

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2024年9月11日(水) 10:00 ~ 11:05 D会場(講義棟A棟1F A106)

[1D01-04] 断面積評価

座長: 福田 航大(JAEA)

10:00 ~ 10:15

[1D01]

乾式貯蔵キャスクの臨界計算におけるJENDL-4.0とJENDL-5の比較

*佐藤 駿介¹、名内 泰志¹ (1. 電中研)

10:15 ~ 10:30

[1D02]

JENDL-5の軽水の熱中性子散乱則の再評価

*多田 健一¹、安部 豊²、渡邊 友章¹ (1. JAEA、2. 京大)

10:30 ~ 10:45

[1D03]

原子炉運転条件下における熱中性子散乱則の測定・評価

(1) プロジェクト概要

*中山 梓介¹、木村 敦¹、Thomsen Bo¹ (1. JAEA)

10:45 ~ 11:00

[1D04]

原子炉運転条件下における熱中性子散乱則の測定・評価

(2) 中性子散乱実験計画

*木村 敦¹、遠藤 駿典¹、中村 詔司¹、Rovira Gerard¹、中山 梓介¹ (1. JAEA)

11:00 ~ 11:05

座長持ち時間

乾式貯蔵キャスクの臨界計算における JENDL-4.0 と JENDL-5 の比較

Comparison of JENDL-4.0 and JENDL-5 in criticality calculation of dry storage cask

*佐藤 駿介¹, 名内 泰志¹

¹電中研

BWR55 燃料の使用済燃料を輸送・貯蔵兼用の乾式金属キャスクに装荷した体系を対象に、燃料の核種組成は同じ条件で、MVP3 コードを用いて JENDL-4.0 と JENDL-5 による実効増倍率の計算を行い、比較した。

キーワード：乾式貯蔵キャスク，臨界計算，実効増倍率，JENDL-4.0，JENDL-5

1. 緒言

六ヶ所再処理工場の竣工が遅れており、多くの電気事業者は、使用済燃料の湿式貯蔵施設の空き容量が逼迫し、乾式貯蔵施設の設置を進めている。当所では、電気事業者と連携して使用済燃料管理を合理化するための研究開発を実施しており、これまでに BWR55 燃料用の乾式貯蔵キャスクの臨界安全設計に燃焼度クレジットを適用した際の便益の評価を行った[1]。本検討では、燃焼度クレジットを適用した臨界計算を最新の核データライブラリ JENDL-5 で行い、従来の核データライブラリ JENDL-4.0 による解析結果と比較した。

2. 計算条件

集合体平均 ^{235}U 濃縮度 3.75wt% の BWR 高燃焼度 9×9 (A 型)燃料を対象とした。使用済燃料の核種組成は、国内の典型的な ABWR 平衡炉心における照射条件を考慮して作成した。具体的には、GNF-J が平衡炉心と核種組成テーブルを作成し、当所にて当該テーブルからノード単位・燃料棒単位で核種組成を作成した。臨界計算に使用する核種セットは、燃焼度クレジット導入ガイド原案[2]におけるアクチニドのみと核分裂生成物も含めた 2 通りに対して、BWR キャスクではピーク反応度が考慮されていることからそれぞれに Gd 同位体を加えた 4 通りを設定した。臨界計算には MVP3 コードを使用し、U.S.NRC が仕様を公開している GBC-68 キャスク[3]に使用済燃料を装荷した体系を正確に模擬した。また、キャスク内の燃料 68 体は全て同じ組成とし、キャスク内の減速材密度は 1.0 g/cm^3 に設定した。断面積ライブラリには MVPLib_nJ40 と MVPLib_nJ50 を使用し、核種組成は同一で、中性子核反応断面積のみが異なる条件で実効増倍率を比較した。なお、TSL は JENDL-4.0 では ^1H in H_2O のみ使用し、JENDL-5 では $^{234}, ^{235}, ^{238}\text{U}$, ^{16}O in UO_2 と ^1H , ^{16}O in H_2O を使用した。

3. 計算結果

JENDL-4.0 と JENDL-5 による実効増倍率の計算結果の相対差異を図 1 に示す。相対差異は JENDL-4.0 を基準として定義した。図 1 より、JENDL-5 では JENDL-4.0 よりも実効増倍率が小さく評価されること、相対差異は燃焼度の増加とともに増大すること、JENDL-5 では JENDL-4.0 に対して最大で $0.9\%\Delta k/k$ 程度小さい計算結果となることなどが明らかになった。

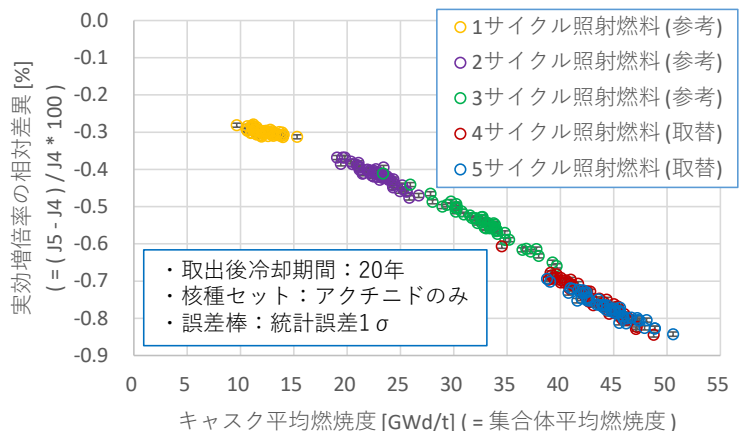


図1 JENDL-4.0とJENDL-5による実効増倍率の計算結果の相対差異

参考文献 [1] 電中研報告 EX22007, [2] JAERI-Tech 2001-055, [3] U.S.NRC NUREG/CR-7157

*Shunsuke Sato¹ and Yasushi Nauchi¹

¹CRIEPI

JENDL-5 の軽水の熱中性子散乱則の再評価

Re-evaluation of the thermal neutron scattering law for light water in JENDL-5

*多田 健一¹, 安部 豊², 渡邊 友章¹

¹JAEA, ²京大

軽水体系の減速材温度係数の解析精度向上を目的として、JENDL-5 の軽水の熱中性子散乱則を再評価した。

キーワード：熱中性子散乱則、軽水、JENDL-5、分子動力学

1. 軽水の熱中性子散乱則の再評価

PWR の単ピンセル体系を対象に、減速材温度を変えて実効増倍率を計算すると、JENDL-5 では減速材温度によって実効増倍率が振動することが分かった¹⁾。この問題の要因を調査したところ、図 1 に示すように、分子動力学計算の試行回数が十分ではなく、統計誤差の影響で、状態密度関数が滑らかな分布となっていないことが原因であることが分かった。そこで分子動力学の試行回数を 25 倍に増やして軽水の熱中性子散乱則を再評価した。図 1 に示すように、再評価した結果では、分子動力学の試行回数を増やしたことで、状態密度関数の分布が滑らかになっていることが分かる。

2. PWR 単一ピンセル体系(VERA P1-1C)での実効増倍率比較

この状態密度関数の違いが実効増倍率に与える影響を確認するため、PWR の単一ピンセル体系(VERA ベンチマーク P1-1C)を用いて、減速材温度のみを変化させたときの実効増倍率の推移を比較した。図 2 に 270K~800K まで減速材温度のみを変化させた際の実効増倍率の推移を示す。なお、図 2 の各ライブラリの結果は、熱中性子散乱則のみを変えた結果である。図 2 に示す通り、JENDL-5(J50)では 296K や 310K、320K、430K、500K など実効増倍率が大きく変化しているが、再評価した結果では減速材温度の変化に伴って実効増倍率が滑らかに変化していることが分かる。また、他のライブラリの結果も再評価した結果と同様の傾向を示していることから、再評価した結果が妥当な結果となっていることが分かった。このことから、分子動力学を用いた熱中性子散乱則の評価では、状態密度関数が滑らかな分布となるまで分子動力学の試行回数を十分に多く取る必要があることが分かった。

本研究で再評価した軽水の熱中性子散乱則は、JENDL-5 の改訂版として公開する予定である。

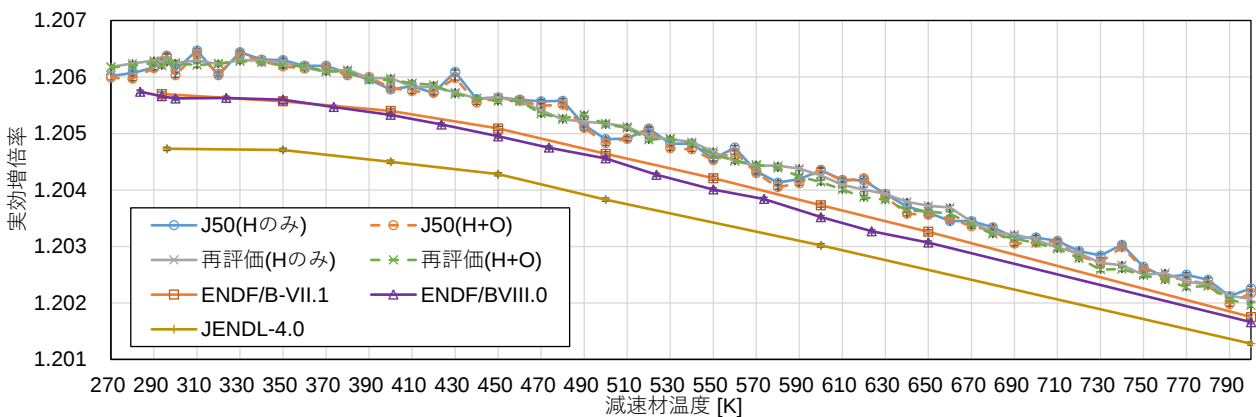


図1 従来(JENDL-5)と今回の状態密度関数の違い

1) 多田健一ら、日本原子力学会 2023 年秋の大会、1M15 (2023).

* Kenichi Tada¹, Yutaka Abe², Tomoaki Watanabe¹ ¹JAEA, ²Kyoto Univ.

原子炉運転条件下における熱中性子散乱則の測定・評価

(1) プロジェクト概要

Measurement and evaluation of thermal neutron scattering law under reactor operating condition

(1) Project outline

*中山 梓介¹, 木村 敦¹, Bo Thomsen¹

¹原子力機構

軽水や黒鉛等の熱中性子炉における主要な減速材について、原子炉運転時のような高温・高圧条件下における熱中性子散乱則の測定・評価プロジェクトを2024年度より3ヵ年計画で開始した。本プロジェクトの概要と進捗を述べる。

キーワード：熱中性子散乱則、中性子散乱実験、第一原理計算

1. 緒言

熱中性子炉では、減速材の熱中性子散乱則（以下、TSL と表記）が炉心計算結果に大きな影響を及ぼす。TSL は物質の原子・分子運動による中性子散乱を記述するデータであるため、物質の相や温度、圧力によって多様に変化する。炉心計算の観点からは原子炉運転時のような高温・高圧状態における TSL が重要となるが、実験室内にこのような状態を実現することの難しさもあり、これまでの TSL の測定実験や TSL の検証に利用できる積分実験は、ほとんど室温付近で行われている。

こうした状況を踏まえ、軽水や黒鉛等の主要な減速材について、高温・高圧条件下における TSL を新規に測定および評価するとともに、これらの TSL が炉心計算に及ぼす影響を評価するプロジェクトを2024年度より3ヵ年計画で開始した。

2. 研究計画の概要

本プロジェクトは以下の3つの研究項目から構成される。

- (1) **中性子散乱実験：**各減速材の物性を考慮した耐熱・耐圧試料セルを製作した後、J-PARC 物質・生命科学実験施設（MLF）の大強度・高分解能の中性子ビームを用いて、これまでに前例のない原子炉運転条件下における高精度の中性子散乱実験を実施する。
- (2) **TSL 理論計算・評価：**TSL の理論計算を行い、計算値ならびに(1)の新規実験値や常温付近での既存実験値を基に、各減速材の TSL を新規評価する。計算には、温度や圧力条件の変化に対する外挿性が高い第一原理計算に基づく手法を用いる。
- (3) **炉心計算への影響評価：**(2)で新規評価した TSL を用いて炉心計算を行う。従来の TSL を用いた炉心計算結果と比較することで、現状の炉心計算における TSL 起因の不確かさを評価する。

3. 結言

応用上の重要性にも関わらずこれまでにほとんど検証がなされていない、原子炉運転条件下における減速材の TSL について、その信頼性を向上させるためのプロジェクトを開始した。当日の発表では、プロジェクトの概要と開始からの研究の進捗について報告する。

謝辞：本研究は JSPS 科研費 JP24K01408 の助成を受けたものです。

*Shinsuke Nakayama¹, Atushi Kimura¹, Bo Thomsen¹

¹Japan Atomic Energy Agency

原子炉運転条件下における熱中性子散乱則の測定・評価 (2)中性子散乱実験計画

Measurement and evaluation of thermal neutron scattering law under reactor operating condition

(2) Experimental plan for thermal neutron scattering law

*木村 敦¹, 遠藤 駿典¹, 中村 詔司¹, Gerard Rovira¹, 中山 梓介¹

¹原子力機構

熱中性子炉における軽水や黒鉛等の主要な減速材について、原子炉運転時のような高温・高圧条件下における熱中性子散乱則の測定・評価プロジェクトを2024年度より3ヵ年計画で進めている。本発表では、プロジェクトの研究項目の中から二重微分断面積及び全断面積の測定実験計画について述べる。

キーワード：熱中性子散乱則、二重微分断面積、黒鉛、軽水、J-PARC

1. 緒言

熱中性子散乱則（以下、TSL）は熱中性子炉などにおいて臨界性等の炉特性や炉設計に影響を及ぼす重要な核データである。TSLは物質の原子・分子運動による中性子散乱を記述するデータであり、分子動力学計算を用いた最新の手法でTSLを計算した結果[1]が評価済み核データに取り込まれている。計算で得られたTSLの妥当性の確認は、TSLの影響を含んだ二重微分断面積及び全断面積の測定結果を用いて行われる。

TSLは原子・分子運動による現象という特性上、物質の相や温度、圧力に大きく依存する。そのため、原子炉運転時のような高温・高圧状態でのTSLの妥当性を確認するためには、それらの条件下での二重微分断面積及び全断面積の測定結果が必要となるが、実験の困難さから、これまでの測定実験は室温及び冷凍機を用いた低温条件で行われているのがほとんどである。そこで、本プロジェクトでは高温・高圧条件下における二重微分断面積及び全断面積の測定研究を進めている。

2. 測定計画の概要

本項目では熱中性子炉で使用される軽水や黒鉛等の主要な減速材について、熱中性子散乱則データの整備に必要な基盤データとなる熱中性子領域での二重微分断面積及び全断面積の測定を高温・高圧条件で行う。具体的には、大強度陽子加速器施設（J-PARC）の物質・生命科学実験施設(MLF)のBL#04に設置された中性子核反応実験装置(ANNRI)を用いて中性子全断面積測定を、BL#14の冷中性子ディスクチョッパー型分光器(AMATERAS)もしくはBL#01の4次元空間中性子探査装置(4SEASONS)を用いて二重微分散乱断面積を~1500℃の高温・高圧条件で測定することを計画している。

本発表では、高温・高圧下での測定で必要となる試料セル及び試料環境装置などの実験準備の進捗状況と今後の測定計画について報告を行う。

謝辞：本研究はJSPS科研費JP24K01408の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Y. Abe et al., “Evaluation of the neutron scattering cross-section for light water by molecular dynamics”, Nucl. Instr. Meth., A 735, 568 (2014).

*Atsushi Kimura¹, Shunsuke Endo¹, Shoji Nakamura¹, Gerard Rovira¹, Shinsuke Nakayama¹

¹Japan Atomic Energy Agency