

会議のトピックス(I)

日本原子力学会「2025年秋の大会」

企画セッション（核データ部会主催、「シグマ」調査専門委員会共催）

次世代革新炉の開発に向けた JENDL の現状と展望

2025年9月11日 13:00～14:30 北九州国際会議場、AIM

(1) 高速炉開発と核データ

（国研）日本原子力研究開発機構

大洗原子力工学研究所

丸山 修平

maruyama.shuhei@jaea.go.jp

1. はじめに

高速炉は、我が国のエネルギー政策において、重要なエネルギー源の候補の一つとして位置付けられており、その実用化には信頼性の高い核データが不可欠である。核データの精度は原子炉の安全性、経済性に直結するため、高速炉開発では、次世代高速炉の核設計精度向上を目指して JENDL をベースにした「統合炉定数」の開発を進めてきた。統合炉定数とは、臨界実験や先行炉の炉物理試験で得られた積分実験情報を核データに反映させた、高速炉用の応用ライブラリの呼称である。使用される積分実験情報は、核データの検証[†]を行う上で極めて重要であり、統合炉定数の開発のみならず、近年では核データ評価にも陽に利用されている。この重要性を鑑みて、本稿では、積分実験を利用した核データ検証に焦点を当てた議論を展開する。まず、これまでの高速炉開発における積分実験の利用状況を概観し、課題について整理する。次に、積分実験を活用した核データの検証に関する近年の動向に触れ、最後に今後の展望を述べる。

[†] 本稿における「核データ（の）検証」は、V&V用語の“Verification”に相当するものではなく、一般的な意味での“検証”を指している。核データの調整、改善、妥当性確認など広い意味を持たせている。

2. 高速炉開発における積分実験の利用状況

2.1. 概観

原子炉設計は原子炉の特性や挙動を計算機上で模擬した数値解析の結果に基づいて行われるが、数値解析に使用する核データ等の入力データや解析手法／モデルには不確かさが伴う。そのため、数値解析の結果が現実の物理現象をどの程度再現できているのかを実測データに基づいて確認し、数値解析や設計の妥当性を確認する必要がある。実験や運転実績を積むことで得られる実測データが商用軽水炉と比較して乏しい高速炉では、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」の導入の際、事前に実際の炉心（実機炉心）を模擬したモックアップ臨界実験を行って対処し、この実測データを利用して核設計の妥当性や予測精度を担保してきた。

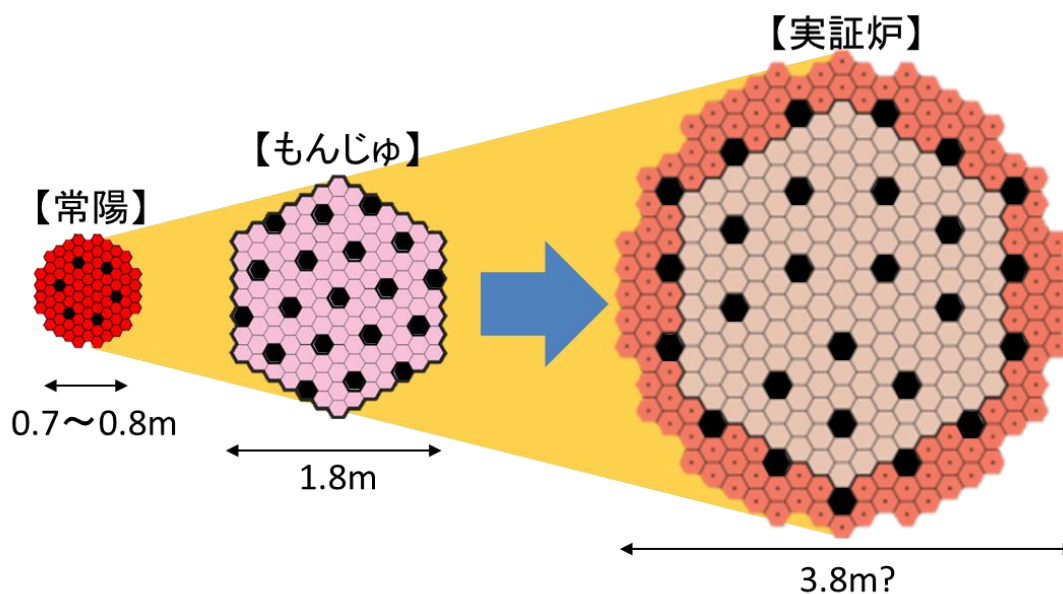


図1 我が国の高速炉の炉心規模

現在は、炉心サイズや出力規模がこれら先行炉よりも大きい「実証炉」の導入を次の開発ステップとして見据えているが、仮に、従来と同じアプローチを踏襲した場合には、先行炉の時よりも大規模な臨界実験施設が必要ということになる(図1)。このモックアップ実験主体のアプローチは、実機炉心に対する予測精度を把握する観点で見通しが良い反面、施設建設や燃料製造、規制対応等にかかるコストを鑑みると、実証炉設計に適用する上で現実的なものとは言えない。そのため、モックアップ実験の実施によってではなく、既に行われた臨界実験や先行炉の炉物理試験等の実測データを使って妥当性確認や予測精度向上を行う必要がある、JAEA では、これら積分実験情報を収録した高速炉核設計基本データベース[1, 2]を整備し、統合炉定数の開発に取り組んできた(表1)。

統合炉定数は実証炉核設計の予測精度向上を目的としており、データ同化法に基づきデータベース内の積分実験情報を核データに反映するため「炉定数調整法[3,4]」：

$$\vec{T}' = \vec{T}_0 + \mathbf{M}\mathbf{G}^T(\mathbf{G}\mathbf{M}\mathbf{G}^T + \mathbf{V}_e + \mathbf{V}_m)^{-1}[\vec{R}_e - \vec{R}_c(\vec{T}_0)] \quad (1)$$

$$\mathbf{M}' = \mathbf{M} - \mathbf{M}\mathbf{G}^T(\mathbf{G}\mathbf{M}\mathbf{G}^T + \mathbf{V}_e + \mathbf{V}_m)^{-1}\mathbf{G}\mathbf{M} \quad (2)$$

が適用されている。ここで、

\vec{T}_0, \vec{T}' : 事前/事後の核データセット

\mathbf{M}, \mathbf{M}' : 事前/事後の核データ共分散行列

\mathbf{G} : 核データ感度係数行列

\vec{R}_e, \vec{R}_c : 積分実験の実験値/解析値ベクトル

$\mathbf{V}_e, \mathbf{V}_m$: 実験不確かさ/解析モデル不確かさの共分散行列

(2)式はデータ同化後の核データ共分散行列を示している。データ同化前後の核データ共分散行列が半正定値行列であるとする、(2)式の第二項は半正定値行列であることから、データ同化の適用によって分散は必ず減少するか、もしくは変わらないという特徴をもつ。

表 1 高速炉開発における統合炉定数の開発状況[5]

応用ライブラリ (開発年)	ADJ91/98 (1991/1998)	ADJ2000/2000R (2000/2001)	ADJ2010 (2010)	ADJ2017/2017R (2017/2020)
基本核データライブラリ (開発年)	JENDL-2/3.2 (1989/1994)	JENDL-3.2 (1994)	JENDL-4.0 (2010)	JENDL-4.0 (2010)
エネルギー群数	18	18	70	70
調整対象パラメータ数	40/45	50	173	223
σ : 無限希釈断面積,	σ : 32/37	σ : 41	σ : 159	σ : 183
χ : 核分裂スペクトル,	χ : 2	χ : 2	χ : 2	χ : 19
β : 遅発中性子割合,	β : 6	β : 6	β : 11	β : 20
f' : 自己遮蔽因子の温度勾配	f' : 0	f' : 1	f' : 1	f' : 1
積分実験数	82/185	237	488	620/619
	ZPPR	+FCA, JOYO, BFS, MASURCA, LANL	+ZEBRA, SEFOR, MONJU(1994), JOYO(MA sample), BFS(Np)	+ZPPR(D-Pu worth, F41/F25), BFS(D- Pu worth), MONJU(2010), ZEBRA(D-Pu Fis), JOYO(MA sample for Pu-241/240), PFR(MA sample), YAYOI(Np Cap)

2.2. 統合炉定数の適用性に関する課題

前述の通り、高速炉開発においては、次世代高速炉の核設計精度向上を目指して統合炉定数の開発を進めてきたが、実機設計への適用には依然として課題が残っている。その要因として以下が考えられる。

①データ同化モデルにおける近似：

炉定数調整法の基礎式である(1), (2)式の導出では、線形近似モデルが仮定されており、また、このモデルの係数として使用される核データ感度係数行列 \mathbf{G} の評価にも、種々の近似を必要とする決定論コードが使用されている。そのため、結果にはこれらの近似に伴う系統誤差が含まれる可能性がある。

②事前共分散行列の推定の困難さ：

データ同化結果は事前共分散行列 $\mathbf{M}, \mathbf{V}_e, \mathbf{V}_m$ に依存するが、それらの推定は容易ではない。特に相関係数の推定が非常に難しく、また「保守性」の概念を持ち込むことも困難である。

③実験データ数に対する調整自由度の多さ：

臨界実験装置や実機炉心は、多種の物質で構成されていることが多く、得られる実験データは幅広い核種・反応・エネルギー領域に対する核データ感度を有している。そのため、データ同化パラメータの調整自由度 (=表中の調整対象パラメータ数×群数) は非常に大きく、(調整自由度) \gg (積分実験数) となっている。このような状況下でデータ同化を行った場合、補償効果(Compensation Effects)[6]が現れる可能性がある。補償効果は、前述①、②による誤差要因が存在していることを前提としたとき、予測結果の系統誤差の影響を大きくする場合がある。特に、データ同化に利用した積分実験と異なる炉心核特性を予測したときにその影響が顕著に現れる可能性がある[‡]。

データ同化法は、予測精度を向上(分散を低減)するが、上記①～③の要因により、炉定数調整が適切に行われず(系統誤差を生じさせる/大きくする)可能性がある。その結果として、データ同化後の不確かさの見積りが過小評価となる可能性もある。これが、統合炉定数の適用を限定的にしている大きな理由の一つであると考えている(後述するように、近年は、核データ評価時に積分実験情報が反映されることもあり、昔と比較して評価済み核データライブラリの性能が良好になっているという理由も相まっているが)。

[‡]北大の千葉先生からこの部分の記載に関してコメントを頂き、読者の誤解を招かないようにするため、学会予稿から記載を一部見直しております。千葉先生、コメントありがとうございました。

2.3. 課題に対する対処

①に対しては、炉定数調整法における近似を排除することで対処が可能である。具体的には、連続エネルギーモンテカルロ計算を用いたサンプリング技法に基づくデータ同化法[7-10]の導入等、データ同化モデルの精緻化により対処可能である。現時点では計算コスト面で実用性に課題はあるものの、今後の計算機性能の向上や解析技術の高度化によってコスト低減が見込まれるため、①は将来的に大きな懸案事項にはならないと考えている。

②に対する対処方法としては、共分散行列の相関係数がゼロもしくは非常に小さい場合に限っては、ジャックナイフ法[11]やブートストラップ法等[12]の分散推定法を導入する等が考えられる。しかしながら、相関係数が有意であるような場合には、それら推定の不十分さに対する抜本的な対処方法は「現状なし」というのが著者の認識である。

③に対しては、データ同化に使用する実験データを増やすこと、核データ感度が限定される実験データを利用すること等が対処方法として考えられる。これについては次節の中で言及する。

3. 積分実験を活用した核データ検証の近年の動向

核データ検証のための積分実験の利用は、高速炉開発の中だけでなく核データ評価においても行われている。核データ評価は原則として微分実験情報に基づいて行われるが、評価済み核データライブラリの性能を担保するため、妥当性確認やフィードバックの目的で積分実験情報が活用されている。積分実験情報（臨界実験の実効増倍率 $k\text{-eff}$ ）が核データに反映された場合、その反映先を一意に決定することができないため、核データ評価においても「補償効果」が顕在化する。例えば、GODIVA 実験（もしくは JEZEBEL 実験）の $k\text{-eff}$ を JEFF3.3 と ENDF/B-VIII.0 で評価したとき、両者に $k\text{-eff}$ の相違はほとんど見られない一方、この $k\text{-eff}$ の差を核反応の要素別に分析すると、 $k\text{-eff}$ の差以上の大きな反応度差が各要素に潜んでおり、 $k\text{-eff}$ の良い一致性は、これら要素間の相互相殺により実現している[13]というものである。

この補償効果に対処する取り組みの一つとして、米国のロスアラモス国立研究所で進められている Experiments Underpinned by Computational Learning for Improvements in Nuclear Data (EUCLID)[14-18]プロジェクトがある。このプロジェクトでは、Pu-239 核データ（MeV 領域周辺）の補償効果を低減することを目的に、かつての臨界実験装置 ZPPR で利用されたプルトニウムプレートを利用して、機械学習に基づき計画された 6 種類の臨界/未臨界実験が実施された。Pu-239 の核データを対象を絞り、かつ、臨界性だけでなく核データ感度の異なる多面的な測定を同時に行うことで、補償効果の低減が図られている。

補償効果に対するその他の取り組みとして、著者は遮蔽実験の活用可能性に着目して

いる。遮蔽実験は核燃料を使用しないため、燃料核種の核データ感度を排除できる。そのため、構造材核種（冷却材核種を含む）に対する核データ検証への利用が期待できる。これまでも遮蔽実験は、評価済み核データライブラリの検証に利用されてきた[19]が、遮蔽実験データが高速炉核設計に有用なデータとなるかの議論は行われてこなかった。著者が示した[20]ように、遮蔽実験と高速核特性との間の核的相関関係が明確になれば、臨界実験データ等、燃料核種を含む幅広い核種に対して核データ感度を有する実験データに対して、この遮蔽実験データが拘束条件として機能し、補償効果の緩和に寄与する可能性がある。

核燃料を必要としない遮蔽実験は、臨界実験と比較して実施のハードルが低く、短時間・低コストで実験を行うことができるというメリットがあるため、EUCLID プロジェクトのように、新規の実験を実施することも視野に入る。例えば、微分実験における弱点（核データ共分散が大きい領域）と革新炉核設計からのニーズ（核データ感度が大きい領域）を踏まえて、それらの部分の重点的な核データ検証を行う等、高速炉核設計の精度向上を目的とした新たな視点での遮蔽実験も可能かもしれない。遮蔽積分実験データベース SINBAD[21]には、原子炉線源を用いた大規模な遮蔽実験も多いが、多くの実験が行われた 1970～1990 年頃と比較して計測技術や解析技術等が向上していることを踏まえると、実験室規模の小規模な施設でも高精度の実験を行えば、核データを検証できるデータが得られる可能性もあり、検討を進めているところである。

この他に、重核種のサンプル照射試験データも、補償効果を緩和するための有用な積分実験情報の候補であると考えている。この入手先としては、現在進められているフランス等との国際協力の枠組みや、運転再開を目指している「常陽」での照射試験等がその候補として考えられる。

4. まとめと展望

高速炉の実用化を目指す上で安全性、経済性の向上を図ることは重要であり、核データの精度向上は、それを実現するための 1 つの手段となる。本稿では、積分実験の活用による核データの検証をテーマにしてここまで議論を進めてきた。積分実験を利用して核データの精度向上を図る場合、補償効果の問題等、いくつかの解決すべき課題があり、これに対処するために、データ同化法等の解析技術の高度化、及び、新たな積分実験情報の入手の両面からのアプローチが必要となる。

近年は、核データ評価においても積分実験の利用が広がっており、その境界線が薄れつつあるものと認識している。これを鑑みると、核データ測定／評価側と利用側（積分実験情報を扱う側）の一層の連携を図り、核データの信頼性向上に取り組んでいく必要がある。

謝辞

本研究の一部は JSPS 科研費 JP25K08536 の助成を受けたものです。

参考文献

- [1] Yokoyama K., Sugino K., Ishikawa M., et al., Development of the Unified Cross-section Set ADJ2017, JAEA-Research 2018-11, 2019. <https://doi.org/10.11484/jaea-research-2018-011>
- [2] Yokoyama K., Maruyama S., Taninaka H., et al., Development of the Unified Cross-section Set ADJ2017R, JAEA-Data/Code 2021-019, 2022. <https://doi.org/10.11484/jaea-data-code-2021-019>
- [3] Dragt J. B., Dekker J. W. M., Guppelaar H., et al., Methods of Adjustment and Error Evaluation of Neutron Capture Cross Sections; Application to Fission Product Nuclides, Nucl. Sci. Eng., 62, 1977, pp.117–129. <https://doi.org/10.13182/NSE77-3>
- [4] Takeda T., Yoshimura A., Kamei T., et al., Prediction Uncertainty Evaluation Methods of Core Performance Parameters in Large Liquid-Metal Fast Breeder Reactors, Nucl. Sci. Eng., 103, 1989, pp.157–165. <https://doi.org/10.13182/NSE89-1>
- [5] Yokoyama K., Development of Adjusted Nuclear Data Library for Fast Reactor Application. EPJ Web Conf., 281, 2023, 00004. <https://doi.org/10.1051/epjconf/202328100004>
- [6] Palmiotti G., Salvatores M., Yokoyama K., et al., Methods and Approaches to Provide Feedback from Nuclear and Covariance Data Adjustment for Improvement of Nuclear Data Files, NEA/NSC/R(2016)6, 2017.
- [7] Watanabe T., Endo T., Yamamoto A., et al., Cross Section Adjustment Method Based on Random Sampling Technique, J. Nucl. Sci. Technol., 51, 2014, pp.590–599. <https://doi.org/10.1080/00223131.2014.882801>
- [8] Hoefler A., Buss O., Hennebach M., et al., MOCABA: A General Monte Carlo-Bayes Procedure for Improved Predictions of Integral Functions of Nuclear Data, Ann. Nucl. Energy, 77, 2015, pp.514–521. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.11.038>
- [9] Fukui Y., Endo T., Yamamoto A., Nuclear Data Adjustment Using a Deterministic Sampling Method with Unscented Transformation, J. Nucl. Sci. Technol., 60, 2023, pp.238–250. <https://doi.org/10.1080/00223131.2022.2095051>
- [10] Maruyama S., Yamamoto A., Endo T., Hybrid Data Assimilation Methods for Nuclear-Data-Induced Uncertainties, J. Nucl. Sci. Technol., 2025. <https://doi.org/10.1080/00223131.2025.2500579>
- [11] Efron B., Stein C., The Jackknife Estimate of Variance, Ann. Statist., 9, 1981, pp.586–596. <https://doi.org/10.1214/aos/1176345462>
- [12] Efron B., Bootstrap Methods: Another Look at the Jackknife, Ann. Statist., 7, 1979, pp.1–26.

<https://doi.org/10.1214/aos/1176344552>

- [13] Chadwick M. B., Capote R., Trkov A., et al., CIELO Collaboration Summary Results: International Evaluations of Neutron Reactions on Uranium, Plutonium, Iron, Oxygen and Hydrogen, Nucl. Data Sheets, 148, 2018; pp.189–213.
<https://doi.org/10.1016/j.nds.2018.02.003>
- [14] EUCLID team, EUCLID: A New Approach to Improve Nuclear Data Coupling Optimized Experiments with Validation using Machine Learning, LA-UR-22-27861, 2022.
- [15] Borgwardt T. C., Weldon Jr. R. A., Cutler T., et al., Fast neutron leakage spectra of the EUCLID experiment, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A, 1066, 2024, 169587.
<https://doi.org/10.1016/j.nima.2024.169587>
- [16] Hutchinson J., Alwin J., Bell B., et al., Criticality Experiments to Reduce Compensating Errors in Plutonium Nuclear Data, Proc. of ICNC 2023, 2023, Sendai, Japan.
- [17] Thompson N., Hutchinson J., Alwin J., et al., The EUCLID Experiment and Nuclear Data Library Comparisons, Proc. of ICNC 2023, 2023, Sendai, Japan.
- [18] Cutler T., Alwin J., Grosskopf M., et al., Reactivity Coefficient Measurements to Aid in Reducing Compensating Errors in Plutonium Nuclear Data, Proc. of ICNC 2023, 2023, Sendai, Japan.
- [19] Konno C., Ohta M., Kwon S., et al., JENDL-5 benchmark test for shielding applications, J. Nucl. Sci. Technol., 60, 2023, pp.1046–1069.
<https://doi.org/10.1080/00223131.2022.2164372>
- [20] Maruyama S., Endo T., Yamamoto A., Uncertainty Reduction of Sodium Void Reactivity Using Data from a Sodium Shielding Experiment, J. Nucl. Sci. Technol., 61, 2024, pp.31–43.
<https://doi.org/10.1080/00223131.2023.2244512>
- [21] Kodeli I., Sartori E., Kirk B., SINBAD Shielding Benchmark Experiments Status and Planned Activities, Proc. of RPSD 2006, 2006, Carlsbad, New Mexico.