

## 2011 年度 核データ部会賞

### (1) 学術賞

#### － FUBILA 炉物理試験と炉心解析 －

原子力安全基盤機構  
原子力システム安全部

山本 徹

[Yamamoto-toru@jnes.go.jp](mailto:Yamamoto-toru@jnes.go.jp)

#### 1. はじめに

フル MOX 模擬 BWR 炉心についての炉物理試験の解析評価に関する論文[1]を対象に、2011 年度核データ部会賞（学術賞）を FUBILA<sup>1</sup>計画 MOX 炉物理試験チーム<sup>2</sup>として受賞した。この受賞に際し、本炉物理試験にかかわっていただいた多くの方々に改めて感謝します。この報告では、本炉物理試験の概要と試験炉心の解析により得られた知見について述べる。

#### 2. FUBILA 計画の炉物理試験について

炉物理試験データのより体系的な評価により、現行の炉心核設計手法の全 MOX-BWR 炉心への適用性を実証するとともに、将来の高燃焼度 MOX 炉心の安全審査における核設計手法の妥当性判断根拠のための技術データを蓄積することを目的として、全 MOX 炉心核設計手法信頼性実証試験<sup>3</sup>を実施している。本炉物理試験は、その一部として実施したもので、その特徴は、高燃焼度商用 BWR 型 MOX 燃料を模擬する試験用 MOX 燃料棒を新たに製作し試験に使用したこと、これにより試験炉心を構成し、MOX 燃料集合体を全数装荷する BWR 炉心の炉物理核特性について測定データを得たことである。

<sup>1</sup> FUBILA : Full MOX Core Physics Experiments of BWR Initiated for Lattice Analysis Method Verification and Improvement

<sup>2</sup> 独立行政法人原子力安全基盤機構：山本 徹、酒井 友宏、安藤 良平、株式会社東芝：桜田 光一、菊池 茂人、馬野 琢也

<sup>3</sup> 平成 12 年度から、経済産業省から（財）原子力発電技術機構への委託事業として開始し、平成 15 年 10 月以降（独）原子力安全基盤機構の事業として実施している。

FUBILA 計画は、すでに実施された MISTRAL 及び BASALA 計画[2 - 4]の炉物理試験と同様にフランス原子力庁 (CEA) のカダラッシュ研究所に設置されている軽水減速型臨界試験装置 EOLE を用いて実施した。EOLE はいわゆるタンク型の臨界試験装置であり、燃料棒は炉心タンク内に格子板によって固定される。運転の際には減速材である軽水が炉心タンク内に満たされ、水位は燃料棒有効長の上端から上方約 17cm の位置に保たれる。FUBILA 計画の炉物理試験での臨界調節は燃料棒の装荷本数を変えることにより行い、微小な反応度調整は微調整棒 (パイロットロッド) の挿入量を変えて行う。炉停止用には 4 体のクラスタ型安全棒が設置されているが、通常の運転時では全引抜きされている。また、減速材の温度を 10°C から 80°C まで制御できる温度制御装置が装備されている。図 1 は、FUBILA 計画の最初の臨界炉心である 9x9 基準炉心(9x9 ref.)を装荷した炉心タンクを示す [5]。

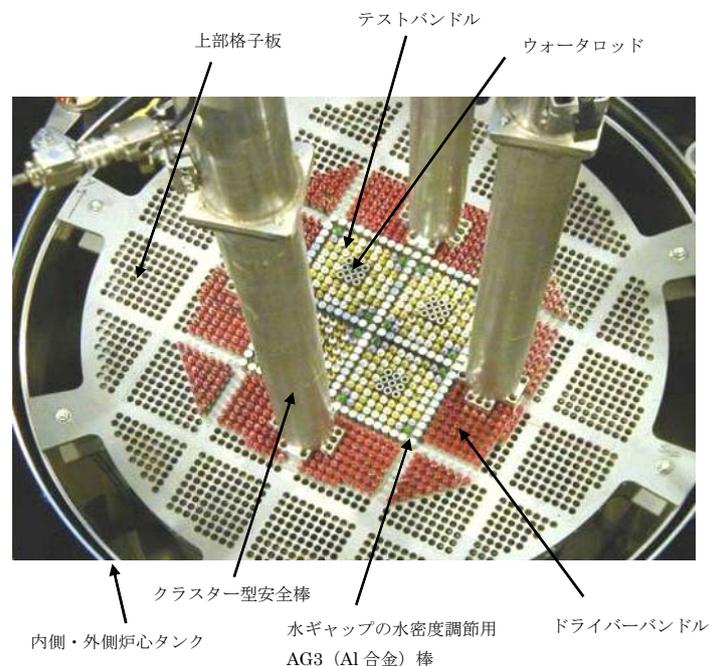


図 1 9x9 基準炉心(9x9 ref.)を装荷した EOLE 炉心タンク [5]

試験炉心は、新たに製作した FUBILA-MOX 燃料棒により構成した BWR 模擬燃料集合体 4 体から構成するテスト領域と、それを取り囲む EPICURE-MOX 燃料棒からなるドライバー領域から構成している。なお、EPICURE-MOX 燃料棒は、CEA がフランスの PWR の MOX 燃料装荷について炉物理試験 (EPICURE 計画) を実施した際に製作した試験用 MOX 燃料棒である。ドライバー領域の MOX 燃料棒の本数はテスト領域の反応度を補償して臨界に達するように変化させている。

この試験炉心のテスト領域を構成する集合体は、BWR の典型的な 9x9 燃料集合体の運

転時状態を模擬している。表 1 はテスト領域の構成のまとめを示す。テスト領域の模擬燃料集合体の配置を図 2 に示す。この配置では、燃料棒ピッチと燃料集合体ピッチは模擬対象の 9x9 燃料集合体の例と同じとしている。FUBILA-MOX 燃料棒は AG3 のオーバークラッドにより被覆され、その仕様は目標とする集合体の局所の H/HM（水素対重金属原子数比）が得られるように決めている。水チャンネルは 3x3 の AG3 管により模擬している。燃料チャンネルは設けていないが、同チャンネルによる水の減少と燃料チャンネル間のギャップの水の密度が運転中と試験を実施する室温とに差があることを模擬するために、集合体間に AG3 棒を集合体の燃料棒ピッチと同じとなるように設置している。

表 1 テスト領域の構成[5]

炉心	集合体格子	チャンネル内ボイド模擬 (%)	制御棒又は吸収棒
9x9 ref.	9x9	0	—
40% void		40	
70% void		70	
Axial void		0/70	
Control blade		40	B <sub>4</sub> C 制御棒
UO <sub>2</sub> rod		40	UO <sub>2</sub> 燃料棒
Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub> rod		40	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub> 燃料棒及び UO <sub>2</sub> 燃料棒
10x10 MOX assembly	10x10	40	—
Time elapsed 9x9 ref. <sup>a</sup>	9x9	0	—

<sup>a</sup> 9x9 ref. 炉心の臨界後、約 17 ヶ月経過した後に 9x9 ref. 炉心を構成した臨界炉心であり、MOX 燃料組成の変化が臨界性に与える影響を調べることを目的とする。

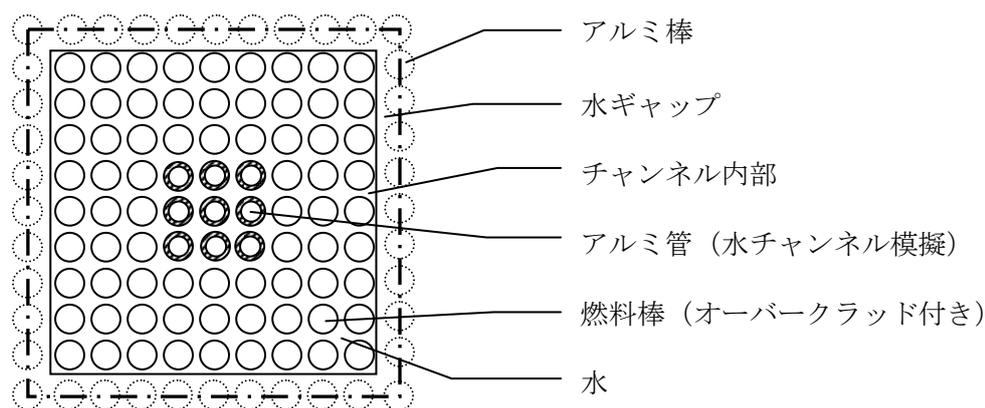


図 2 9x9 ref. 炉心の模擬燃料集合体の構成[5]

テスト領域の 9x9 MOX 模擬燃料集合体の燃料棒富化度配置を図 3 に示している。[5] 集合体平均全 Pu 富化度は 9.1 wt% であり、集合体取出平均燃焼度 55 GWh/t 程度に対応する。ドライバー領域は、AG3（アルミニウム合金）オーバークラッドにより被覆した

EPICURE-MOX 燃料棒から構成する 9x9 格子又は部分 9x9 格子からなる。燃料棒ピッチと燃料集合体ピッチは上記の模擬対象の 9x9 燃料集合体の例と同じとしている。ただし、水チャンネルを模擬する AG3 棒と集合体間のギャップの AG3 棒を配置していない。試験炉心の臨界性を適切な炉心サイズにより確保するためにドライバー領域の H/HM は BWR の冷温時相当としている。

									C/R
									+
1	2	3	4	4	4	3	2	1	
2	4	3	4	3	4	3	4	2	
3	3	4	3	4	3	4	3	3	
4	4	3	W	W	W	3	4	4	
4	3	4	W	W	W	4	3	4	
4	4	3	W	W	W	3	4	4	
3	3	4	3	4	3	4	3	3	
2	4	3	4	3	4	3	4	2	
1	2	3	4	4	4	3	2	1	

Rod ID	Pu* wt%	<sup>235</sup> U wt%	Number
1	3.0	0.25	4
2	5.0		8
3	8.5		28
4	11.5		32
Av.	9.1	0.25	72

$$*(Pu+^{241}Am)/(U+Pu+^{241}Am)$$

図 3 9x9 燃料集合体の MOX 棒富化度配置[5]

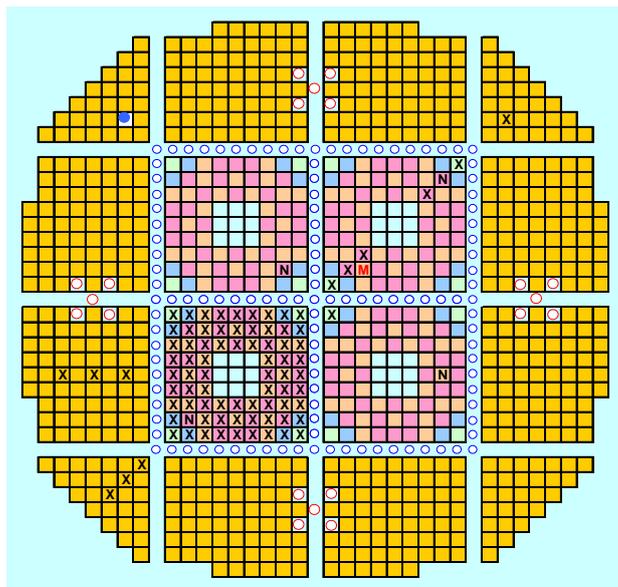
表 1 に示すように、テスト領域において、BWR の特徴である蒸気ボイドの変動（ボイド反応度）、制御棒の挿入、ガドリニア燃料棒入り MOX 集合体などを模擬するような構成として、臨界質量、炉心出力分布、転換率、スペクトルインデックスの測定データを得ている。各炉心の測定項目を表 2 に示す。測定手法は EOLE において先行して実施された試験[2 - 4]に適用されたものと同じである。全ての炉心について臨界質量（臨界時の燃料棒の種類と本数、減速材温度等）と炉心の径方向及び軸方向の出力分布を、積分ガ

表 2 測定項目[5]

炉心	臨界質量	核分裂率分布	スペクトルインデックス / 中性子束	反応度価値 (未臨界度測定)
9x9 Ref.	測定	測定	—	40%V、70%V 軸方向ボイド 減速材ボロン
40% void			スペクトルインデックス 修正転換係数	B <sub>4</sub> C 制御棒 Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub> 燃料棒 UO <sub>2</sub> 燃料棒
70% void			修正転換係数	—
Axial void			中性子束	
Control blade				
UO <sub>2</sub> rod		—	測定	
Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub> rod				
10x10 MOX assembly				
Time elapsed reference		—		

ンマスキュン法等により測定した。炉心径方向出力分布の測定燃料棒の位置の例を図 4 に示す。

試験は、2005 年 1 月から開始し 2008 年 9 月に完了した。試験の詳細及び連続エネルギーモンテカルロコード MVP コード[6]による解析結果を報告書にまとめ当機構のホームページから公開している。[5, 7, 8]



X: 測定燃料棒、N: 規格化燃料棒、M: 崩壊補正用測定燃料棒

図 4 炉心径方向出力分布の測定燃料棒の位置の例[5]

### 3. 試験炉心の解析

試験炉心の解析を、決定論的解析コードと MVP を利用して実施した。このうち MVP の解析では、核データライブラリーとして JENDL-3.3、ENDF/B-IV.8、ENDF/B-VII、JEFF-3.1 を利用して解析し、各ライブラリーのフル MOX 炉心についての実効増倍率等の解析精度を評価した。

その例として模擬するボイドの条件を変えた試験炉心（臨界炉心）の実効増倍率の解析結果を図 5 に示す。[1] 図ではドライバー領域に装荷した EPICURE-MOX 燃料棒の本数を横軸にプロットしている。図 6 に試験炉心を構成するテスト領域とドライバー領域の MOX 燃料棒のペレットの核種組成について、 $^{241}\text{Pu}$  と  $^{241}\text{Am}$  の原子数密度の比較を示す。[1] FUBILA 計画に先行するフル MOX 炉心に関する臨界試験（MISTRAL、BASALA 計画）においては、製造から長期間経過し  $^{241}\text{Pu}$  が減少、 $^{241}\text{Am}$  が蓄積した EPICURE-MOX 燃料棒により炉心を構成しており、JENDL-3.3 による MVP の解析では 1.007 の臨界実効増倍率が報告されていた。[2, 3] 一方、FUBILA 計画の炉心では、1.002 から 1.004 程度に

減少した。また、ドライバー領域に装荷した EPICURE-MOX 燃料棒の本数が増加するにつれて、臨界実効増倍率が増加する傾向が見られる。これらの知見から、試験炉心を構成する MOX 燃料の Pu の組成 ( $^{241}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ ) が実効増倍率に系統的な影響を与えていることを示唆している。

この解析により得られた知見を含めた一連のフル MOX 炉心の臨界試験の解析結果は、JENDL-4.0 の  $^{241}\text{Am}$  等の核種の熱・共鳴領域エネルギーの断面積の編集に寄与している。[9] なお、JENDL-4.0 による FUBILA 試験炉心の解析結果は、Chiba *et al.* [10] 及び著者ら [11] から報告されている。また、本試験炉心の解析結果は最新の核データライブラリーの軽水炉フル MOX 炉心への適用性を明らかにし、またその改良のための知見を与えている。

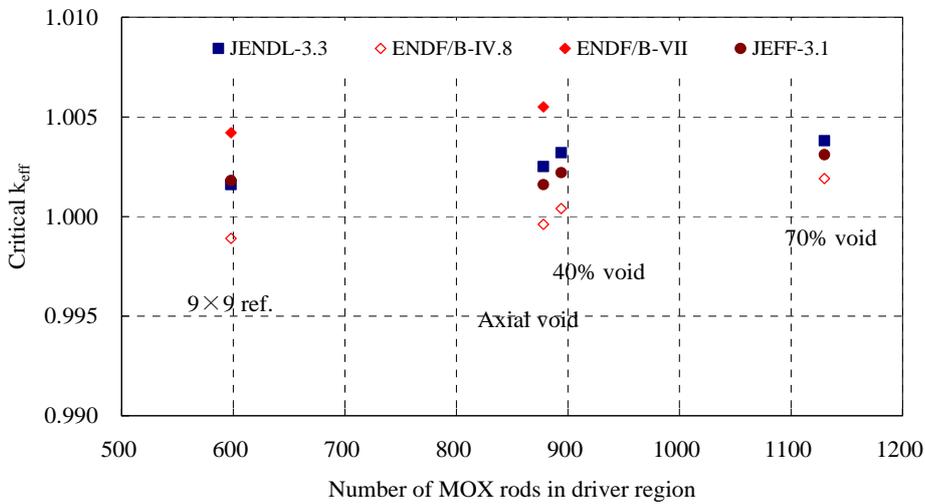


図 5 臨界炉心の実効増倍率[1]

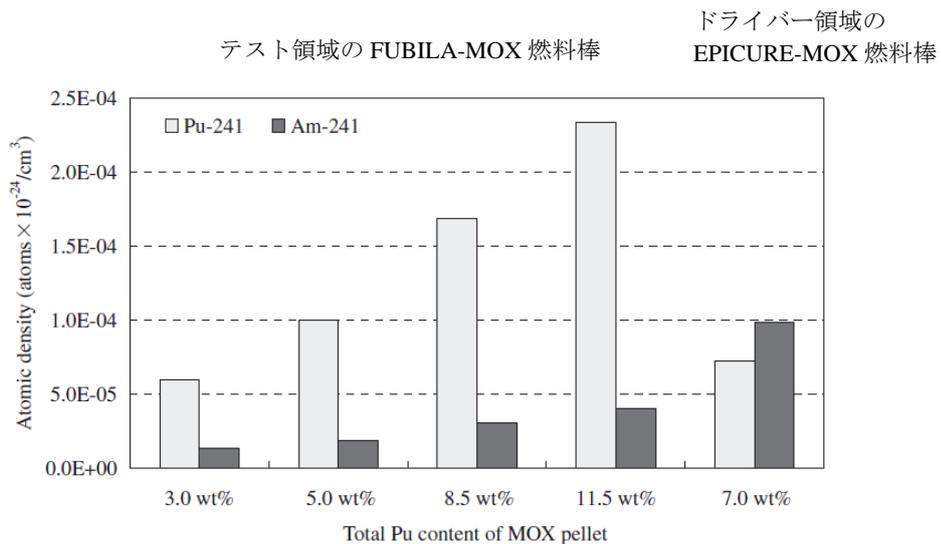


図 6 FUBILA 計画の炉心を構成する MOX 燃料棒のペレットの  $^{241}\text{Pu}$  と  $^{241}\text{Am}$  の原子数密度[1]

#### 4. おわりに

FUBILA 計画及びこれに先行するフル MOX 炉心に関する臨界試験 (MISTRAL、BASALA 計画) は、MOX 炉心と比較するための参照用のウラン炉心、一様格子 MOX 炉心、PWR 及び BWR モックアップ炉心、高減速 MOX 炉心など、広範な試験データを含んでいる。今後も、これらの試験データが、種々の核解析コードの軽水炉 MOX 炉心への適用性を検証するために利用され、解析精度の向上に寄与することが望まれる。

#### 参考文献

- [1] T. Yamamoto, T. Sakai, Y. Ando *et al.*, “Neutronics Analysis of Full MOX BWR Core Simulation Experiments FUBILA,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**[3], 398-420 (2011).
- [2] 石井一弥, 他, “MOX 燃料炉物理試験 MISTRAL の解析”, 日本原子力学会和文論文誌, **2**[1], 39-54 (2003).
- [3] 石井一弥, 他, “高減速 BWR 全 MOX 燃料炉物理試験 BASALA の解析”, 日本原子力学会和文論文誌, **4**[1], 45-65 (2005).
- [4] 平成 15 年度「放射性廃棄物安全対策事業等委託費 プルトニウム有効利用型炉心安全性調査に関する報告書」平成 16 年 3 月、財団法人 原子力発電技術機構 (2004).
- [5] “全 MOX-BWR 炉物理試験 9x9 基準炉心の試験結果及び解析、” JNES-SS-0622、原子力安全基盤機構 (2007).
- [6] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori *et al.*, *MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods*, JAERI-1348, Japan Atomic Energy Research Institute (JAEA) (2005).
- [7] “全 MOX-BWR 炉物理試験 40%及び 70%ボイド炉心の試験結果及び炉心解析、” JNES-SS-0708、原子力安全基盤機構 (2007).
- [8] “全 MOX-BWR 炉物理試験 臨界炉心及び反応度測定の結果並びに解析、” JNES-SS-0905、原子力安全基盤機構 (2009).
- [9] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa *et al.*, “JENDL-4.0: a new library for nuclear science and engineering,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**[1], 1-30 (2011).
- [10] G. Chiba, K. Okumura, K. Sugino *et al.*, “JENDL-4.0 Benchmarking for Fission Reactor Applications,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**[2], 172-187 (2011).
- [11] T. Yamamoto, T. Sakai, Y. Ando *et al.*, “Neutronics analysis of full MOX BWR core simulation experiments – FUBILA: Part 2,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **19**[1], 1-18 (2012).