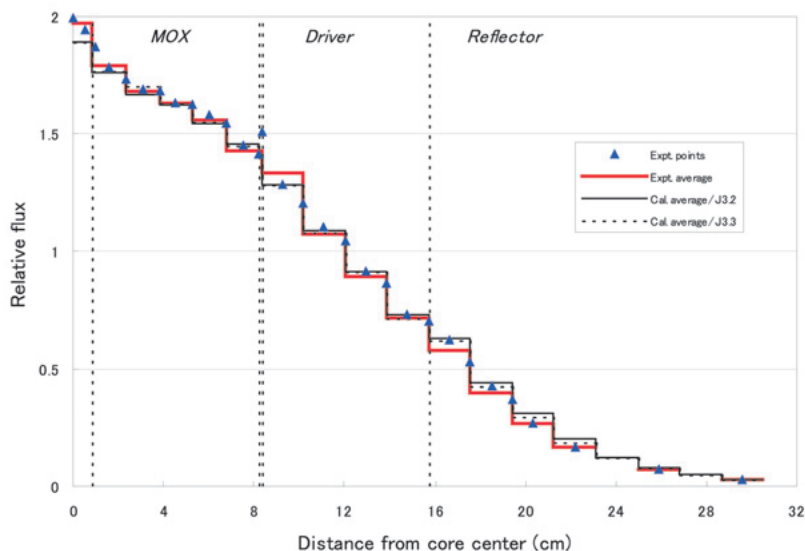


Fig.10 Epithermal flux distribution in core 2.40Pu/G

4. おわりに

本研究では、PuO₂富化度4.91% (²³⁹Pu割合約90%)のMOX燃料棒100本を装荷したテスト領域を有し、テスト領域の水対燃料体積比、水中のほう素濃度、水ギャップ、及び水ホールをパラメータとする6種の軽水減速2領域炉心について、臨界量、出力分布、及び金線放射率分布に関する実験値を用いて最新の核計算手法による実験値の再現性を検討した。その結果、JENDL-3.2及び-3.3ライブラリーを用いたMVP計算値は、これら多様なパラメータ変化に対して、満足すべき精度を有することが確かめられた。さらに、Pu

サーマルに関するTCA実験計画の中で取得された一連のMOX炉心臨界実験データの有効性について、最先端の核計算手法を用いた解析により、その一端を示すことができた。今後、付録に掲げた多くのデータが各所で有効に利用されることを期待するとともに、1.でふれたBWR型炉心に関するデータ等の未だ十分公開されていないデータに目を見せるよう努めたい。

本報告をまとめるに当たって、PuサーマルTCA実験の経緯について湯本鎌三氏と小林岩夫氏の懇切な助言を得た。

参考文献

- 1) M. Rahman, T. Suzaki and T. Mori: "Analytical Study of Two-Region TCA Critical Experiments with PWR-Type MOX Fuel by Using Monte Carlo Code MVP", JAERI-Research 2003-007, (2003).
- 2) T. Mori, M. Nakagawa and M. Sasaki: "Vectorization of Continuous Energy Monte Carlo Method for Neutron Transport Calculation", J. Nucl. Sci. Technol., 29, 325(1992).
- 3) 笹島秀吉、他:「BWR型PuO₂-UO₂集合体の出力ピーキングの測定」、日本原子力学会S49年秋の大会、B28(1974).
- 4) 小林岩夫、他:「BWR型PuO₂-UO₂集合体に隣接した吸収体価値の測定」、日本原子力学会S49年秋の大会、B30(1974).
- 5) 大野秋男、他:「軽水減速PuO₂-UO₂格子のボイド反応度効果に関する実験及び解析」、日本原子力学会S52年春の年会、C7(1977).
- 6) 動力炉・核燃料開発事業団:「プルトニウム開発十年の記録」、昭和51年7月.
- 7) 鶴田晴通、北本絃一:「軽水減速UO₂およびPuO₂-UO₂格子の2領域炉心における β_{eff}/λ の測定と計算」、JAERI-M 4696, (1972).
- 8) 神田啓治、山本徹、他:「MOX燃料炉物理試験と解析の現状—プルトニウムの有効利用に向けて—」、日本原子力学会誌、40, 834(1998).
- 9) T. Yamamoto, et al.: "BWR MOX Core Physics Experiments and Preliminary Analysis", Proc. of Int. Conf. on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing, Seoul, Korea, (2002).
- 10) 松浦祥次郎、大野秋男、他:「二領域炉心

の出力分布の比較因子の測定」、日本原子力学会S48年春の年会、C47(1973).

- 11) T. Nakagawa, et al.: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version-3, Revision-2 (JENDL-3.2)", J. Nucl. Sci. Technol., 32, 1259(1995).
- 12) K. Shibata: "JENDL-3.3: A New Version of JENDL General-Purpose Library", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125(2002).

付録 Puサーマルに関するTCA臨界実験の概要及び公開文献一覧

1965年頃には、軽水炉の本格的稼動に伴い蓄積するPuをリサイクル利用する必要性が予測され、MOX燃料炉心の核特性を測定するための一連のTCA実験が、原研と動燃との共同研究として行われた。MOX燃料の製作は動燃が、実験準備は主に原研が分担した他、実験の遂行、解析計算、報告書の作成等は両者が共同で行った。また、この研究には、原研への出向という形で電力等からの参加もあった。

実験は、1967年から1977年に渡り、大別して次の6ステップでなされた。

① 単一燃料棒実験

PuO₂富化度1.4~2.5%、燃料棒径9.5~12.7mmの6種類の燃料棒を、中性子トラップ型円環状炉心の中央軽水領域に装荷し、反応度と中性子束分布の測定がなされた。軽水格子で重要な燃料棒セル内の中性子自己遮蔽効果に着目した実験であり、MOX燃料に関する格子計算法の改良に役立てられた[1,2]。

② 3×3格子実験

PuO₂富化度と燃料棒径が2.5%, 11.72mm及び3.13%, 12.23mmの2種の3×3MOX燃料格子を2.6%濃縮UO₂燃料格子で取り囲んだ2領域炉心を用いて、主として出力ピーキングに着目した実験がなされた [3, 4]。この燃

料は、計装を付してハルデンHBWRにて照射実験に供された。その後、原研にて非破壊FP γ 線分析が行われ、燃焼度分布等が測定されている [5]。

③ 7×7格子実験

PuO₂富化度3.4%、燃料棒径12.23mmのBWR型7×7格子をテスト領域とする2領域炉心実験において、幾何学的に同一の2.6%濃縮UO₂テスト格子との諸量の比較から、Pu/U混合装荷で問題になる反応度、出力分布、中性子束分布等の整合性に関する知見が得られている [6, 7]。

④ 10×10格子実験

PuO₂富化度4.9%、燃料棒径9.98mmのPWR型10×10格子をテスト領域とする2領域炉心実験において、減速材中のBの効果を含む諸量の測定が行われた [8]。この燃料は米国SAXTON炉にて照射の後、照射後試験に供された。

⑤ 全MOX炉心実験

PuO₂富化度3.0%、燃料棒径12.21mmのMOX燃料棒600本を用いて、格子間隔16.60～24.74mmの広い範囲で1領域炉心を構成し、臨界量、出力分布、中性子束分布、反応度係数、動特性定数等が測定された [9, 10]。実験結果には、²⁴¹Puの崩壊による反応度効果 [11]、Pu/Uの装荷割合による $\beta_{\text{eff}} / \ell$ の系統変化 [12] も含まれている。MOX1領域実験の結果は、U燃料実験の結果とともに、最新の核データを用いた解析計算値と比較され、両者の間には良い一致が見られた [13]。

⑥ 出力平坦化実験

上記のMOX燃料に加えて、PuO₂富化度1.1～4.6%の4種のMOX燃料と濃縮度1.9～3.2%の5種のUO₂燃料を用いて試験集合体を構成し、集合体内の燃料配置を各種変更して主に出力分布の測定が行われた [14]。また、最近では、上記4種のMOX燃料を用いて、MOX燃料格子における転換比の測定 [15]、MOX-U混合炉心の β_{eff} 評価実験 [16]、Pu

の自発核分裂に伴う高エネルギー γ 線計測による非破壊Pu計量の試み [17] 等もなされている。

これらの実験を通じて、MOX燃料炉心に関する炉物理実験データを蓄積する一方、核計算手法の整備が進められ、それを用いてJPDR-IIによる照射実験のためのMOX集合体設計 [18] が行われた。原研、動燃、日本原子力発電の共同によるこの計画はJPDRの停止のため中断されたが、TCA実験は現在までのところ国内で唯一かつ系統的なMOX燃料臨界実験であり、その経験は今後のPuサーマル計画の遂行に大いに役立つものと考えられる。

参考文献

1. 松浦、小林、鶴田、橋本、大野、浅井 (MAPI)、湯本、菊池、梶山 (以上PNC)、
「PuO₂-UO₂の炉物理特性(2)熱中性子場における反応度効果」、JAERI-memo 3436 (公開)、(1969)。
2. 同上、「PuO₂-UO₂の炉物理特性(3)熱中性子場における燃料棒内外の熱中性子束分布」、JAERI-memo 3437 (公開)、(1969)。
3. 松浦、小林、鶴田、橋本、大野、秦 (中電)、大槻 (東北電)、湯本、菊池、梶山 (以上PNC)、
「PuO₂-UO₂の炉物理特性(5)3×3格子燃料集合体 (HALDEN照射 IFA-159) に関する臨界実験および出力分布の解析」、JAERI-memo 3439 (公開)、(1969)。
4. 松浦、小林、鶴田、橋本、大野、秦 (中電)、宮脇、湯本、菊池、梶山 (以上PNC)、
「PuO₂-UO₂の炉物理特性(9)3×3格子燃料集合体 (HALDEN照射 IFA-160) に関する臨界実験および出力分布の解析」、JAERI-memo 3796 (公開)、(1969)。
5. H.Tsuruta, T.Suzaki, S.Matsuura,
"Profiles of Activity Ratios of Fission

- Products, ^{134}Cs , ^{137}Cs and ^{106}Ru in Low-Enriched $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ Fuel Assemblies", J. Nucl.Sci.Technol., 14(1), 43(1977).
6. H.Tsuruta, S.Matsuura, I.Kobayashi, M.Hashimoto, T.Suzaki, A.Ohno, K.Murakami,R.Yumoto*,S.Kikuchi*,T.Kajiyama*,H.Sasajima*(PNC),K.Kitamoto**,M.Hata** (** Chubu El. P. Co.), "Critical Experiments and Analyses on 7x7 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ Lattices in Light-Water Moderated UO_2 Core", JAERI 1234, (1973).
 7. A.Ohno, I.Kobayashi, H.Tsuruta, M.Hashimoto, T.Suzaki, K.Murakami, S.Matsuura, S.Kikuchi*,T.Kajiyama*, H.Sasajima*,R.Yumoto*(PNC),"Measurements of Thermal Disadvantage Factors in Light-Water Moderated $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ and UO_2 Lattices", J.Nucl. Sci.Technol., 17(1), 26(1980).
 8. 鶴田、北本 (中電)、 $「軽水減速\text{UO}_2$ および $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 格子の2領域炉心における β_{eff}/ℓ の測定と計算」、JAERI-M 4696, (1972)。
 9. I.Kobayashi, H.Tsuruta, T.Suzaki, A.Ohno, K.Murakami, S.Matsuura, R.Yumoto*, T.Matsumoto*, H.Sasajima*,K.Itagawa*(PNC), "Critical Experiments on Light-Water Moderated $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ Lattices", J.Nucl.Sci. Technol., 15(3), 166(1978).
 10. H.Tsuruta, I.Kobayashi, T.Suzaki, A.Ohno, K.Murakami, S.Matsuura, "Critical Sizes of Light-Water Moderated UO_2 and $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ Lattices", JAERI 1254, (1978).
 11. H.Sasajima, T.Matsumoto, R. Yumoto, H. Tsuruta, et al., "Experiment and Analysis on Reactivity Decrease due to ^{241}Pu Decay in Light-Water Moderated $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ Lattices", PNCT831-80-01, 86(1980).
 12. K.Nakajima, T.Suzaki, I.Kobayashi, "Measurement and Analysis of Criticality and β_{eff}/ℓ in U-Pu Mixed Cores", Proc. 5th Int. Conf. on Nucl. Criticality Safety (ICNC'95), Albuquerque, 7.36(1995).
 13. T.Tamiya, H.Maruyama, K.Ishii, S.Izutu, M.Yamaguchi, "Analysis of Mixed Oxide Fuel Critical Experiments with Neutronics Codes for Boiling Water Reactors", J. Nucl. Sci. Technol., 37(3), 316(2000).
 14. 村上、鶴田、須崎、大野、小林、湯本*、松本*、笹島*(PNC)、 $「プルトニウム燃料の出力平坦化に関する臨界実験—出力分布の測定」$ 、JAERI-M 9876, (1982).
 15. K.Nakajima, M.Akai, T.Suzaki, "Determination of the Modified Conversion Ratio of Light-Water-Moderated Uranium-Plutonium Mixed-Oxide-Fuel Lattice", Nucl. Sci. Eng., 119(3), 182(1995).
 16. T.Suzaki, K.Sakurai, K.Nakajima, O.Horiki, "Precise Determination of β_{eff} for Water-Moderated U and Pu-U Cores by a Method Using Buckling Coefficient of Reactivity", Proc. 6th Int. Conf. on Nucl. Criticality Safety (ICNC'99), Versailles, France,386 (1999).
 17. 須崎、黒澤、桜井、堀木、星、新田、 $「高エネルギー\gamma$ 線計測によるMOX集合体中のPu計量の試み」、日本原子力学会 1998春の年会、G57, 320(1998).
 18. 松浦、内藤、村上、 $「JPDR-II$ 用 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 集合体の第一次設計」、JAERI-memo 4327 (公開)、(1971)。