

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering : 301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

📅 Thu. Sep 12, 2024 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:35 AM - 7:55 AM UTC 🏠 Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[2D13-17] Critical Experiment Facility

Chair:Yasushi Nauchi(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2D13]

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel(4)

Analysis of Light Water Moderated Core (C-core)

*Tsuyoshi Misawa¹, Yasunori Kitamura¹, Yoshiyuki Takahashi¹, Hironobu Unesaki¹ (1. Kyoto University)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2D14]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(16) Pre-service inspections for the restart of STACY

*Kenta Hasegawa¹, Yu Arakaki¹, Takahiko Murakami¹, Masato Sumiya¹, Eiju Aizawa¹, Masakazu Seki¹, Junichi ishii¹, Shouhei Araki¹, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹ (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2D15]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(17) The first criticality of STACY and evaluation results of the calculation code

*Tomoki Yoshikawa¹, Kazuhiko Izawa¹, Tomoaki Watanabe¹, Shouhei Araki¹, Satoshi Gunji¹ (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2D16]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(18) Thermal Power Calibration

*Shouhei Araki¹, Takahiko Murakami¹, Yutaka Kamikawa¹, Yu Arakaki¹, Yuta Tada¹, Eiju Aizawa¹, Masakazu Seki¹, Junichi Ishii¹, Kazuhiko Izawa¹, Satoshi Gunji¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2D17]

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(19) Evaluation of the effect of material uncertainty of concrete simulants on the critical water height

*Satoshi GUNJI¹, Shouhei ARAKI¹, Yu ARAKAKI¹, Kazuhiko IZAWA¹ (1. JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

KUCA の低濃縮燃料への変更計画 (4)

(4) 軽水減速炉心 (C 架台) の解析

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel (4)

(4) Analysis of Light Water Moderated Core (C-core)

*三澤 毅, 北村康則, 高橋佳之, 宇根崎博信

京都大学・複合原子力科学研究所

KUCA の燃料を低濃縮燃料に変更する計画が進められている。軽水減速炉心 (C 架台) はウランシリサイドの平板燃料で、燃料フレームは従来のものと同じものを使用して炉心を構成する。2024 年度中に運転再開を予定している。

キーワード: 低濃縮燃料, ウランシリサイド, KUCA

1. 緒言

京都大学臨界実験装置 (KUCA) は低濃縮ウラン (LEU) 燃料を製造するための設工認申請が 2023 年 8 月に承認され、軽水減速炉心 (C 架台) 用は製造は終了、固体減速炉心用の U-Mo 燃料は現在製造中である。

2. 臨界炉心

C 架台の燃料は従来の高濃縮ウラン (HEU) 平板と同じ形状で、燃料芯材には KUR などの研究炉で広く使用実績があるウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料を用いる^[1]。U 密度は KUR のものより高く JRR-3 等と同じである。燃料フレームは HEU で使用していたものを用い、燃料板ピッチが異なる C30、C35、C45、C60 炉心を構成することができる (数字は mm 単位の燃料板ピッチを 10 倍した値、C60 は C30 フレームを使用する)。

各炉心の中性子スペクトルを図 1 に示す。HEU から LEU に変更に伴い中性子スペクトルはやや硬くなり、この 4 種類の炉心でスペクトルが大きく異なる炉心での実験を行うことが可能となる。設置変更申請書に記載された構成することができる炉心は以下の通りである。

C30、C35、C45、C60 の単一炉心 : 各 4 列と 5 列炉心

C45 (4 列、5 列)、C60 (4 列) の 2 分割炉心 : 分割幅は各 15cm 以下

炉心形状はできるだけ矩形となるようにする、2 分割炉心は分割面に対して対称にする、反射体に重水は使用できないなどの制限があるが、従来の HEU 単一炉心で行っていたような実験は問題なく実施できると考えている。2 分割炉心では燃料板枚数の制約から 2 種類の燃料フレームの利用に限っているが、1 次モード固有値間隔は約 1% $\Delta k/k$ まで小さくすることができ、かなり結合の弱い炉心での実験を行うことも可能である。

3. 今後の予定

2024 年度中に C 架台での使用前事業者検査を含めて各炉心の特性試験を開始する予定である。固体減速炉心については 2025 年度後半には臨界実験ができるように準備を行っている。

参考文献

[1] 三澤 他、「KUCA の低濃縮燃料への変更計画」2020 秋の大会 1H12

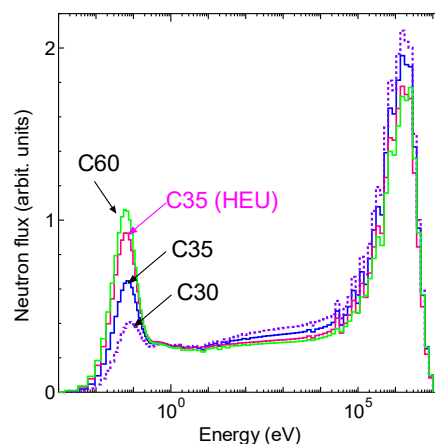


図 1 中性子スペクトル

*Tsuayoshi Misawa, Yasunori Kitamura and Yoshiyuki Takahashi, Hironobu Unesaki

Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
(16) STACY 運転再開に伴う性能検査

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(16) Pre-service inspections for the restart of STACY

*長谷川 健太, 新垣 優, 村上 貴彦, 住谷 正人, 會澤 栄寿,
関 真和, 石井 淳一, 荒木 祥平, 井澤 一彦, 郡司 智

JAEA

定常臨界実験装置 STACY は、燃料デブリ模擬体の臨界実験のための軽水減速非均質炉心への更新が完了し、2024 年夏に運転を再開する。2024 年 6 月現在、STACY は使用前事業者検査に伴う試験運転中であり、本発表では、STACY 更新炉の使用前事業者検査のうち原子炉の性能に係る検査の状況を報告する。

Keywords : modified STACY, Fukushima Dai-ichi NPP, Critical Experiment, Fuel Debris, a series of pre-service inspections

1. 緒言 STACY は 2023 年 12 月に更新炉の工事が完了し、その後、旧溶液燃料系の最終運転日（平成 22 年 11 月 30 日）から 4892 日ぶりとなる 2024 年 4 月 22 日に初臨界を達成した。2024 年 8 月の STACY 運転再開へ向けて、使用前事業者検査として最大過剰反応度検査、原子炉停止余裕検査、ワンロッドスタックマージン検査等を進めている。STACY は格子間隔 12.7 mm と 15.0 mm の格子板を用いた臨界実験が可能であり、それぞれの格子板について検査を行う。

2. STACY の検査 STACY で行われた使用前事業者検査項目のうち 3 つを紹介する。はじめに、最大過剰反応度検査については、出力上昇時の水位と出力倍増時間及び臨界水位を測定し最大過剰反応度を算出した。次に、原子炉停止余裕検査及びワンロッドスタックマージン検査については、ロッドドロップ法（安全板挿入前臨界時の中性子計数率と安全板挿入後の積算計数の比）により中性子実効増倍率を計測した。それぞれの判定基準及び測定結果は表 1 に示すとおりであり、検査項目の判定基準に対してすべて満足している。これらの使用前事業者検査を行った炉心マップ及びその炉心構成写真を図 1 及び図 2 にそれぞれ示す。

表 1 検査結果と測定結果の比較（格子間隔 15.0mm）

検査項目	判定基準	測定結果
最大過剰反応度	0.8\$以下	0.61\$
原子炉停止余裕	0.985 以下	0.960
ワンロッドスタックマージン	0.995 以下	0.985

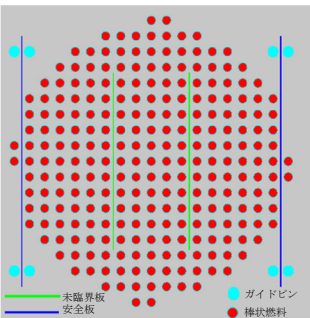


図 1 炉心マップ

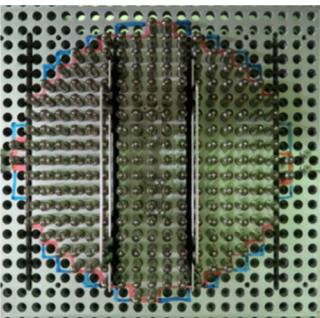


図 2 炉心構成写真

3. 運転再開後の予定 2024 年 8 月の運転再開後は、計算解析との整合を確認する性能確認実験を進める。また、今後、燃料デブリの核特性を把握するため、燃料デブリ模擬体を実験用装荷物とする臨界実験を行う計画である。

謝辞 本発表は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Kenta Hasegawa, Yu Arakaki, Takahiko Murakami, Masato Sumiya, Eiju Aizawa, Masakazu Seki, Junichi Ishii, Shouhei Araki , Kazuhiko Izawa, and Satoshi Gunji.
Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
(17) 初臨界炉心の臨界データと計算コードの評価結果

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(17) The first criticality of STACY and evaluation results of the calculation code

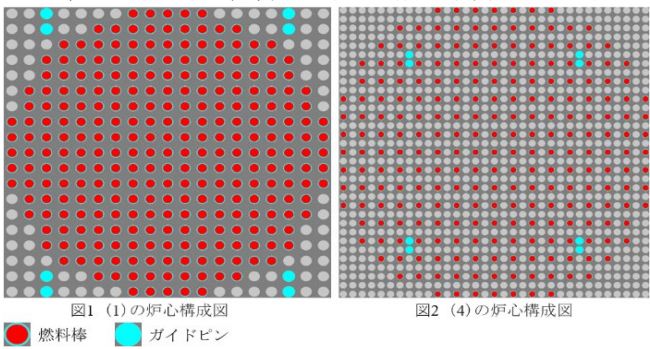
*吉川 智輝¹, 井澤 一彦¹, 荒木 祥平¹, 渡邊 友章¹, 郡司 智¹

¹ JAEA

STACY 更新炉の性能検査では初臨界炉心を含めて 5 種類の炉心を構成した。計算コード間比較のため、MVP2,MVP3,MCNP6.2,Solomon 及び Serpent2 を用いて各炉心における実測臨界水位で実効増倍率を解析した。

キーワード : STACY, MVP, MCNP, Solomon, Serpent, 臨界実験, モンテカルロ法, 計算コード間比較

1. 緒言 定常臨界実験装置 STACY は、2024 年 4 月 22 日に初臨界を達成し、運転再開に向けた性能検査を開始した。性能検査炉心は、格子間隔 1.5cm の格子板に燃料棒を円形に装荷した炉心(格子間隔 1.5cm)を 3 種類、また、格子間隔 1.27cm の格子板に燃料棒を一つ置きに円形に装荷した炉心(格子間隔 2.54cm)の 2 種類を構成した。格子間隔 1.5cm の 3 種類の炉心は(1)燃料棒277本・燃料棒下端からの水位約 70cm (以下同様の表記) と(2)253 本・約 110cm に加え、熱出力校正用に炉心中央に可動装荷物を挿入する(3)253 本・約 120cm である。格子間隔 2.54cm の 2 種類の炉心は(4)241 本・約 70cm と(5)213 本・約 110cm である。図 1 及び図 2 にそれぞれ(1)及び(4)の炉心構成図を示す。計算コード間の比較のため、各炉心で実測した臨界水位を用いて MVP2,MVP3,MCNP6.2,Solomon 及び Serpent2 で中性子実効増倍率を解析した。

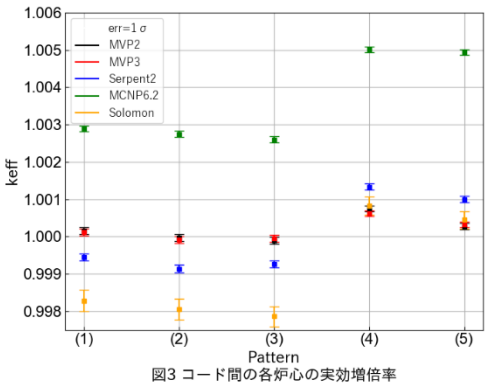


2. 臨界データと解析結果 表 1 に 5 種類の炉心で実測した臨界水位を示す。表 1 の水位で上記 5 コードと

JENDL-4.0 を用いて実効増倍率を計算した結果を図 3 に示す。今回の解析では、いずれの計算コードでも格子間隔 2.54cm の炉心の実効増倍率が過大に評価されていることが確認できた。また、格子間隔 1.5cm で MVP2 と MVP3 で実効増倍率を評価した結果は 2σ 以内で実測臨界水位と一致しており、格子間隔 2.54cm でも他のコードよりも実効増倍率が 1 に近い結果が得られた。

表 1 各炉心の臨界水位

炉心 パターン	臨界水位 (cm)
(1)	71.519
(2)	113.367
(3)	125.865
(4)	75.724
(5)	115.255



3. 結言 STACY で実測した臨界水位を用いた各計算コードの解析を行い、コード間による実効増倍率の評価を行った。本発表では、コード間の解析モデルのさらなる検証や統計量を一致させるとともに、JENDL-4.0 以外の核データライブラリを用いた同様の解析によりライブラリ間の実効増倍率を比較することで核データの妥当性の検証も報告する。

謝辞 本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

* Tomoki Yoshikawa¹, Kazuhiko Izawa¹, Shouhei Araki¹, Tomoaki Watanabe, Satoshi Gunji¹

¹ Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
(18) 熱出力校正試験

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(18) Thermal power calibration

*荒木 祥平, 村上 貴彦, 神川 豊, 新垣 優, 多田 裕太,
會澤 栄寿, 関 真和, 石井 淳一 井澤 一彦, 郡司 智
JAEA

STACY 更新炉における一連の性能検査のため、熱出力校正試験を実施した。熱出力は炉心中央に設置した金箔を用いた放射化箔法で中性子束を測定し、評価した。出力校正を実施した結果、計器と放射化箔法による評価結果が 3%以内で一致するように校正できた。

Keywords : STACY, Thermal power calibration, activation method, MVP, PHITS

1. 緒言 JAEA では、東京電力福島第一原子力発電所の事故における燃料デブリの臨界管理に資するため、定常臨界実験装置 STACY における実験を計画しており、実験運転再開に向けて一連の性能試験を実施している。一部試験では原子炉熱出力を許可の上限（200W）近くまで上昇させるため、熱出力の把握が必要である。臨界集合体である STACY は炉心温度の測定による熱出力の評価が困難なため、炉室上部に設置した安全出力計（核分裂計数管）を用いて測定した中性子束から熱出力に換算する。換算の基準となる熱出力は、旧 STACY では、溶液燃料中の核分裂生成物の分析により評価したが、STACY 更新炉では、密封された燃料を用いるため、同様の手法が適応できない。そこで、本校正においては熱出力の評価に放射化箔法を用いた。本発表では、校正のために実施した熱出力測定運転と出力校正の結果について報告する。

2. 実験・解析 炉心構成を図 1 に示す。炉心は 1.5-cm 格子板に 253 本の燃料棒と炉心中央に設置した可動装荷物駆動装置で構成した。放射化箔法に用いる金箔は可動装荷物駆動装置内部の照射室に設置し、軸方向の位置は臨界水位の半分の高さとなるようにした。運転は校正前の指示値で約 20W（照射時間：約 10 分）で 1 回、50W（約 10 分、15 分）で 2 回及び校正後に 170W で 1 回実施した。放射化した金箔は Ge 半導体検出器を用いて放射化量を測定し、運転終了直後の ¹⁹⁸Au の生成量を評価した。¹⁹⁸Au の生成量から中性子束の導出には MVP 及び PHITS による解析を用いた。MVP では炉心をモデル化し、金箔設置位置での中性子スペクトル及び核分裂あたりの中性子束を評価した。次に PHITS において金箔の設置環境をモデル化し、MVP で計算したエネルギースペクトルを用いて金箔の応答を評価した。これらの結果を基に ¹⁹⁸Au の生成量から熱出力を評価した。

3. 結果 図 2 に安全出力計指示値と放射化箔法により評価した熱出力の関係を示す。校正前では安全出力系の指示値は放射化箔法による測定結果と比べて 1.4 倍程度となっていたが、測定結果を基に校正した結果、両者を 3%以内の精度で一致させることができた。

謝辞 本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Shouhei Araki, Takahiko Murakami, Yutaka Kamikawa, Yu Arakaki, Yuta Tada, Eiju Aizawa, Masakazu Seki, Junichi Ishii, Kazuhiko Izawa, and Satoshi Gunji.
Japan Atomic Energy Agency

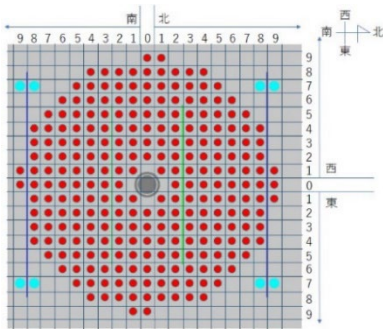


図 1. 炉心構成

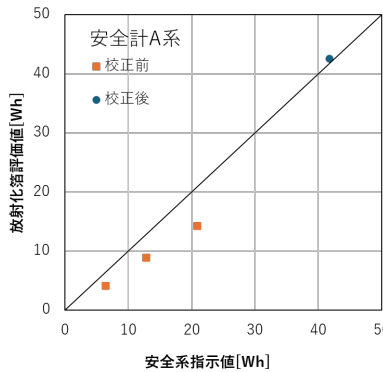


図 2. 安全出力計 A 系校正結果

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
(19) コンクリート構造物模擬体の調製不確かさが臨界水位に与える影響の評価

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris

(19) Evaluation of the effect of material uncertainty of concrete simulants on the critical water height

*郡司 智¹, 荒木 祥平¹, 新垣 優¹, 井澤 一彦¹

¹JAEA

STACY を用いた燃料デブリの臨界特性評価の実験においては、燃料デブリに含まれると推定されるコンクリートを実験で模擬するため棒状コンクリート模擬体を作製する予定である。組成起因の不確かさが与える影響を評価するため、試作試料の組成に摂動を与えた核計算を行い、臨界水位への影響を調べた。

キーワード：STACY 更新炉，燃料デブリ，MCCI，コンクリート，臨界実験

1. 緒言 一般にセメント類は鉱物組成や水分量を均質にして調製することが難しく、加えて組成の経時変化が想定される。そのため、コンクリート模擬体を用いる STACY 臨界実験では、組成の不確かさが臨界水位に与える影響を評価する必要がある。密度や組成分布、装荷本数をパラメータとして摂動を与えた核計算を行い、その影響を調べた。

2. 評価手法 STACY 実験で調製予定のコンクリート模擬体は、骨材を含まないことから厳密にはモルタル組成となっている。水分量や代表的な Si、Ca などの含有量が可能な限り均一になるように調製する予定であるが、経時変化で水分量が増加することなどが想定されている。そこで、表 1 に示す基本組成から、水 (H_2O)、シリカ (SiO_2)、及び生石灰 (CaO) の含有量を個別に 0、50、150、200%とした組成について評価した。摂動による増減分は他の成分を全体の原子個数密度が変わらないように一律に調整している。また、密度(試作密度:2.03 g/cc)を 90 及び 110 %とした場合についても評価を行った。モンテカルロ法での評価を前提としたため、大きめの摂動を与えている。

図1 評価に用いた格子 (左: 12.7 mm格子)

15.0 及び 12.7 mm 間隔の格子板を用い、図 1 のような炉心を構成している。図 1 に黒丸で示される燃料棒の装荷位置に対し、模擬体の装荷位置は 1 本（赤）、5 本（赤+青）、9 本（赤+青+緑）、及び 25 本（赤+青+緑+白）に設定した。なお、図 1 中の×はジルカロイ製の安全板ガイドピンの位置を示す。

核計算にはモンテカルロコード MCNP6.2 と JENDL-5 を使い、20,000 ヒストリ×2,500 バッチ（捨てバッチ 100 を含まない）で計算し、実効増倍率の統計誤差が $1\sigma < 11 \text{ pcm}$ となる計算結果が得られた。

いずれの炉心配置においても、密度、水の増減は実効増倍率と正の相関になり、シリカ、生石灰の増減は負の相関となった。反応断面積の違いから、これらの影響は格子間隔で異なる。また、装荷本数が大きくなるほど増倍率変化が大きくなるが、最も変化が大きい水分量による変化も 25 本装荷で 200 pcm 程度（臨界水位としては数 cm の変動）であったことから、現実的な調製精度や経時変化による組成の不確かさが臨界水位に与える影響はほぼないと考えられる。

3. 結論 模擬体組成の不確かさは臨界水位には影響しないと考えられるが、積分実験やベンチマークデータの提供のため、組成の経時変化を考慮した測定データを取得することを検討している。

謝辞 本研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

表1 コンクリート
模擬材の基本組成

Element	wt. %
H	0.9
O	46.1
Al	4.1
Si	21.3
Ca	20.7
Fe	1.7
Others	2.9

1本装荷 (●) 9本装荷 (● ● ● ● ● ● ● ● ● ●)
5本装荷 (● ● ● ● ●) 25本装荷 (● ●)

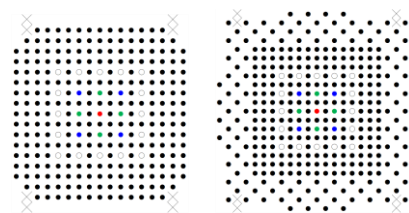


図1 評価に用いた炉心構成
(左: 12.7 mm格子、右: 15.0 mm格子)

*Satoshi Gunji¹, Shouhei Araki¹, Yu Arakaki¹ and Kazuhiko Izawa¹

¹JAEA