



話題・解説(II)

日本原子力学会原子力歴史構築賞

(6) 軽水臨界実験装置 (TCA)

日本原子力研究開発機構

原子力科学研究所

三好 慶典

miyoshi.yoshinori@jaea.go.jp

軽水臨界実験装置(TCA)は、動力試験炉 JPDR の核特性を研究することを目的として、我が国で最初に導入された軽水炉のための臨界実験装置である¹⁾。昭和 37 年 8 月 23 日の初臨界以降、ウラン及びプルトニウムを燃料とする軽水減速炉心の基本的な核特性研究、各種の炉物理実験を行うことにより、軽水炉の技術開発を牽引するとともに、時代の要請に答える多くの成果を挙げてきた。また、大学、産業界との共同・協力研究、及び炉物理研修実験を通じて、原子力分野に多数の人材を輩出した。昭和 55 年頃からは、商用再処理施設の建設計画など我が国における核燃料サイクルの成熟を背景として、原子炉以外の核燃料サイクル施設を対象とした臨界安全性研究を本格化させ、我が国の臨界安全ハンドブック策定作業では、臨界安全評価の未臨界判定基準や臨界管理の評価手法の検討において、多くのデータが解析システムの検証用のベンチマークデータあるいは臨界特性のバックデータとして活用されている。以下、TCA のこれまでの研究及び研修の実績について述べる(表 1)。

(1) 軽水炉に関する炉物理実験

第 I 期(最初の 6~7 年間)は、我が国初の軽水臨界実験装置として、炉物理実験手法の確立を図るとともに、核設計技術の精度評価、解析手法の改善を行っている。JPDR や原子力船「むつ」炉心の核特性確認のための実験を行うために、ウラン燃料棒、格子板を整備し、臨界量、反応度温度係数、反応度ボイド係数等の基本的な炉物理パラメータに関するデータを蓄積した^{2,3)}。

第 II 期(その後の約 10 年間)は、軽水炉の定着を踏まえ、Pu 燃料の利用計画の一環

として、JPDR での U/Pu 混合酸化物燃料 (MOX) の使用に関する臨界実験を原子燃料公社 (現原子力機構) と共同研究として開始し、炉心設計用データを取得している⁴⁾。また、実験手法についての試験も試みられ、実験用中性子源 Cf-252 を用いた中性子インポートランスの測定を行うとともに、パルス中性子発生装置、Cf-252 内蔵型イオンチェンバー、中性子ノイズ計測分析装置などを導入整備し、負の反応度測定のための技術開発に着手した。

第 III 期 (その後の約 10 年間) は、軽水炉の改良に関する研究として、制御棒の改良、燃料集合体の改良 (濃縮度配置、ウォーターロッド効果)、炉心鉄反射体の効果などについて実験成果をあげている。昭和 60 年以降は、高速増殖炉導入までの間のウランの有効利用を図るために高転換軽水炉構想が打ち出され、TCA では、原子力船「むつ」の燃料を短尺化した燃料棒を用いて、稠密格子炉心体系における転換比、スペクトル因子などに関する系統的な臨界実験を実施した⁵⁾。また、並行して、原子炉サイトにおける燃料集合体の燃焼度測定技術や未臨界度測定技術の開発のために、TCA を用いて高出力運転後の燃料に対する FP ガンマ線スペクトロメトリ実験や指数実験も実施している。

(2) 臨界安全性実験・核データ検証

一方、我が国の核燃料サイクル技術の進展を踏まえ、軽水炉以外の燃料取扱に係る臨界安全性に関する研究を本格化させるため、反応度効果の大きい中性子反射材 (鉄、コンクリート) の整備を進めた。臨界管理に用いる可溶性毒物、固定中性子吸収体に関しては、これらの反応度価値について系統的なデータを蓄積するとともに、反応度温度係数に対する可溶性毒物の影響を実験的に評価している。固定中性子吸収体としては、特に使用済燃料貯蔵プールの稠密貯蔵に適用が有力であったボロン入りステンレス (B-SUS) 板を対象に、燃料貯蔵ラックを模擬した炉心において配置、ボロン濃度をパラメータとした反応度効果の実証データを取得することにより、実用化に貢献した⁶⁾。我が国の臨界安全ハンドブックの整備作業との関連では、複数ユニットの評価手法の妥当性を検証する上での中性子相互干渉効果に関する実験データが重要となった。TCA で臨界設計上重要な種々の構造材の反応度測定実験を行い、これらのデータは、核燃料の分散体系における中性子相互干渉効果の評価方法、核的な隔離条件の決定方法の確立に寄与した⁷⁾。また、臨界評価上の基本パラメータである臨界バックリングに関して、炉心構成の自由度が高い特徴を活かして多角形炉心を構成し、これらの幾何学的バックリングの表現方法を実験的に世界で初めて明らかにした⁸⁾。再処理施設などで取り扱われる溶液燃料体系の臨界安全性に関しては、地震時における溶液燃料の液面形状変化による反応度効果 (スロッシング) に着目し、液面形状を模擬した構成炉心を用いて変形による添加反応が初期形状に大きく依存することを示した⁹⁾。使用済燃料の臨界安全管理の高度化を図るためには、燃焼燃料の組成変化を考慮する燃焼度クレジットの導入が求められる

が、TCA ではこれらの問題へ対応するために、テスト領域に挿入した FP 元素（模擬物質）のサンプル試料の反応度測定を行い、測定データは JENDL 等の核データによる精度評価に活用されている¹⁰⁾。TCA は、炉心タンク内の水位により反応度の制御を行うため、規準炉心と実験炉心の臨界水位差から、温度・ボイド変化、炉心内の中性子吸収体、反射体、ボイド模擬体等の反応度効果を広い範囲で直接測定できることに最大の特徴がある。

TCA で得られる主な臨界データは、中性子実効増倍率の C/E 値の評価を通じて、臨界解析あるいは核設計コードと核データライブラリーの組み合わせである評価システムの検証に用いられてきた。臨界実験データについての国際的な評価は、1990 年代に発足した国際臨界安全ベンチマーク実験評価計画 ICSBEP において行われ、現在は、OECD/NEA/NSC の臨界安全ワーキングパーティ WPNCs の傘下で実施されている。原子力機構（発足時は原研）は、この ICSBEP に当初から参画し、TCA の燃料組成などの物質データ及び炉心・反射体、吸収体など構成要素の形状データに起因する実験データの不確定性について再評価を受け、国際標準の積分実験データとして ICSBEP ハンドブックに掲載されている¹¹⁾。

また、TCA では、臨界安全の高度化の観点から、未臨界度測定技術の開発を長年行ってきた。燃料貯蔵設備などの現場からの開発ニーズに対応しては、大学、産業界との連携の下、指数法、中性子源増倍法等の適用化実験を行い、空間依存性を考慮した実用的な測定手法の開発を行った¹²⁾。

これら TCA で得られた基礎的かつ多様な臨界実験の成果は、1995 年に初臨界を到達した NUCEF の溶液型臨界実験装置である STACY 及び TRACY の核設計及び安全設計に活用された。反応度制御方法や各種の臨界・未臨界実験の測定手法は、両実験装置における研究に受け継がれている。機構における臨界安全研究の中心が NUCEF に移行した後は、基礎工学部門を中心に、TCA の非均質炉心を利用した核種反応度価値の測定、革新的原子炉技術開発等に重要なマイナーアクチナイドのサンプル反応度の測定等を行い、これらのデータは炉心設計用のコード及び核データライブラリーの検証に利用されている。

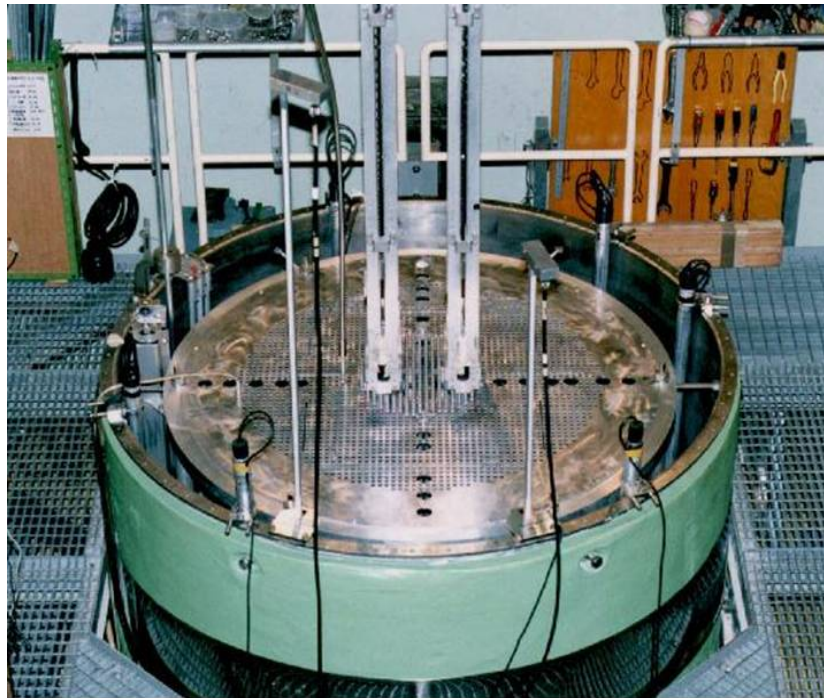
(3) 原子力技術者養成のための炉物理研修実験

平成 7 年に大学院生実験に加えて原子炉設置目的に教育訓練を追加する変更許可を行い、炉物理研修実験を実施することにより国内外の原子力分野の人材育成に貢献してきた。TCA は、炉心タンク水位により反応度制御を行うため炉心構成が簡明で、臨界近接手順、中性子束・出力分布の測定、バックリング計算など、原子炉物理の基礎理論を修得する上で適しており、大学、産業界等から教育訓練施設として有用であると高い評価を受けてきた。これまで、炉物理研修実験に参加した学生は、国内外で約 1400 名にのぼっている。

参考文献

- 1) 日本原子力研究所史、平成 17 年 3 月
- 2) S. Matsuura et al., "Critical Experiment and Analysis on the Core for Japan First Nuclear Ship Reactor", JAERI-1166 (1968)
- 3) I. Kobayashi et al., "Experiment on Local Power Peaking in BWR Type Fuel Assembly", J. Nucl. Sci. Technol., 12[10] (1975)
- 4) H. Tsuruta et al., "Critical Experiments on Light-Water Moderated UO_2 and $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ Lattices", JAERI-1254 (1977)
- 5) K. Nakajima et al., "Modified Conversion Ratio Measurement in light Water-moderated UO_2 Lattices", Nucl. Technol., 113 (1996).
- 6) Y. Miyoshi et al., "Reactivity Effects of Borated Stainless Steel Plate in Single and Coupled Cores Composed of Low Enriched UO_2 Rods", J. Nucl. Sci. Technol., 31[4] (1994)
- 7) Y. Miyoshi et al., "Reactivity Effects of Concrete Slabs in Single and Coupled Cores of Rectangular Parallelepiped Geometry", J. Nucl. Sci. Technol., 30[8] (1993)
- 8) Y. Miyoshi et al., "A Geometrical Buckling Expression for Regular Polygons ; I : Measurement in Low-Enriched $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$ Lattices", Nucl. Technol. 103 (1993)
- 9) T. Suzaki and Y. Miyoshi, "Measurement of Reactivity Effects Caused by Surface Waves Existed in Nuclear Fuel Systems Having a Free Surface", J. Nucl. Sci. Technol., 23[9] (1986)
- 10) T. Yamamoto et al., "Measurement and Analysis of Reactivity Effect of Fission Product Nuclides in Epithermal Energy Region ", J. Nucl. Sci. Technol., 34[12] (1997)
- 11) NEA Nuclear Science Committee, "International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments", 2008 Edition
- 12) T. Yamamoto et al., "Effect of Higher-Harmonic Flux in Exponential Experiment for Subcriticality Measurement", 40[2] (2003)

本稿は、前号に引き続き、日本原子力学会第 1 回原子力歴史構築
賞受賞テーマの中から核データに関係が深いテーマを紹介したも
のです（編集委員会）。



TCA の上部概観

表1 TCAの利用実績

実験項目	運転回数 (回)	比率 (%)
I ウラン燃料格子特性	2307	19.5
II JPDR模擬炉心特性	215	1.8
III 原子力船「むつ」炉心特性	610	5.2
IV 軽水炉の改良に関する実験 国産燃料集合体、ガドリニア APWR炉心特性 高性能制御棒	942	8.0
V 高転換軽水炉稠密特性	631	5.3
VI プルトニウム軽水炉利用特性	1582	13.4
VII 臨界安全性 固定吸収体、相互干渉実験 未臨界度測定手法開発 貯蔵・輸送パラメータ	2780	23.5
VIII 教育訓練等	2339	19.8
IX 定期検査等	405	3.4
合 計	11811	100.0