

## 鉛冷却高速炉における鉛核データの信頼性

（1993年5月21日受理）

（日本原子力研究所）秋江 拓志

### はじめに

現在高速炉設計の主流はナトリウム冷却炉であるが、冷却材に鉛を使用することにより高速炉の安全性に関連して、例えば次のような優れた性質が期待できるのではないかと考えられている。

- ・鉛は水との化学反応がないため、ナトリウムのような火災の心配がない。
- ・冷却材中にボイドが発生しても、負の反応度が生じて原子炉停止に至る固有の安全性を持つ設計が可能である。
- ・燃料の増殖性が高いため、燃焼による反応度変化が非常に小さい。その結果、制御棒でコントロールする余剰反応度も小さく、制御が容易となる。
- ・鉛は中性子の遮蔽性能がよく、保守、補修が容易である。

以上のような鉛の性質を生かした安全性の高い高速炉を実現するための設計研究が、鉛－ビスマス冷却原子炉を潜水艦に用いた経験を持つロシアを中心に進められている。鉛高速炉における主な問題点としては、高温の溶融鉛（鉛の融点は327°C、ナトリウムは98°C）にさらされる材料の腐食、及び鉛自身が非常に重いことによる耐震性等があげられる。ちなみに鉛－ビスマス冷却材は鉛に比べて融点を大きく下げられるものの、ビスマスが高価であること、並びにビスマスから生成されるポロニウムの放射能の問題点があるため使用されていない。鉛冷却炉の問題点のうち、鉛の腐食に長時間耐えることができる構造材の開発に関しては、ロシアでは解決の見通しを得ているらしい（詳しくは軍事機密にかかるとか）。耐震性については日本のような地震国では大きな課題であり、地下方式や軟地盤立地あるいは海上方式などの対策の可能性がロシアや日本でも検討されている。

原研では、昨年度より鉛高速炉の概念検討に着手した。去る3月29日～31日には、ロシアより4名の専門家を原研に招いて、鉛冷却高速炉の情報交換のためのセミナーが開催された。核データにかかるテーマとしては、ロシアで実施された鉛冷却高速炉の臨界実験の解析結果が示されているので、その概要及び原研での解析例についてここで紹介する。

### 鉛冷却高速炉の臨界実験

鉛冷却高速炉の開発にあたって、ロシアではウランあるいはプルトニウム燃料を用いたいくつかの臨界実験が実施されている。表1に、ロシアの連続エネルギー・モンテカルロコードRECOLによって計算されたこれらの臨界集合体の実効増倍率を示す。ここでCA-1からCA-6はROMBと呼ばれるウラン炉心、BFS-61はプルトニウム炉心である。

表1 鉛高速炉臨界集合体ROMB及びBFSに対して異なる核データライブラリを用いて計算された実効増倍率の比較<sup>1)</sup>

	ENDF/B- IV, V	ENDF/B- VI	JENDL-3	ABBN-90	RECOLLIB
CA-1	0.995	0.999	1.009	1.015	1.001
CA-2	1.004	1.005	1.008	1.016	1.000
CA-3	1.005	1.004	1.003	1.019	0.998
CA-4	1.018	1.019	1.006	1.029	1.002
CA-5	1.023	1.028	1.006	1.040	1.004
CA-6	1.016	1.021	1.002	1.044	1.003
BFS-61	1.002	1.008	1.000	1.003	0.997

モンテカルロコードRECOLによる計算値（Kurchatov研究所）

臨界集合体によってライブラリ間の相違の傾向が異なるのは炉心構成の違いによると考えられる。例えば、ロシアにおける検討によると、JENDL-3の鉛の散乱断面積を用いると他のライブラリと比べて良好な増倍率が得られるとのことである。表1でJENDL-3による増倍率をENDF/B-IV,-V, -VIやABBNと比べると、CA-4～CA-6及びBFS-61で実験との一致が良い。CA-4～BFS-61の臨界集合体は炉心あるいは反射体等に鉛を多く含むものと考えられる。一方同じくロシアより、JENDL-3のU-235断面積には問題点があるのではないかとの指摘もあった。JENDL-3による増倍率は、ウラン燃料を用いるROMBの各集合体（CA-1～CA-6）で過大評価傾向にある。特に計算精度の悪いCA-1やCA-2等は、ウラン燃料の割合が非常に高い集合体と予想される。

このようなライブラリの特性を考慮の上、ロシアではENDF/B-VIを主体にENDF/B-VやJENDL-3を組み合わせたRECOLコード用ライブラリを作成した。表1のRECOLLIBがそれにあたる（JENDL-3は鉛にのみ用いているようだ）。鉛高速炉の解析のための一種のアジャストを行ったようなライブラリであり、結果としてウラン炉心、プルトニウム炉心共に鉛高速炉に対する増倍率の予測精度は高い。

## SRACシステムによるBFS-61の解析

原研のSRACシステム<sup>2)</sup>を用いて、上記の鉛高速炉臨界集合体のうちBFS-61の解析を試みた。核データ・ライブラリはJENDL-3を使用したが、同時に鉛の断面積のライブラリの違いによる増倍率への影響を見るために、鉛の断面積をJENDL-2及びENDF/B-IVに置き換えた計算も実施した（鉛に関して、ENDF/B-VIで新たに評価された断面積はほとんどないようである）。結果を表2にまとめる。鉛の断面積をJENDL-3からJENDL-2に置き換えた場合の増倍率への効果は0.3%程度だが、ENDF/B-IVに置き換えた場合は1.4%もの差となって現れる。

鉛の断面積の大部分は弾性散乱によるものであるので、鉛の弾性散乱のみをJENDL-3からJENDL-2やENDF/B-IVに置換した計算をさらに行つた。これらの結果も表2に示されている。鉛の断面積置き換えの効果はほとんど弾性散乱断面積の差異に基づくことが分かる。図1にSRAC用群定数ライブラリ内の鉛の弾性散乱断面積を核データ間で比較して示す。ENDF/B-IVはJENDL-3に比べて鉛の弾性散乱断面積を大きく評価しているので、結果として鉛の拡散定数が小さく、すなわち中性子の漏れが小さく見積もられ、実効増倍率を大きく評価する。図1において核データライブラリ間の差異が見られる10<sup>5</sup>eV付近のエネルギー領域は、高速炉の中性子スペクトルのピークに相当する領域であり、また鉛は中性子捕獲断面積が小さいため、弾性散乱断面積の差の影響が実効増倍率に強く現れる。

表2 鉛高速炉臨界集合体BFS-61の実効増倍率と  
鉛の断面積ライブラリ置換の効果  
(置換される断面積以外は全てJENDL-3を使用)

鉛の核データライブラリ	実効増倍率
JENDL-3	0.99732
JENDL-2	1.00073 (1.00081)
ENDF/B-IV	1.01145 (1.01225)

( )内は鉛の弾性散乱断面積のみを置換した場合

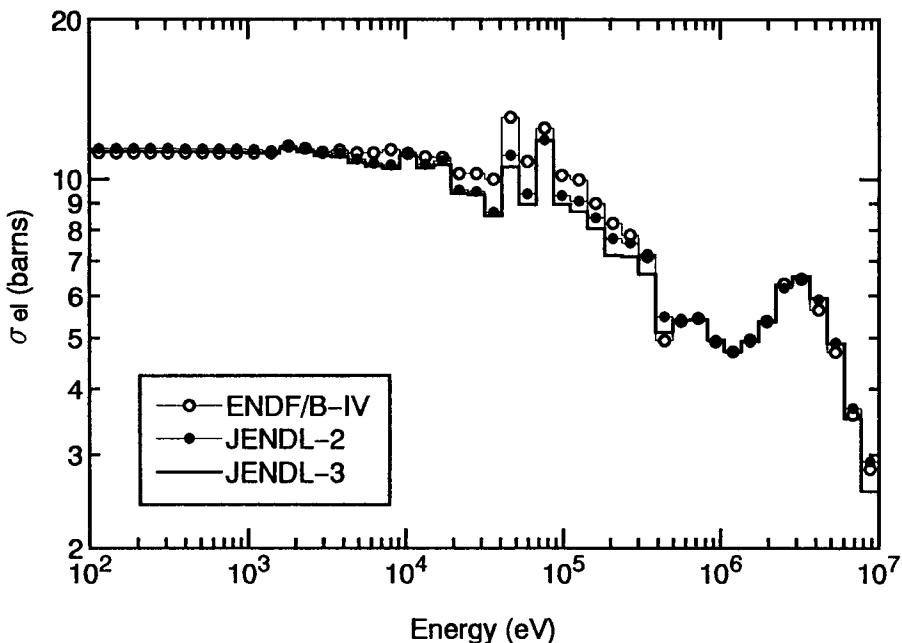


図1 SRAC群定数ライブラリ内の鉛の弾性散乱断面積の比較

おわりに

核データライブラリ間の鉛の散乱断面積の差異による増倍率への影響の大きさは予想以上であった。10<sup>5</sup>eV付近は高速炉において重要となるエネルギー領域であり、かつ鉛の共鳴領域もある。鉛高速炉の核特性評価には信頼性の高い鉛の核データが必要であり、今回の解析を通してJENDL-3の鉛断面積の精度の高さが確認できた。

U-235の断面積に関しては、今後ROMB臨界集合体の解析を予定している。JENDL-3.2ではU-235の断面積がかなり大幅に改訂されるようなので、その効果も合わせて検討してみたい。

#### 参考文献

- 1) A.G.Morozov : Unpublished report presented at JAERI-Russian seminar on lead cooled fast reactor, 29-31 March, 1993.
- 2) K.Tsuchihashi et al.: "Revised SRAC Code System", JAERI 1302 (1986).