

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies : 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

📅 Wed. Mar 16, 2022 2:45 PM - 4:15 PM JST | Wed. Mar 16, 2022 5:45 AM - 7:15 AM UTC | 🏠 Room A

[1A07-11] JENDL-5 Validation 1

Chair: Tadafumi Sano (Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1A07] JENDL-5 validation

(1) Benchmark tests with the ICSBEP handbook

*Yasunobu Nagaya¹, Kenichi Tada¹ (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1A08] JENDL-5 validation

(2) Comparison of the burn-up calculation for LWR

*Kenichi Tada¹ (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1A09] JENDL-5 validation

(3) Investigation of the impact of Am nuclear data improvement

*Michitaka Ono¹, Masayuki Tojo¹, Kenichi Tada², Osamu Iwamoto² (1. GNF-J, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1A10] JENDL-5 validation

(4) Validation of JANDL-5 under Hot condition

*Masayuki Tojo¹, Michitaka Ono¹, Kenichi Tada², Osamu Iwamoto² (1. GNF-J, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1A11] JENDL-5 validation

(5) Benchmark test with integral experiments for fast-spectrum assemblies

*Akito Oizumi¹, Takao Kashima², Masahiro Fukushima¹ (1. JAEA, 2. RIKOH KAGAKU)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

Time reserved for Chair

JENDL-5 の検証

(1) 国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトハンドブックを用いたベンチマークテスト

JENDL-5 validation

(1) Benchmark tests with the ICSBEP handbook

*長家 康展¹, 多田 健一¹¹ JAEA

国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト(ICSBEP)ハンドブックを用いて臨界実験の臨界性に対する JENDL-5 のベンチマークテストを行った。総合的に見て JENDL-4.0 を上回る予測精度であることを確認した。

キーワード : JENDL-5, 検証, 積分テスト, ICSBEP, 臨界実験, 臨界性

1. 緒言

日本の核データライブラリ JENDL の最新版 JENDL-5 が 2021 年 12 月に公開された。原子炉炉心の臨界性に対する JENDL-5 の予測精度を評価するため、ICSBEP ハンドブック[1]を用いてベンチマークテストを実施した。本発表では小型高速体系と熱体系の結果を中心に報告する。

2. 計算手法

臨界計算には MVP3 コード[1]を用いた。MVP3 用の JENDL-5 断面積ライブラリは、FRENDY コード[2]で作成したポイントワイズ断面積データを LICEM 第 2 版[3]で処理することによって作成した。MVP3 の計算はすべて、バッチサイズ 10,000 ヒストリー、総ヒストリー数 2,100 万、スキップバッチ数 100 で行った。

3. 解析結果

主要重核種に対する積分テスト[4]の結果として、図 1 に小型高速体系の C/E 値を示す。11 ケースに対する換算 χ^2 値を JENDL-4.0 (J4)と JENDL-5 (J5)で計算するとそれぞれ 11.4 と 4.2 となり、J5 で小型高速体系の臨界性に対する予測精度が改善されることがわかる。軽水減速低濃縮ウラン格子体系として整備した積分テスト用の体系[5]のうち代表 10 ケースに対する C/E 値を図 2 に示す。この 10 ケースに対する換算 χ^2 値は J4 と J5 でそれぞれ 2.1 と 1.4 であり、J5 で軽水減速低濃縮ウラン格子体系の臨界性に対する予測精度が改善される。

4. 結論

臨界実験の臨界性に対する JENDL-5 のベンチマークテストを実施した。総合的に見て JENDL-4.0 を上回る予測精度であることを確認した。

参考文献

[1] NEA/NSC/DOC(95)03, [2] JAEA-Data/Code 2016-018, [3] JAERI-Data/Code 2004-011, [4] J. Nucl. Sci. Technol., 48, 172 (2011). [5] JAEA-Data/Code 2017-006,

*Yasunobu Nagaya¹ and Kenichi Tada¹

¹JAEA

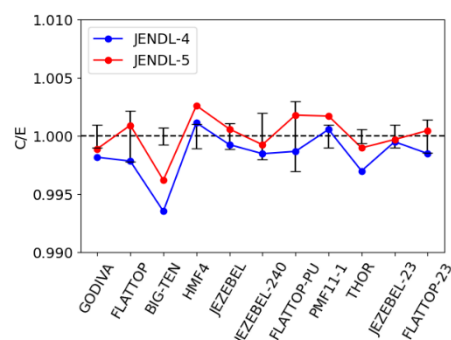


図 1 小型高速体系に対する C/E 値

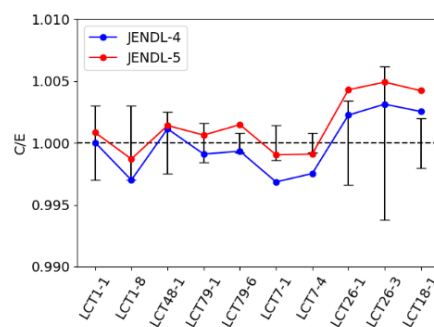


図 2 軽水減速低濃縮ウラン格子体系に対する C/E 値

※C/E=1.0 の誤差棒は実験誤差を表す。

JENDL-5 の検証

(2) 軽水炉体系の燃焼解析結果比較

JENDL-5 validation

(2) Comparison of the burn-up calculation for LWR

*多田 健一¹¹JAEA

本発表では、軽水炉体系の燃焼計算に対する評価済み核データの依存性を調査した結果を報告する。

キーワード：JENDL-5, 検証, 燃焼計算, 軽水炉

1. 背景 米国の評価済み核データライブラリ ENDF/B-VIII.0(B8.0)と ENDF/B-VII.1(B7.1)でPWR の単ピンセル体系の燃焼計算結果を比較すると、高燃焼度で k -inf の差異が大きくなることが報告される¹⁾など、燃焼計算での核データライブラリ間の差異が注目されている。そこでPWR の単ピンセル体系及びBWR の9×9 単一集合体体系(Phase-IIIc)において、JENDL-5(J5)、JENDL-4.0(J4)、B8.0、B7.1 で燃焼計算結果を比較した。燃焼計算コードには ORIGEN-2.2 と MVP-3 を組み合わせた SWAT-4.0 を用い、断面積変更の影響のみに注目するため、核分裂収率や崩壊データについては同じものを用いた。

2. 解析結果 図1にPWR 単ピンセル体系における、燃焼に伴う k -inf 推移の J4 との相対差異(pcm)を示す。J5 は B8.0 と同様の傾向を示しており、燃焼が進むにつれて J4 との差異が増大し、60 GWd/t で約 500 pcm の差異となった。この差異の主な要因は参考文献 1)に記載の通り、熱領域の Pu-239 の捕獲断面積である。しかし、J4 の燃焼計算結果に近くなるように J5 の Pu-239 の捕獲断面積を修正すると、臨界実験解析の C/E 値が悪化することが分かった。また PIE 解析で検証に用いられる核種生成量のの差異にはほとんど差異がなかった。このように実験値との比較において Pu-239 の捕獲断面積の修正が妥当であるとの結論が得られなかったため、J5 では J4 との燃焼計算の差異を低減させる修正は行っていない。

また、J5 では Gd-155、Gd-157 の断面積を大きく変更した。臨界実験解析では Gd-155 と Gd-157 の断面積変更の影響が互いに打ち消し合っていることが分かった。そこで、Gd-155、Gd-157 の断面積変更の影響が燃焼計算に与える影響を調査するため、BWR の単一集合体体系において燃焼計算を行った。図2にBWR の単一集合体体系における、燃焼に伴う k -inf 推移の J4 との相対差異(pcm)を示す。なお、図中の+Gd5、+Gd7 は J4 から Gd-155、Gd-157 のみ J5 とした結果である。図2に示すように、Gd-155 と Gd-157 の燃焼の傾向が異なり、Gd が燃え尽きる 12 GWd/t 付近で 400 pcm 程度の差異が見られる。このように臨界実験解析とは異なり、Gd-155、Gd-157 の断面積の違いが燃焼計算に影響を与えることが分かった。Gd-155、Gd-157 の妥当性確認のためには、更なる臨界実験解析や PIE 解析などが必要である。

また、J5 では Gd-155、Gd-157 の断面積を大きく変更した。臨界実験解析では Gd-155 と Gd-157 の断面積変更の影響が互いに打ち消し合っていることが分かった。そこで、Gd-155、Gd-157 の断面積変更の影響が燃焼計算に与える影響を調査するため、BWR の単一集合体体系において燃焼計算を行った。図2にBWR の単一集合体体系における、燃焼に伴う k -inf 推移の J4 との相対差異(pcm)を示す。なお、図中の+Gd5、+Gd7 は J4 から Gd-155、Gd-157 のみ J5 とした結果である。図2に示すように、Gd-155 と Gd-157 の燃焼の傾向が異なり、Gd が燃え尽きる 12 GWd/t 付近で 400 pcm 程度の差異が見られる。このように臨界実験解析とは異なり、Gd-155、Gd-157 の断面積の違いが燃焼計算に影響を与えることが分かった。Gd-155、Gd-157 の妥当性確認のためには、更なる臨界実験解析や PIE 解析などが必要である。

1) K. S. Kim and W. A. Wieselquist, "Neutronic Characteristics of ENDF/B-VIII.0 Compared to ENDF/B-VII.1 for Light-Water Reactor Analysis," J. Nucl. Eng., **2**, pp.318-335 (2021).

* Kenichi Tada¹ ¹JAEA

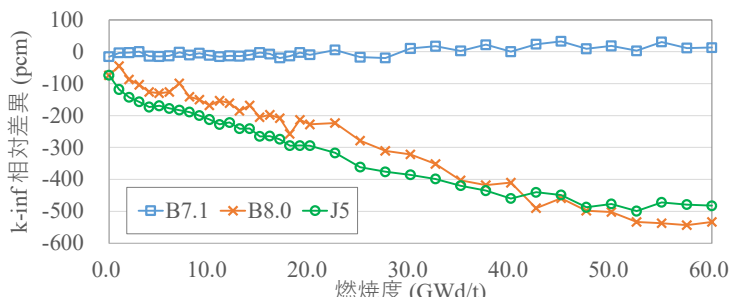


図1 PWR単ピンセル体系での k -inf比較 (Lib - J4) / J4

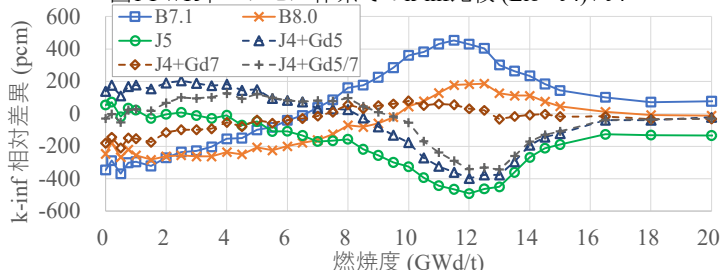


図2 BWR単一集合体体系での k -inf比較 (Lib - J4) / J4

JENDL-5 の検証

(3) Am データ改訂の影響評価

JENDL-5 Validation

(3) Investigation of the impact of Am nuclear data improvement

*小野 道隆¹, 東條 匡志¹, 多田 健一², 岩本 修²

¹GNF-J, ²JAEA

JAEA により国内最新の評価済み核データである JENDL-5 が開発された。JENDL-5 を、国産核データ処理コード FRENDY を用いて処理し、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP で使用する ACE ライブラリを作成し、EOLE 臨界試験の核特性を評価した。本発表では、JENDL-5 で改訂された Am-241 の核データの影響について報告する。

キーワード：JENDL-5, FRENDY, ACE ファイル, MCNP

1. はじめに

国内最新の評価済み核データである JENDL-5 が JAERA により開発された。JENDL-5 の検証のため、連続エネルギーモンテカルロ計算コードである MCNP を用いて EOLE 臨界試験の核特性を評価した。

2. 解析方法

評価済み核データの処理は、FRENDY を使用して ACE ファイルを作成した。核計算には、MCNP6^[1]を使用した。MCNP 計算では、各試験の 3 次元全炉心体系を可能な限り忠実にモデル化した。MOX 燃料は、試験の実施日が燃料製造時点からかなり経過しているため、Am-241 が蓄積している。この効果を解析に取込むため、Monteburns2 で試験実施時点の MOX 燃料組成を評価し、MCNP の炉心計算に反映した^[2]。また、評価済み核データライブラリの違いが及ぼす影響を評価するために、ENDF/B-VII.0, B-VII.1, B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-4.0 を用いた解析も合わせて実施した。

解析ケースは、EPICURE(UH1.2, MH1.2 炉心), MISTRAL(炉心 1~3), BASALA(基準炉心, 可燃性毒物試験及び十字制御棒試験), FUBILA(9x9 基準炉心)である。

3. 結果

EOLE 臨界試験の臨界固有値を図 1 に示す。他の評価済み核データと比較して、JENDL-5 の臨界固有値はケース間のばらつきが小さいことを確認した。既往研究で、EOLE 試験の臨界固有値は試験実施日の時間経過に伴って過大評価することが示された^[3]ことから、臨界固有値を重金属中の Am-241 の重量割合で整理した結果を図 2 に示す。JENDL-5 を用いることで、Am-241 の重量割合に対する臨界固有値の拡大傾向が改善されることを確認した。

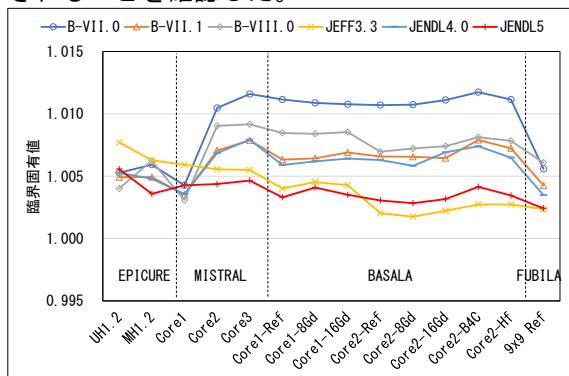


図 1 臨界固有値

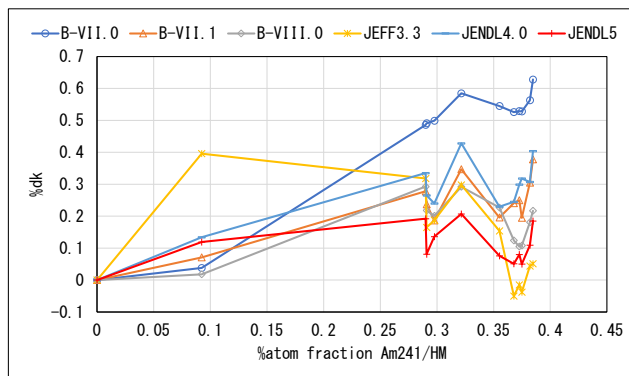


図 2 Am241 重量割合に伴う臨界固有値の増分(%dk)

参考文献 [1] MCNP6.2 LA-UR-18-20808, [2]日本原子力学会 2008 年春の年会 L04, [3]日本原子力学会和文論文誌, Vol. 4, No.1(2005)「高減速 BWR 全 MOX 燃料炉物理試験 BASALA の解析」

* Michitaka Ono¹, Masayuki Tojo¹, Kenichi Tada², Osamu Iwamoto²

¹GNF-J, ²JAEA

JENDL-5 の検証

(4) 高温温度条件での JENDL-5 の検証

JENDL-5 Validation

(4) Validation of JENDL-5 under Hot condition

*東條 匡志¹, 小野 道隆¹, 多田 健一², 岩本 修²

¹GNF-J, ²JAEA

JAEA により国内最新の評価済み核データである JENDL-5 が開発された。JENDL-5 を、国産核データ処理コード FRENDY を用いて処理し、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP で使用する ACE ライブラリを作成して KRITZ-2 臨界実験解析や Hellstrand らの実効共鳴積分を評価し、高温条件における JENDL-5 の妥当性確認を行った。

キーワード: JENDL-5, Validation, FRENDY, MCNP

1. はじめに 国内最新の評価済み核データである JENDL-5 が JAEC により開発された。本研究では、連続エネルギーモンテカルロ計算コードである MCNP を用いて KRITZ 試験や Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較を通し、高温条件における JENDL-5 の検証を行った。

2. 解析方法 評価済み核データの処理に FRENDY を使用して ACE ファイルを作成した。核計算には、重核種の熱振動を考慮した共鳴散乱モデル(以下、DBRC)を組み込んだ改良 MCNP5^[1]を使用した。

3. Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較 実効共鳴積分の計算は、U-238 のみからなる UO₂ 燃料棒の無限格子体系を対象として実施した。孤立燃料棒体系とみなせるようにペレット径を 1.0cm, セルピッチを 10cm とした。燃料温度は 293K, 900K, 1200K で評価した。実効共鳴積分は、MCNP で詳細群にてタリー出力した中性子束、反応率を用いて、0.55eV ~ 2MeV のエネルギー範囲で以下の式により計算した。C は規格化因子である。

$$RI = C \sum \sigma_{a,g}^{238} \phi_g \text{ for } E(g) < 10 \text{ keV},$$

$$RI = \sum \sigma_{a,g}^{238} \ln \left(\frac{E(g)}{E(g+1)} \right) \text{ for } E(g) \geq 10 \text{ keV}$$

改良 MCNP5 の実効共鳴積分の計算値と、Hellstrand らの実験式の比較結果を図 1 に示す。JENDL-5 の実効共鳴積分の評価結果は、実験式の平均値の傾きを再現していることを確認した。

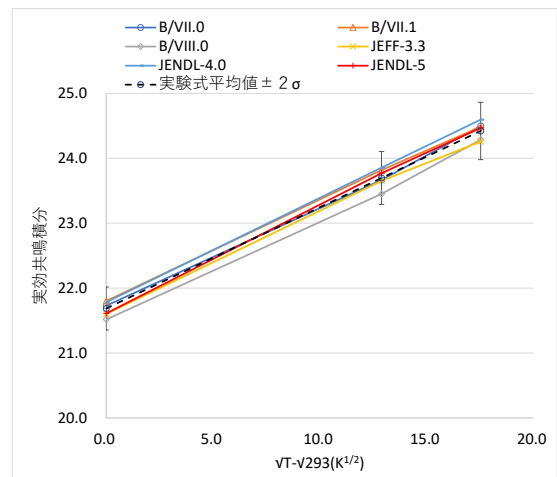


図 1 Hellstrand らの実効共鳴積分の評価結果

4. KRITZ-2 臨界実験解析 KRITZ-2 臨界実験は、微濃縮 UO₂ 燃料 (KRITZ-2 1, KRITZ-2 13) または低 Pu 富化度の MOX 燃料 (KRITZ-2 19) を装荷した 3 種類の炉心である。図 2 に KRITZ-2 臨界実験の高温体系 (約 248°C) の臨界固有値を示す。JENDL-5 の臨界固有値の結果は、従来の評価結果^[2]に対して、UO₂ 燃料の場合は高めに、MOX 燃料の場合は低めに評価する。JENDL-5 の結果は、比較的新しい ENDF/B-VIII.0 や JEFF-3.3 の結果に類似した傾向を示すことを確認した。

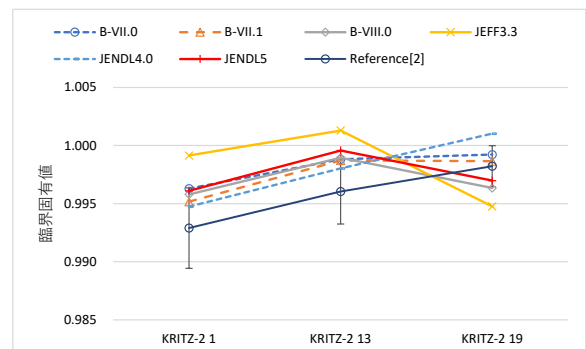


図 2 KRITZ-2 炉心の臨界固有値

5. 結論 KRITZ 試験や Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較により JENDL-5 の妥当性を確認した。

参考文献 [1] 2012 年春の年会 C30, [2] NEA/NSC/DOC(2005)24

* Masayuki Tojo¹, Michitaka Ono¹, Kenichi Tada², Osamu Iwamoto²

¹GNF-J, ²JAEA

JENDL-5 の検証

(5) 高速体系臨界集合体での積分実験データを用いたベンチマークテスト

JENDL-5 validation

(5) Benchmark test with integral experiments for fast-spectrum assemblies

*大泉 昭人¹, 鹿島 陽夫², 福島 昌宏¹

¹JAEA, ²理工科学(株)

2021 年 12 月に公開された最新の評価済み核データライブラリ JENDL-5 を検証するため、高速体系臨界集合体で測定した積分実験データを用いたベンチマークテストを実施した。その結果、従来版の JENDL-4.0 に比べて、超ウラン元素核分裂率比やナトリウムボイド置換反応度値の予測精度が改善する一方で、鉛ボイド置換反応度値の予測精度が同程度であることを確認した。

キーワード : JENDL-5, 検証, 積分実験データ, 高速炉, 加速器駆動システム

1. 緒言

日本で研究開発が進められている評価済み核データライブラリの最新版 JENDL-5(J5)が 2021 年 12 月に公開された。本研究では、これまでに高速体系臨界集合体で測定した、高速炉や加速器駆動システム(ADS)の研究開発に資する積分実験データを用い、J5 のベンチマークテストを行った。

2. 検証方法

それぞれ、①MA を含む超ウラン元素(TRU)の核分裂断面積、②²³⁵U の数 keV 領域の断面積、③高速中性子場での鉛の断面積を検証するため、原子力機構(JAEA)の高速炉臨界実験装置(FCA)、米国ロスアラモス研究所(LANL)の小型臨界実験装置 COMET で測定した、以下の実験データを解析対象とした。

- ① FCA-IX 実験 : 対 ²³⁹Pu の TRU の核分裂率比(FRR) [1]
- ② FCA-XXVII 実験 : ナトリウムボイド置換反応度値(Na/Void) [2]
- ③ COMET 実験 : 鉛ボイド置換反応度値(Pb/Void) [3]

解析には、連続エネルギーモンテカルロ計算コード(MVP-3, MCNP6.2)を用いた。核データライブラリには検証対象の J5 に加え、比較用に従来版の JENDL-4.0(J4)を用いて解析を行った。

3. 検証結果

FRR 解析(①)では、特に J4 で大幅に過大評価していた ²⁴⁴Cm/²³⁹Pu の解析値に対する実験値の比(C/E 値)が約 10%改善することを確認した(図 1)。また、Na/Void 解析(②)では、7-15%過大評価していた J4 に対し、J5 の C/E 値は 1-5%以内で概ね一致することを確認した。一方、Pb/Void 解析(③)では、従来の J4 と C/E 値が同程度であることを確認した。③に対して感度解析した結果、COMET 実験で影響の大きい 10keV-10MeV 領域において、J5 では鉛の断面積に大きな変更がなかったことに起因する。

4. 結論

高速体系臨界集合体で測定した積分実験データを用いて J5 を検証した結果、TRU の FRR や Na/Void の予測精度は改善したが、Pb/Void の予測精度は従来の J4 と同程度であることを確認した。

参考文献

[1] M. Fukushima, et al., JAEA-Data/Code 2014-030 (2015). [2] M. Fukushima, et al., Progress in Nuclear Science and Technology, vol. 2, pp.306-311 (2011). [3] M. Fukushima, et al., Nuclear Science and Engineering, vol. 194, pp.138-153 (2020).

*Akito Oizumi¹, Takao Kashima² and Masahiro Fukushima¹

¹JAEA, ²RIKOH KAGAKU co., Ltd.

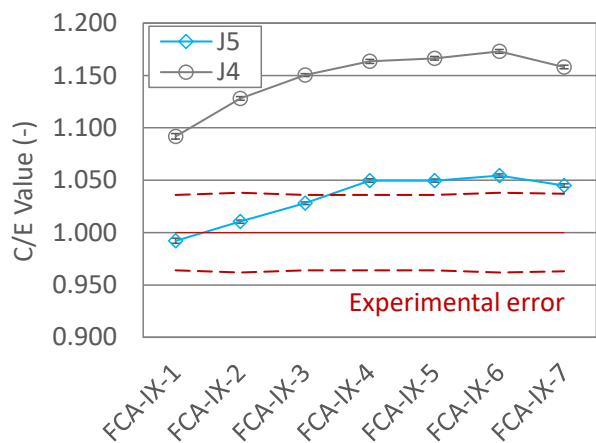


図 1 ²⁴⁴Cm/²³⁹Pu の FRR の C/E 値