

報告番号	※	第	号
------	---	---	---

主 論 文 の 要 旨

論文題目 実効遅発中性子割合 β_{eff} の測定とこれに基づく遅発中性子収率の評価に関する研究

氏 名 櫻井 健

論 文 内 容 の 要 旨

近年の地球温暖化問題や国家間の化石燃料資源の獲得競争から、原子力は我が国の基幹エネルギーとして重要度を増しつつある。このため、資源を有効利用し、環境負荷が少なく、経済性や安全性を一層向上させた、革新的な原子炉システムの研究開発が進められている。このような原子炉の設計に用いる核反応データと計算コードの精度の検証や改良に資するために、臨界実験装置の模擬炉心で、臨界量、制御棒反応度価値や核反応率等を測定し、これを解析する研究が行われている。

原子炉の中では、核燃料の核分裂反応とほぼ同時に放出される即発中性子の他に、核分裂生成物の崩壊とともに核分裂後に秒のオーダーの時間遅れを伴い少数の遅発中性子が放出される。この遅発中性子の発生数の全中性子発生数に対する実効的な割合として定義される実効遅発中性子割合 β_{eff} は、原子炉の動特性解析における重要なパラメータとして、また制御棒価値等の反応度に関する計算値(単位 [$\Delta k/k$ '])を測定値(単位 [ドル]または[セント])と比較する際の単位変換係数として重要な役割を持つ。原子炉の設計計算や臨界実験の解析においては、評価済み核データライブラリー中に与えられている核分裂当たりの遅発中性子の発生数(遅発中性子収率 ν_d)を用いて β_{eff} を計算により求める。これまでの微分的な測定結果のみを基にした ν_d の評価値には、我が国、米国や欧州の主要な核データファイル間で大きな相違があり、 ν_d の評価値を替えると β_{eff} も大きく変動してしまう。このため、従来、 β_{eff} には、 $\pm 5 \sim 10\%$ の大きな不確かさが見込まれて来た。

本研究では、この不確かさを $\pm 3\%$ まで低減することを目標として、(1)臨界実験装置に構築した炉心における β_{eff} の測定と β_{eff} ベンチマーク実験データベースの作成、(2)このデータベースを解析し、炉定数調整法を基にしてその解析結果を主要な3つの燃料核種である ^{235}U 、 ^{238}U 及び ^{239}Pu の ν_d ヘフィードバックすることによる ν_d の改良及び推奨値の評価、に関する研究を実施した。後者では、 ν_d の入射エネルギー依存性も考慮に入れた改良・評価を行った。

ところが、ある手法による β_{eff} の測定で系統誤差を見落としていたり、 β_{eff} の計算において、実験を実施した炉心に固有な系統誤差を見落としていたりすると、 ν_d を改良した結果に、そのような系統誤差の影響が含まれてしまう。すなわち、 ν_d を改良した結果が β_{eff} の測定手法や実験を実施した炉心に依存してしまうことがある。本研究では、そのような影響を可能な限り取り除くために、(a)原理の異なる種々の手法で測定された β_{eff} を基に評価したその推奨値を解析に用いる。(b)独立行政法人日本原子力研究開発機構(原子力機構)のFCAとフランス原子力庁カダラッシュ研究所のMASURCAという独立でかつ燃料要素の形状も異なる2つの高速炉臨界実験装置(MASURCAはピン状燃料、FCA

は板状燃料)において実験を実施する。という工夫を行った。

上記の(1)は、当時、経済協力開発機構原子力開発機関(OECD/NEA)の原子力科学委員会(NSC)の下に設けられた核データ評価に係る国際ワーキングパーティのサブグループ6(WPEC/SG6)における遅発中性子の核データ評価活動に寄与するものとしても実施した。(2)は、当時、我が国の核データファイル(JENDL)の3.2版から3.3版への改訂において、本研究の成果を臨界実験装置を用いた積分実験側からの ν_d の推奨値として核データの評価者側に提示するためにも実施した。

さらに、この ν_d の評価結果を基にした β_{eff} を利用して、(3)長半減期マイナーアクチノイド核種である ^{237}Np のサンプル反応度価値の測定を原子力機構の軽水臨界実験装置TCAで行い、その測定結果を計算結果と比較することにより、同核種の核反応データの検証を行った。これは、 ^{237}Np を新燃料に添加する革新的な原子炉概念が近年創出されて来ており、そのような革新炉の設計においては、同核種の核反応データは重要であるにもかかわらず、熱から共鳴エネルギー領域において、 ^{237}Np の核反応データを検証するための積分実験データが不足していることから、同核種のサンプルの反応度価値を測定してそのデータとして利用するためである。このような解析に適用することによって、本研究で評価した ν_d の有効性を示した。

これら(1)~(3)の研究成果を以下のようにとりまとめた。

1. β_{eff} の測定と β_{eff} ベンチマーク実験データベースの作成(第3章)

主要3核種の ν_d の評価への有効利用をねらって、筆者は、 β_{eff} への核種別寄与割合が系統的に異なるように燃料組成を変えた3つの炉心をFCAに設計・構築し、ベンチマーク実験(第2期)に用いた。様々な種類の燃料を保有しているというFCAの特徴を生かすことにより、MASURCAにおけるベンチマーク実験(第1期)の2つの炉心よりも広範囲な燃料組成の炉心をFCAに構築することに成功した。

次に、筆者は β_{eff} の測定に ^{252}Cf 中性子源法と共分散対平均法の2つの手法を採用した。前者では、 ^{252}Cf 中性子源の見かけの反応度価値を測定するための簡便な手法を新たに考案した。後者では、従来の分散対平均法に改良を加えることにより、中性子検出器の共分散対平均比を用いる β_{eff} の測定法を考案した。これにより、自発核分裂中性子発生数が多いプルトニウム炉心においても、従来法のように中性子検出器の不感時間による制限を受けずに、 β_{eff} の測定を可能とした。

β_{eff} の推奨値の導出には、筆者による β_{eff} 測定結果に加えて、前記のOECD/NEA/NSCのWPEC/SG6の枠組みで参加した他の研究機関が実施した種々の測定手法の結果も用いた。ここでは、測定手法間の β_{eff} の相関を計算する手法を新たに考案し、これを用いて、 β_{eff} の平均値とその不確かさを評価した。最終的に、いずれの炉心においても、おおよそ±3%以内の不確かさで β_{eff} の推奨値を得ることができた。このようにして、 ν_d の改良・評価に用いることができる信頼性が高い β_{eff} の推奨値とその精度を導出し、 β_{eff} ベンチマーク実験データベースを構築することができた。

2. 主要な3つの燃料核種である ^{235}U 、 ^{238}U 及び ^{239}Pu の ν_d の改良及び推奨値の評価(第4章)

FCAとMASURCAの5つの高速炉における β_{eff} の推奨値に加えて、既報のTCAにおけるウラン燃料の熱中性子炉の β_{eff} 実験の解析結果も補正を加えて用いた。これは、高速炉だけでなく熱中性子炉における β_{eff} も利用することにより、入射中性子エネルギー依存性も考慮に入れた ν_d の改良・評価においてその信頼性を可能な限り高めるためである。

既存の炉定数調整法を基にして、JENDL-3.2ファイルに格納された各エネルギー点での ν_d に直接、調整を加えることができる手法を開発した。この手法で必要となる感度係数を同ファイル中の ν_d のエネルギー依存性を基にして計算する手法を新たに考案した。その結果、 ^{235}U と ^{239}Pu に関しては、熱中性子炉のみならず高速炉においても、同ファイル中の熱エネルギー点における ν_d が β_{eff} へ大きな感度係数を持つことと、 ^{238}U に関

しては、大部分の核分裂が発生する3.5[MeV]以下のエネルギー一点で感度係数が大きくなることを明らかにした。すなわち、これらエネルギー一点における ν_d が β_{eff} の計算において重要となる。

JENDL-3.2に基づく解析結果を用いて炉定数調整法を同ファイルの主要3核種の ν_d に適用した結果、上記の重要なエネルギー一点で ν_d の値を改良してその不確かさを低減することができた。我が国の他に、米国や欧州における既存の核データファイル間の ν_d の値を用いると、 β_{eff} の計算値は実験値を6%も過大評価したり4%も過小評価する場合があったが、改良後の ν_d を用いれば、いずれの炉心においても計算値は実験値に2%以内で良く一致した。 β_{eff} 計算値の不確かさは、計算に用いる ν_d やその他の核データの不確かさを感度係数を用いて伝播させて求めて、これに、計算手法に起因する不確かさの寄与も加える。 ν_d の改良前では、 β_{eff} 計算値の不確かさには主要3核種の ν_d の寄与が大きく、支配的であったが、炉定数調整の適用によりこれら ν_d の不確かさを低減し、 β_{eff} 計算値の不確かさを目標とする $\pm 3\%$ 以内に低減することができた。

このようにして主要3核種の ν_d を改良してその推奨値を得ることができた。 ^{235}U と ^{238}U に関しては、 β_{eff} の計算に重要なエネルギー領域において、本研究の推奨値は微分的な ν_d のデータのみを基にするJENDL-3.3の ν_d の改訂への指標となった。例えば、臨界実験装置での制御棒反応度値の測定とその解析においては、従来は β_{eff} の不確かさが測定の不確かさに比べてかなり大きかった。このため、仮に、測定値と計算値が良く一致したとしても、その計算による予測精度を β_{eff} の不確かさ以下で論じることができず、予測精度向上の妨げとなっていた。本研究により、 β_{eff} の不確かさを低減することができ、制御棒値やその他の反応度に関する予測精度向上への寄与が期待できる。

3. β_{eff} の利用（第5章）

燃料棒の間隔を変えることにより、熱から共鳴エネルギー領域にかけて系統的に中性子スペクトルを変化させた6種類の軽水減速ウラン炉心をTCAに構築して ^{237}Np サンプルの反応度値を測定した。 ^{237}Np サンプルを炉心に出し入れすることによる反応度変化として、同サンプルの反応度値を[セント]単位で測定した。測定値の不確かさはほとんどの炉心で $\pm 2\%$ 以内であった。

反応度値の計算はJENDL-3.3に基づき連続エネルギーモンテカルロコードを用いて行い、サンプルが有る場合と無い場合の実効増倍率より反応度値を求めた。この計算結果を実験結果と比較するために、本研究で評価した ν_d の推奨値による β_{eff} を用いた。その結果、計算結果(C)は測定結果(E)を一様に5~10%過小評価することがわかった。

これに加えて、サンプル反応度値の感度解析も行い、 ^{237}Np 等の種々の核データに起因する同反応度値の不確かさを評価した。これに、測定値、計算手法及び β_{eff} の不確かさの情報を併せて、同反応度値のCとEの相違を分析した。その結果、両者の比C/Eの不確かさには ^{237}Np の(n, γ)反応断面積が大部分の寄与を占めることから、CとEの相違の主たる要因は同断面積にあることを明らかにした。

これより、熱から共鳴エネルギー領域において、JENDL-3.3の ^{237}Np の(n, γ)反応断面積は過小評価されており、今後、同断面積を見直す必要があることを明らかにするとともに、世界的に見ても希少値の有る系統的な ^{237}Np の積分データを取得した。ここで得た実験データは、今後、JENDLのみならず、各国の評価済み核データファイルにおける ^{237}Np の(n, γ)反応断面積の積分的な検証への有効利用も期待できる。