

お知らせ

(2) 核データ研究グループ

JENDL 委員会会合から

以下に示すのは、JENDL 委員会（旧シグマ委員会）会合の議事録です。メーリングリスト JNDCmail でも議事録が配布されます。また、核データ研究グループの WWW から、JENDL 委員会の会合予定や議事録を見ることができます。

炉定数門部会

リアクタ積分テストWG

2014年12月9日(火) 13:20~17:10
JAEA 東京事務所インフォメーションコーナー
出席者 22名

議事録

0. 奥村炉定数専門部会長より挨拶(資料 RIT5-0-1)

本 WG の上部組織である炉定数専門部会長の部会長である奥村氏より挨拶があった。2015 年度より JAEA が国立研究開発法人となるにあたり、①日本の産業創生への貢献、②研究成果の最大化、③アウトプット(例えば論文数)評価からアウトカム(日本の経済発展に与えるインパクトの大きさ)評価へのシフト、に留意する必要があること、抽出された諸課題に対し、解決に向けた道筋、優先順位、実施時期の明確化が重要であることの指摘があった。

1. 軽水炉ベンチマーク問題の整備

1-1. 軽水減速低濃縮ウラン格子系の臨界性に対する JENDL-4.0 ベンチマーク (中間まとめ第 2 版) (JAEA・石川委員、資料 RIT5-1-1)

評価済み核データファイルの積分テストのための軽水炉ベンチマーク問題の整備が石川委員を中心に行われている。ここでは、軽水減速低濃縮ウラン格子系の臨界性に対するベンチマーク問題の整備状況が報告された。現時点では 163 のデータについて、取得データの吟味、MVP 用入力データの整備、JENDL-4.0 で計算した際の C/E 値の整理が行われている。ウラン濃縮度、H/U 原子個数比について幅広いデータが網羅されており、軽水減速低濃縮ウラン格子系についてのベンチマーク問題の整備は一通り完了したという状況である。整備しているベンチマーク問題は 2016 年頃に JAEA 報告書として公開する予定である。福島第一原発 1~3 号機使用済み燃料プールからの燃料移送が課題となっていることを受けての輸送容器に関連する体系 (LEU-COMP-THERM-

010、-013、-017、-042) の追加、同様に福島第一原発のデブリ処理に関連して(特に高濃度の)ホウ素が混入した体系の追加の必要性が指摘された。

1-2. 軽水減速 MOX 格子燃料での PuO₂ 粒子効果の検討 (JAEA・石川委員、資料 RIT5-1-2)

MOX 燃料において PuO₂ 粒子を厳密にモデル化した場合、母相である UO₂ と均質であるとした場合と比べ、反応度が有意に変化することが指摘されており、一部のベンチマーク問題 (IRPhEP の KRITZ-2:19 等) では、その影響が考慮されてベンチマーク実験値が決められている。ICSBEP の MCT003 に対し、MVP を用いてその効果を評価した結果が紹介された。MOX 燃料に対するベンチマーク問題を整備するにあたり、その点についてどのように考慮すべきか議論があった。同様の検討がこれまでにいくつか行われている点、燃料粒子を規則的に配列させた場合とランダムに配列させた場合とで非均質効果の現れ方が異なる点、実際の軽水炉では Pu 富化度が大きいため影響は小さいと考えられるが、集合体内に Pu 濃度分布がある集合体では出力分布に影響がでる可能性がある点が指摘された。

2. JEFF-3.2 の積分テスト

2-1. JEFF-3.2 の概要 (北大・千葉委員、資料 RIT5-2-1)

JEFF-3.2 の概要について報告があった。①U-235 の keV 領域捕獲断面積が JENDL-4.0 よりも系統的に小さい、②新しい Pu-239 共鳴パラメータが導入された、③Am-241 捕獲断面積が JENDL-4.0 よりもさらに大きい、④Na-23 の非弾性散乱断面積が大きく改訂された、⑤Cu-63-65 の共鳴パラメータが改訂され Zeus 臨界データに有意な影響を与える、等が紹介された。Na について、JENDL ではしばらく新たな評価が行われていないので、次の改訂では再評価をお願いしたいという要望があった。

2-2. 軽水炉全 MOX 炉心等の炉物理試験解析への最新核データライブラリ JEFF-3.2 の適用の知見

(NSR・山本氏、資料 RIT5-2-2)

JEFF-3.2に基づくMVPライブラリを用いて軽水炉全MOX炉心等の炉物理試験解析を行った結果が報告された。Am-241捕獲断面積の改訂により、FUBILA炉心の実効増倍率のAm-241存在量に対する依存性がJENDL-4.0と逆の傾向(Am-241存在量が大きくなるにつれて実効増倍率が過少評価傾向)となった。Pu-238の熱中性子捕獲断面積にJENDL-4.0とJEFF-3.2とで大きな差異があり、それがMOX炉心の実効増倍率に有意な影響を与えることから、検討が必要とのコメントがあった(補足:その後の調査により、JEFF-3.2はJENDL-3.2(-3.3)の共鳴パラメータを採用していること、最新の測定データを考慮するとJENDL-3.2(-3.3)の共鳴パラメータの方が確からしいことが分かった)。

3. トピックス

3-1. MA反応率比測定の再解析(京大炉・佐野委員、資料 RIT5-3-1)

KUCAで過去に実施されたAm-241/U-235、Np-237/U-235の核分裂反応率比の再解析結果が報告された。JENDL-3.2、-3.3、JEFF-2.2、ENDF/B-VIに加えて、JENDL-4.0、ENDF/B-VII.0の解析結果が示されるとともに、感度解析により核データファイル間の差異の要因が特定された。核データファイルの違いにより最大で5%程度計算値が変動しており、有意な影響であるとの指摘があった。今後はAm-241(n,g)のデータが測定される予定とのことである。

3-2. NCAでのSiCサンプル反応度測定のMCNP6による感度解析(東芝・松宮氏)

ATF(Accident Tolerant Fuel)の開発に関連してSiCのサンプル反応度がNCAで測定されており、その実験解析と感度解析結果が報告された(2015年のICONE-23で発表予定)。中性子スペクトルが異なる3つの炉心でデータが取得されており、実験値と計算値の差異は炉心間で有意に異なることが示された。MCNP6を用いた感度解析の結果、C(n,n)のfast領域、Si(n,g)のthermal領域等に大きな感度が観察されており、Si(n,g)のthermal領域の断面積で、実験値と計算値の差異がある程度説明できることが紹介された。サンプル反応度の実験値と計算値の差異は、実際の炉心設計では問題となるレベルではないことが説明された。

3-3. 積分実験データを活用した断面積調整に関するレビュー(名大・遠藤委員、資料 RIT5-3-3)

2014年のANS winter meetingにおいてORNLのV. Sobes氏により報告された「Nuclear Data Adjustment with SAMMY Based on Integral Experiments」について紹介があった。ICSBEPのデータを用いてFe-56の共鳴パラメータをSAMMYにより求めた、という研究とのことである。積分データの再現性を限られた核データの調整で高めることは是非について議論があった。また、積分データを核データ評価に利用するという目的でWPEC/SG-39が活動し

ているが、そこでは、調整後の核データ間に相関がついてしまうこと等の問題点が議論されているという紹介があった。

4. リアクタ積分WGの今後の活動について

来年度以降のリアクタ積分WGの活動について議論を行った。2015年度から始まる7年間のJAEAの中期計画において、JENDL改訂版の公開が見込まれている。本WGとしては、JENDL改訂版の公開に対してリアクタ積分テストの観点から積極的にサポートしていくことを確認した。具体的には、国産S(a,b)データや新しい評価データ(Pu-239共鳴パラメータやAm-241捕獲断面積等)をJENDL-4.0に導入したテストファイルを作成し、WGで整備しているベンチマーク問題やWGメンバが保有する積分データにおける性能を確認し、問題点を抽出すること等を行う予定とした(補足:議題2-2に示したように、Pu-238の共鳴パラメータも検討すべき点として挙げられる)。

以上

Shielding 積分テストWG

2014年11月20日(木) 13:40~17:20

原子力機構 東京事務所 第3会議室

出席者 8名

1. 配布資料

SI-26-1 議事次第

SI-26-2 前回議事録

SI-26-3 ORNL Iron と Stainless Steel の計算結果

SI-26-4 (WINFRITH-ASPIS) 平板上のウランコンバータを線源とした時の鉄体系中の反応率、中性子スペクトル

SI-26-5 積分ベンチマーク (IPPE, KfK, NIST)

SI-26-6 積分ベンチマーク (ANISN : IPPE, KfK, NIST)

SI-26-7 OKTAVIAN TOF 実験 ANISN 解析

SI-26-8 JENDL-4.0 の積分テストレポート案

SI-26-9 FENDL-3.0 ベンチマークテスト

SI-26-10 FENDL-3.0 の問題

2. 議事

1) 佐々木委員が、昨年度の発表資料 SI-25-4 の改訂版である資料「SI-26-3 ORNL Iron と Stainless Steel の計算結果」をもとに進捗を報告。昨年度の議論を踏まえ、DOT3.5 計算の群数を MATXS ファイルと同じにして計算。JENDL-3.3 と JENDL-4.0 を用いた計算結果の差は小さかったが、DOT3.5 と MCNP 計算結果の差が大きかった。その原因として、狭いコリメーターの実験では DOT3.5 計算の角度分点として必ずしも細かくない S48 を用いたことが考えられるとの説明があった。DOT3.5 と SPACETRAN コードの1回散乱線源(First Collision Source) 計算に対して、GRTUNCL と DORT コードでの対応もあるのではとのコメントがあった。18.33in ステンレス鋼の DOT 計算と MCNP 計算は傾向が似ているが、12.17in ステン

レス鋼と鉄については傾向が異なっているため、角度分点や1回散乱線源計算も含め、DOT計算を再検討することにした。また、ENDF/B-VII.1を用いた計算も行った方が良いのではというコメントがあった。

2) 前田委員が、昨年度の発表資料 SI-25-5 の改訂版である資料「SI-26-4 (WINFRITH-ASPIS) 平板上のウランコンバータを線源とした時の鉄体系中の反応率、中性子スペクトル」をもとに、JENDL-4.0、JENDL-3.3を用いた WINFRITH-ASPIS の鉄実験の計算結果を報告。金の反応率の自己遮蔽効果、Cd カバー効果も詳細に評価されていた。中性子スペクトルは MCNP 計算、DORT 計算ともに実験値に近く、JENDL-3.3 と JENDL-4.0 を用いた計算結果の差は小さかったが、反応率では MCNP 計算、DORT 計算で C/E の傾向が大きく異なるものが見られ、今後、反応率を中心に検討することになった。また、ENDF/B-VII.1 を用いた計算も行った方が良いのではというコメントがあった。

3) 大西委員が、資料「SI-26-5 積分ベンチマーク (IPPE, KfK, NIST)」をもとに、JENDL-4.0、JENDL-3.3、ENDF/B-VI を用いた KfK の鉄、NIST の鉄、IPPE のアルミ、鉄、ニッケル、鉛に関するベンチマーク実験の MCNP 解析結果を報告。ログスケールの中性子スペクトル表示では核データの違いによる計算結果の差は小さかった。今後、中性子のエネルギー範囲毎の中性子束の計算値と実験値の詳細な比較を行うことにした。

4) 今野委員が、黒澤委員の代理で資料「SI-26-6 積分ベンチマーク (ANISN : IPPE, KfK, NIST)」をもとに、JENDL-4.0 を用いた KfK の鉄、NIST の鉄、IPPE のアルミ、鉄、ニッケル、鉛に関するベンチマーク実験の ANISN 解析結果を報告。大西委員が計算された MCNP 計算結果と大きな差があり、今後、この差の原因を検討することになった(補足: WG 後、この差の原因は ANISN 計算と MCNP 計算のモデルの相違によることが分かった)。

5) 今野委員が、資料「SI-26-7 OKTAVIAN TOF 実験 ANISN 解析」をもとに、JENDL-4.0 を用いた OKTAVIAN TOF 実験の一部の ANISN 解析結果を報告。MCNP 解析結果と良く一致し、MCNP、ANISN 計算及び JENDL-4.0 の ACE、MATXS ファイルに問題がないことを確認した。

6) 今野委員が、資料「SI-26-8 JENDL-4.0 の積分テストレポート案」をもとに JENDL-4.0 の積分テストレポートのまとめ方について提案。JAEA のレポートとしてまとめ、CD-ROM で公開する。各委員の担当に関しては変更なし。計算の入力データ、報告書に記載した図表の数値、グラフ等を年内(遅くとも H27 年1月末まで)に今野委員に送付し、今野委員が一元的に管理する。また、今野委員が原稿フォーマットを年内に各委員に送付し、今年度末までに各委員担当の原稿ドラフトを作成し、来年度前半の公開を目指す

ことになった。

7) 山野委員から、JENDL-3.3 の積分テストレポートの今年度中の公開は難しくなったため、来年度中の公開を目指す旨のアナウンスがあった。

8) 今野委員が、資料「SI-26-9 FENDL-3.0 ベンチマークテスト」をもとに、FNS、OKTAVIAN、TIARA での積分実験を用いた FENDL-3.0 のベンチマークテスト結果について報告。20MeV 以下の中性子入射データに関しては FENDL-2.1 に比べ、実験との一致は良くなる方向になっていたが、Si、Cr、鉄、銅、タングステンについてはまだ改善の余地が見られた。また、20MeV 以上の中性子入射データに関しては、 ^{16}O のデータに問題があり、TIARA でのコンクリート遮蔽実験を大幅に過大評価することが指摘された。また、関連して JENDL 高エネルギーファイルの ^{56}Fe の弾性散乱外断面積が 65MeV 付近で 4%程度大きすぎる可能性があることも指摘された。

9) 今野委員が、資料「SI-26-10 FENDL-3.0 の問題」をもとに、ベンチマークテスト、テスト計算、KERMA/DPA 比較で明らかになった FENDL-3.0 の問題点について報告。8)で述べた ^{16}O のデータの問題、弾性散乱外反応の散乱マトリックスが多くの MATXS ファイルに抜けている問題、ACE、MATXS ファイルに入っている一部の KERMA/DPA データの低エネルギーデータが正しくないという 3 つの問題点が説明された。これらの問題は既に IAEA に報告され、現在、IAEA 内で検討が行われている。

10) 2012 年の遮蔽国際会議で JAEA の特研究生であった東海大の加藤氏が発表した OKTAVIAN TOF 実験を用いた JENDL-4.0 ベンチマークテストの論文が PNST に公開された旨のアナウンスが今野委員からあった。

3. その他

レポートをまとめる上で今年度末にもう一度会合を開催することが望ましいため、事務局に会合開催の打診を今野委員が行うことにした。また、本 WG の委員から来年度の委員継続の了解をいただいた。

以上

核データ処理プログラムWG

2014年11月4日(火) 13:30-17:00 JAEA 原科研 研究2棟 221号室 参加者 13名

概要

1. 前回議事録が確認された。

2. NJOY-2012 を原子力機構で購入したことが報告された。

3. 多田氏より、国産核データ処理コードシステム FRENDY の開発状況の報告があった。現在熱中性子散乱断面積処理の部分を開発しており、来年度、連続エネルギーモンテカルロコード用ライブラリの作成が可能となる予定であるとの報告があった。

4. FRENDY システムの公開方法についての質疑があった。原子力機構からは、他のコードと同じように輸出管理等の手続きがとられることがアナウンスされた。

5. FRENDY 全体の完成を待たず、PENDF の作成が出来るのであれば使えるようにして欲しいということ、今後のテスト計算ではユーザーも参加させて欲しいという意見が出された。

6. 千葉氏から、核データ処理コードの他国での開発状況、須山氏からは旧ソ連が開発をしていた核デー

タ処理システム GRUCON の紹介があった。これらを受けて、FRENDY の国際展開、公開方法に向けての考え方について質疑があった。現在は戦略物資として FRENDY の開発のことは国際的には周知していないが、FRENDY の開発の進展にともなって、どのように国際展開をはかるのかを考えるべきであるとの意見が出された。

7. 来年からは、多田氏を本 WG の正式にメンバーにするべきという意見が出され、その手続きをとることにした。

8. 次回も来年度会合を開催することが合意された。開催場所は東京も視野に入れて考えることとなった。

以上