

FCA 実験の現状と展望

原研・原子炉工学部・炉物理研究室

飯島 進

e-mail : iijima@fca001.tokai.jaeri.go.jp

I. 高速炉臨界集合体 (FCA)

FCA は金属プルトニウム燃料を使用しており、金属燃料高速炉模擬炉心はもとより、酸素化合物 (酸化アルミニウム)、窒素化合物 (窒化アルミニウム) および炭素を素材とする模擬物質と組み合わせることにより、MOX 燃料、窒化物燃料および炭化物燃料高速炉の模擬実験を行うことが出来る。

II. 最近 10 年間の主な研究成果

高速実験炉 (常陽)、原型炉 (もんじゅ) および実証炉の核設計手法の確立を目的とした実験や、将来の Pu の効率的な燃焼を考えた新しい炉心概念の核特性評価に関する実験を実施している。

(1) 実験炉 (常陽) に関する実験

常陽 MK-II 炉心模擬実験として、SUS 反射体付き炉心の核特性評価実験を実施した (動燃受託研究)。

(2) 原型炉 (もんじゅ) に関する実験 (1)

もんじゅの初期性能試験支援として、FCA で開発した放射化箔による反応率の絶対値の測定技術を応用し、出力分布測定方法を開発・整備した (動燃受託研究)。

(3) 実証炉に関する実験

実証炉の候補炉心として検討された軸方向非均質炉心について、核特性評価のための模擬実験を実施した。さらに、最適化設計に関連して、GEM (gass expansion module) 反応度の計算精度評価実験 (原電との共同研究) を進めている。

高速増殖炉を取り巻く環境が大きく変化し、核不拡散や高速炉の経済性および高速炉固有の技術的課題が、原子力開発全体に影響を及ぼす大きな問題となっている。プルトニウムに関する社会的要請に応える研究として、Pu 燃焼に関する基礎的データを取得する実験に取り組んでいる。

(4) Pu 燃焼に関する研究 (Pu の炉物理)

・金属燃料高速炉模擬実験 (電中研との共同研究) (2)

- ・ ZrH 添加炉心模擬実験（東北大との共同研究）（3）
- ・ 窒化物燃料高速炉（動燃との共同研究）
- ・ 高転換軽水炉の核特性評価実験

Ⅲ. 核特性ごとの実験成果

FCA の実験データは、炉心核特性や核データの評価および核計算法の精度評価に利用される。ここでは、主に核データの開発に関連した研究成果を核特性ごとに整理した。

(1) ドップラー反応度係数 (4)、(5)

- ・ サンプル加熱法による 800°C までのドップラー反応度係数の測定に加えて、高温ドップラー効果の実験として
- ・ 新たに開発したサンプル加熱法による 1500°C までのドップラー反応度係数の測定
- ・ 箔加熱法による 2000°C までのドップラー反応度係数の評価実験を実施している（ドップラー実験の研究成果に対して、1996 年度の原子力学会賞が授与された）。FCA 実験および JENDL-3.2 による解析結果を以下に示す。

Table 1 Experimental results of Doppler reactivity worth
(measured on MOX fuel core, FCA XVII-1)

Temperature (°C)	Sample method (x 10 ⁻⁶ Δk/k)	New sample method (x 10 ⁻⁶ Δk/k)	Foil heated Method
20 - 550	-6.27 ± 2.9 %		
20 - 800	-8.29 ± 2.2%	-5.28 ± 3.7 %	0.043 ± 16%
20 - 1100		-6.33 ± 3.1 %	0.052 ± 13 %
20 - 1500		-7.14 ± 3.8 %	0.053 ± 13%
20 - 2000			0.06 ± 6.5 %

Table 2 C/E values of Doppler reactivity worth by JENDL-3.2

Temperature (°C)	Sample method	New sample method	Foil heated method
20 - 550	0.986		
20 - 800	0.980	0.94	0.92
20 - 1100		0.94	0.91
20 - 1500		0.98	1.05
20 - 2000			1.02

さらに、ドップラー反応度係数の計算精度向上に関する研究として、次のようなものがある。

1) ²³⁸U の共鳴パラメータへの提言

金属燃料高速炉模擬実験において、JENDL-2 による C/E が、0.8 と従来の MOX 炉心

の結果に比べて、10%小さくなった。その原因が、 ^{238}U の共鳴パラメータの上限を $\sim 50\text{keV}$ としたことにあることを明らかにした。中性子スペクトルが MOX 炉心に比べて硬い金属燃料炉心では、高エネルギー領域の共鳴の影響が大きく現れたものであり、JENDL-3.2 では、共鳴パラメータの上限が $\sim 150\text{keV}$ まで拡張された。

2) 超微細群セル計算コード (PEACO-X) の開発

ドップラー領域では、 ^{238}U とサンプルを囲む容器の中重核の共鳴が重なりあっている。ドップラーサンプルの実効断面積の計算に、この共鳴の重なり合いを精度良く取り入れるため、超微細群共鳴計算コードを開発した。これによってドップラー反応度係数の計算精度が5%~10%改善された。

(2) ナトリウムボイド反応度値 (6)

ナトリウムボイド反応度値の計算の難しさは、漏洩項 (負の反応度) と非漏洩項 (正の反応度) という正負の反応度の和で、正味の反応度が決まることにある。漏洩項と非漏洩項では、計算精度評価の対象となる核データや核計算法が異なることから、ボイド実験では、漏洩項と非漏洩項を分離して評価できる測定を試みてきた。

1) JENDL-2 \rightarrow JENDL-3 : 大幅な計算精度の向上

ナトリウムボイド反応度値の計算精度は、JENDL-2 から JENDL-3 への移行により大幅に改善された。

Table 3 C/E value of sodium void reactivity worth by JENDL-2 and JENDL-3.2

Void Region		C/E		leakage/ non-leakage
		JENDL-2	JENDL-3.2	
(i)	0.0~10.2	1.27	1.05	-0.1 / 1.2
(ii)	0.0~30.5	1.34	1.03	-1.0 / 3.1
(iii)	0.0~45.7	1.81	1.05	-2.9 / 3.7

- ・測定値(i)は非漏洩項が主成分であり、その C/E 値が 20%改善された。
- ・測定値 (i)から(iii)へとボイド領域が拡大し漏洩項の割合が増加した場合、JENDL-2 では C/E の系統的な変化が見られた。JENDL-3 では、非漏洩項の計算精度が改善したことにより、この傾向も解消した。
- ・ナトリウムボイド反応度値の計算精度の向上は、非漏洩項の計算精度の改善によるものであり、その主な要因は ^{238}U の捕獲断面積が 40~300 keV の範囲で、最大 10%小さくなったことにあると考えられる。

2) ナトリウムボイド反応度に関する様々な実験

ナトリウムボイド反応度効果については、様々な角度からの計算精度評価実験を行っており、その主なものを次に紹介する。

- ・ボイド領域を径方向に拡大した効果（明らかな計算精度の低下傾向が見られた）
 - ・ボイド計算における中性子ストリーミング効果の評価実験
 - ・Pu 燃料中の Pu-240 の割合を～20%増加させ、Pu 組成の変化がボイド反応度の計算精度に及ぼす影響を評価した実験
 - ・炉心上部ナトリウム層を設置した体系でのボイド反応度の測定
 - ・ボイド係数における散乱断面積の計算精度を評価するため、ボイド化する物質を Na から、C および Al に替えた測定
- (3) C8/F9 反応率比の測定 (7)

C8/F9 の測定では、それぞれの反応率の絶対値 (reaction rate / atom) を測定する必要がある。京大炉との共同実験等により、絶対値測定の誤差評価と誤差を縮小するための作業を数年間行い測定手法を確立した後、中性子スペクトルを変えた複数の炉心で測定を行なった。実験解析の結果、C8/F9 反応率比の C/E はほぼ 1.0 であり、JENDL-2 と JENDL-3.2 で同様の結果となった。C/E 値の傾向は、JUPITER 実験の解析結果 (C/E ~ 1.05) と異なることから、JUPITER 実験を担当する動燃と共同で原因究明のための検討を行っている。しかし、ZPPR が閉鎖され、測定方法や誤差評価を含む実験データの直接の比較や、ベンチマーク実験が行えないことから、原因の究明は難しい問題となっている。

Table 4 C/E of C8/F9 ratio by JENDL-3.2

Assembly	C/E
Metal core-I	1.007
Metal core-II	0.998
MOX core	0.992

Table 5 Error component of absolute reaction rate

Component	²³⁸ U capture rate	²³⁹ Pu fission rate
・ Counting statistics	0.2~0.7%	1.0~1.4%
・ Weight of a foil	0.2%	-
・ Decay correction	0.4%	-
・ γ -ray self attenuation	0.7%	-
・ Effective counting efficiency	0.4%	1.0~2.3%
・ Counting statistics of flux level monitors		0.3~0.6%
・ Weight of flux level monitors	0.3~0.6%	1.0~1.5%
・ Cell factor		0.3%
		0.26%
Total	1.0~1.3%	1.5~3.0%

(4) その他の実験成果

1) FCAにおける微小反応度測定

水平 2 分割型という炉心構造から、(i) 燃料の装荷位置が精度良く決まる、(ii) 炉心の温度変化を 0.1°C 以内に保つことが出来る、ことから中性子場を乱すことなく精度の高い反応度測定を行うことが出来る。

Pu-239、Pu-240、U-235 および Np-237 の反応度測定を行ったが、さらに、核データ評価に必要な TRU 核種や FP核種の反応度の測定を計画している。しかし、試料を国内で調達できないことが、大きな障害となっている。

2) 平行平板型核分裂計数管による反応率比の測定

TRU 核種の核分裂率を測定するために開発した手法であり、手持ち核種は、U-235、U-238、Pu-239、Pu-240 および Np-237 である。早い時期に、Pu-241/Pu-239 の核分裂率の測定を行いたいと考えており、現在試料の入手先を探している。

IV. FCA 実験の展望

(1) 現在進行中の実験

1) β_{eff} 国際ベンチマーク実験

実効遅発中性子割合 (β_{eff}) の計算予測精度の向上を図るため、国際協力体制でベンチマーク実験を行っている。同一中性子場で複数の機関が独立した測定を行うことにより、測定値の系統誤差を小さくした精度の高い実験値を得ることが出来る。フランス、ロシア、米国、韓国および国内から名大チームが実験機材および実験者を派遣し、実験に参加している。

燃料中の濃縮 U および Pu の割合を系統的に変えた炉心で β_{eff} を測定しており、濃縮ウラン炉心および MOX 炉心での実験を終わり、1997 年 6 月からは、Pu (ウランを含まない) 炉心での実験を予定している。

(2) 計画中の研究

- 1) GEM 反応度効果評価実験 (原電との共同研究)
- 2) 窒化物燃料高速炉模擬実験 (動燃との共同研究)
- 3) MA 核データ評価実験
- 4) 統合炉定数開発への寄与

実証炉開発計画の中で、動燃が統合炉定数開発を担当しており、その中で FCA の実験データを積極的に活用していくため、原研-動燃の共同研究を計画している。

(3) 今後の展望

世界で稼働中の高速炉臨界集合体は、FCA、MASURCA(フランス)、BFS (ロシア) の 3 基であり、FCA の

- ・ドップラー、
- ・ナトリウムボイド反応度
- ・反応率比

等の測定結果は、世界的に見ても貴重な実験データとなっている。今後、

- ・燃料組成、炉心形状の選択の自由度が高い（燃料と模擬物質の組み合わせの自由な選択ができる）、
- ・精度の高い（誤差の小さい）データを取得できる、

という FCA の特徴を生かして、Pu 等の TRU 燃焼に関する炉物理研究に取り組み、核データおよび計算法の検証や Pu 燃焼炉心の基本核特性の評価のための実験データの蓄積を図っていきたいと考えている。

参考文献

- (1) 根本、河野、郡司、黒沢、伊奈川、大杉：“「もんじゅ」出力分布測定における放射化箔測定技術の研究(VI)”、JAERI-memo 08-088(1996年3月)
- (2) S.Iijima, H.Oigawa, T.Sakurai, T.Nemoto, S.Okajima：“Benchmark Experiment for Physics Parameters of Metallic-Fueled LMFBR at FCA”、Physor'96, Mito, Japan Sep. 16-20(1996)
- (3) T.Osugi, K.Tsujimoto, S.Okajima, M.Andoh, T.Nemoto, T.Mukaiyama, N.Hirakawa：“Mock-up Experiment for Moderator Added Fast Reactor”、Physor'96, Mito, Japan Sep. 16-20(1996)
- (4) S.Okajima：“Analysis of Doppler Effect Measurement in FCA Cores Using JENDL-3.2 Library”、Physor'96, Mito, Japan Sep. 16-20(1996)
- (5) S.Okajima, H.Oigawa, M.Andoh, T.Mukaiyama：“Doppler Effect Measurements up to 2000°C in the Fast Critical Facility FCA” 9th International Symposium on Reactor Dosimetry(1996)
- (6) 大井川、飯島：“FCAを使った金属燃料及び酸化物燃料高速炉模擬体系におけるナトリウムボイド反応度値の測定と解析”、JAERI-Research 95-007(1995)
- (7) T.Sakurai, T.Nemoto：“Measurements and Analysis of Breeding Indices of ^{238}U Capture to ^{239}Pu Fission Rate Ratio and ^{238}U Capture to ^{235}U Fission Rate Ratio at Fast Critical Facility FCA”、9th International Symposium on Reactor Dosimetry(1996)