

2014 年原子力学会春の年会 核データ部会・炉物理部会合同セッション
「熱中性子散乱則データのこれまでとこれから」

(3) 熱中性子散乱則が軽水炉核特性に与える影響

グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン

炉心設計部

池原 正

tadashi.ikehara@gnf.com

東條 匡志

masayuki.tojo@gnf.com

1. はじめに

JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 の熱中性子散乱則 $S(\alpha,\beta)$ は、'90年代から広く利用されてきた ENDF/B - VI の評価データに対し、Institute of Nuclear Technology and Energy Systems (IKE, 独) が行った H_2O , D_2O , ZrH_x の $S(\alpha,\beta)$ の再評価に基づき改定された。[1] 軽水の核特性解析で特に重要な水分子の水素の $S(\alpha,\beta)$ を例にとると、水分子の並進運動においてクラスター効果を取り込まれた点、また $S(\alpha,\beta)$ グリッドが細分化(97, 95)→(187, 274)された点などが挙げられる。国内では、京都大学の安部先生により分子動力学法に基づく評価が報告されており、熱中性子散乱則データの更なる精度向上が進められつつある[2]。我々は核データ利用者の立場から、水分子中の水素の熱中性子散乱則 $S(\alpha,\beta)$ (以下、「水の $S(\alpha,\beta)$ 」と記す) の改訂が、軽水炉の臨界性や種々の反応率にどのような影響をもたらし得るのか、燃焼過程を通しての影響も含め評価を試みた。

2. 影響評価方法

影響評価では、ENDF/B-VII.0 と、その $S(\alpha,\beta)$ のみを ENDF/B-VI.8 に入替えた影響評価用ライブラリおよび ENDF/B-VI.8 の 3 種類を用い、ライブラリを切り替えることで軽水炉核特性に生ずる差異を評価する。以降、三種類のライブラリをそれぞれ B7.0:[A], B7.0(B6.8_Sab):[B], B6.8:[C] と略記する。

使用する解析コードは、MCNP6.1[3]を用い ICSBEP/LEU[4]および全 MOX 臨界試験 FUBILA[5]に対する試験解析に加え、BWR Step-3(9x9)UO₂ および ATRIUM-10(10x10)MOX 燃料集合体の無限増倍率や出力分布を、また炉心燃焼核特性については Step-3(9x9) UO₂

燃料を装荷した 1100MWe プラント (BWR5) 平衡炉心 (13.5 ヶ月運転) を対象に BWR 炉心核熱水力設計解析システム LANCR01/AETNA01[6]にて実施する。MCNP6.1 を用いる理由として、計算モデル誤差を最小限に留められる点に加え、新たに臨界固有値に関する感度係数計算機能が実装され、 $S(\alpha,\beta)$ に対する感度解析が可能である点が挙げられる。このように二種類のコードシステムを使用するため、前記の三種類のライブラリとしては、MCNP6.1 用に ACER ライブラリを、また格子計算コード LANCR01 用にエネルギー 190 群 F-table 形式の LANCR01 ライブラリを生成する。

3 種類ライブラリ B7.0: [A], B7.0(B6.8_Sab): [B], B6.8: [C]の特徴を概観しておく。MCNP6.1 の断面積プロット機能を用いて、水素の弾性散乱断面積をプロットした (図 2-1)。[A]の断面積値が、[B]と[C]のグループに対し 0.01eV 以下のエネルギー領域で小さくなっている。これは水分子がクラスターを形成することで実効質量が小さくなる効果が見えていると考えられる。

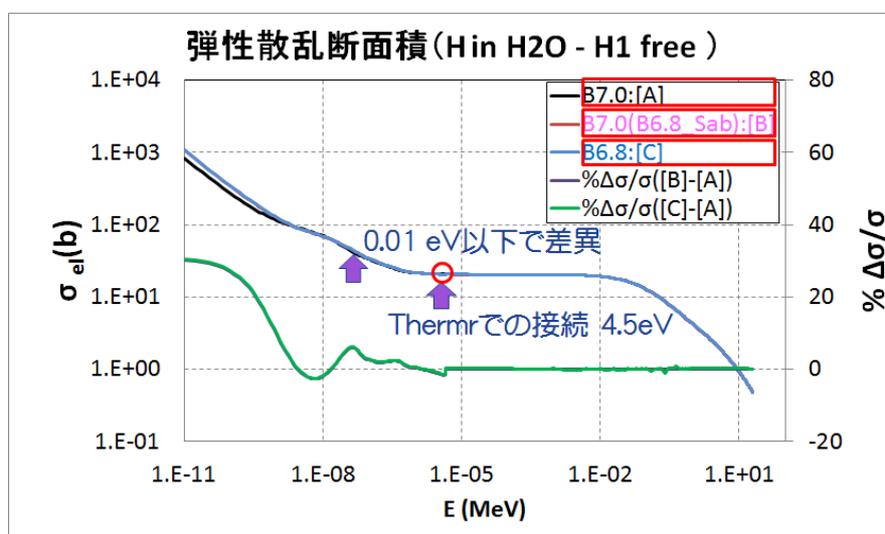


図 2-1 水素の散乱断面積 (MCNPの断面積プロット機能による)

ここで留意いただきたい事項として、ENDF/B-VII.0 と ENDF/B-VI.8 の水の $S(\alpha,\beta)$ データには、上記の $S(\alpha,\beta)$ 評価モデル上の違いとは別に次の 2 点の相違がある。

- 1) 水素の自由原子散乱断面積への接続の違い。即ち、ENDF/B-VII.0 の 40.87268b (水素 2 原子分の値) に対し、ENDF/B-VI.8 では 40.95600b であり、0.2%程度 ENDF/B-VII.0 では小さい。
- 2) $S(\alpha,\beta)$ データの評価温度点の違い。

ENDF/B-VII.0 温度点(K) : 293.6 350 400 450 500 550 600 650 800

ENDF/B-VI.8 温度点(K) : 296 350 400 450 500 600 800 1000

これは本報で述べる MCNP6.1 での臨界試験解析 (室温 20°C) で参照される水の $S(\alpha,\beta)$ の温度点に僅かな違いがあることを意味する — ENDF/B-VII.0 では 293.6K、

ENDF/B-VI.8 では 296K である。

何れも実質的な影響は十分小さく、主要な差の要因は冒頭に述べたクラスター効果や $S(\alpha,\beta)$ グリッドの違いによるものと考えてよい。参考のために上述 1) の水素の自由原子散乱断面積の違いに関する影響評価例を付録 1 に示した。

3. 評価結果

3.1. 評価対象ケース

評価対象および評価項目を表 3-1 に示す。試験体系 1) の UO_2 燃料ケースは、ICSBEP/LEU ベンチマークから LEU-COMP-THERM-001, -002, -006, -009, -016, -034, -039, -062, -065 の全試験 127 ケースを評価対象とする。MOX 燃料ケースは、高燃焼度 BWR MOX 模擬燃料を装荷した FUBILA 試験から臨界質量測定試験 9 ケースを評価対象とする。試験体系 2) の UO_2 燃料ケースは、後述の体系 3) の BWR 平衡炉心に装荷される Step-3(9×9) UO_2 燃料 2 タイプ燃料のうち低 Gd 燃料集合体の軸方向下部を切出した 2 次元無限格子 (断面平均ウラン濃縮度 4.3wt%, Gd_2O_3 含有燃料棒 13 本) を評価対象とする。MOX 燃料ケースは、軽水炉次世代燃料ベンチマーク問題から ATRIUM-10 型の BWR MOX を模擬した 2 次元無限格子を評価対象とする。体系 3) は、Step-3(9×9) の低 Gd および高 Gd の 2 タイプの燃料 (集合体平均ウラン濃縮度 3.8wt%) が装荷された 1,100MWe プラント(BWR5) の平衡炉心を評価対象とする。

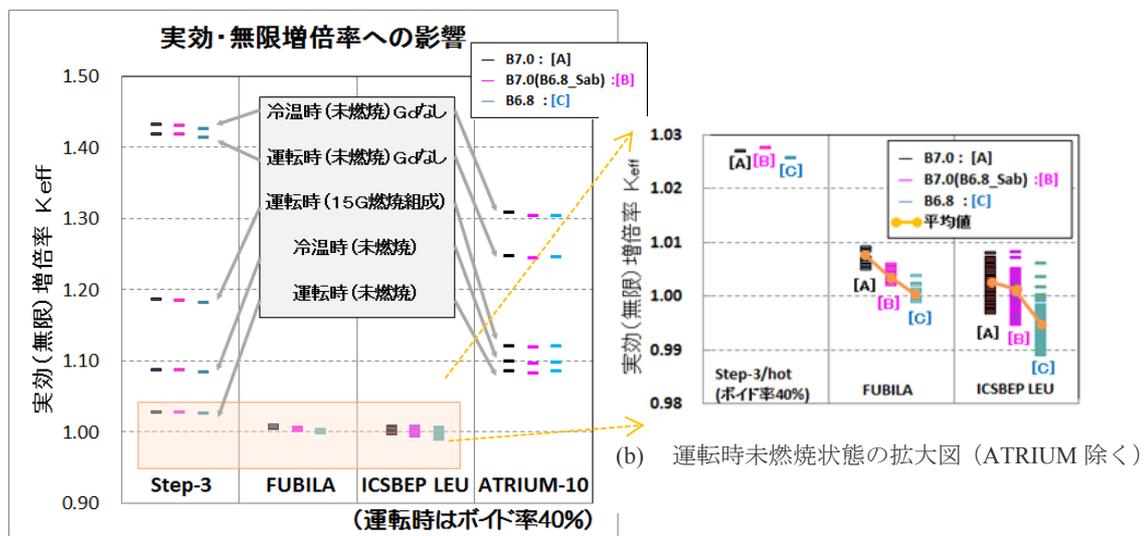
表 3-1 評価対象および項目一覧

体系	燃料	対象	評価項目	使用コード
1) 低濃縮燃料格子小臨界体系	UO_2	ICSBEP/LEU 127 ケース [4]	実効増倍率	MCNP6.1 (ヒストリ) ICSBEP: 10000P×500C(50S) FUBILA: 10000P×1020C(20S) Step-3/ATRIUM: (A),(B) 20000P×220C(20S) (C) 100000P×1200C(250S) P: 粒子数, C: サイクル数, S: 捨サイクル
	MOX	FUBILA 試験 9 ケース [5]		
2) BWR 燃料無限格子*)	UO_2	BWR Step-3(9×9) UO_2	無限増倍率(A) 核分裂密度分布(B) 詳細スペクトル(C)	
	MOX	BWR ATRIUM-10(10×10)MOX [7]		
3) BWR 平衡炉心	UO_2	燃料: 9×9 燃料 炉心: 1,100MWe プラント(BWR5)	実効増倍率 熱的制限値	LANCR01/AETNA01

*) 冷温時 (未燃焼組成) および運転時 (未燃焼および 15GWd/t 燃焼組成) の条件を設定。燃焼組成は LANCR01 の運転時燃焼計算 (40%ボイド率条件) から 15GWd/t の結果を使用。

3.2. MCNP6.1 を用いた実効増倍率および無限増倍率への影響とその要因分析

表 3-1 に示す体系 1)および 2)に対し、MCNP6.1 を用い三種類の ACER ライブラリ (B7.0:[A], B7.0(B6.8_Sab):[B]と B6.8:[C]) を入替えた時の実効増倍率または無限増倍率への影響を評価した。結果を図 3-1(a), (b)に示す。全結果をプロットした図 3-1(a)および増倍率の変化量を拡大表示した(b)の結果から次のことが分かる。水の $S(\alpha,\beta)$ の ENDF/B-VII.0 から ENDF/B-VI.8 へへの入替えによる臨界性への影響 ([A]→[B]) は、体系 1) UO_2 炉心の ICSBEP/LEU 127 ケース平均で $-0.13\% \Delta K$ 、体系 1) MOX 炉心 FUBILA 試験 9 ケース平均で $-0.31\% \Delta K$ 、体系 2) UO_2 燃料 Step-3 未燃焼時ボイド率 40%条件において $0.06\% \Delta K$ 、スケールアウトするため図示しなかった体系 2) MOX 燃料 ATRIUM-10 未燃焼時ボイド率40%条件では $-0.17\% \Delta K$ であった。これらのサンプルにおける影響度(絶対値)の大小関係は、 $FUBILA(MOX)[-0.31\% \Delta K] > ATRIUM-10(MOX)[-0.17\% \Delta K] > ICSBEP/LEU(UO_2)[-0.13\% \Delta K] > Step-3(UO_2)[0.06\% \Delta K]$ となる。ここで、 $\% \Delta K(B-A)$ の符号は、Step-3(UO_2)のみが正、それ以外は負である。この特徴を踏まえ、図 3-1(a)の全結果を眺めると、 $\% \Delta K(B-A)$ が正となるケースは Step-3(UO_2)の運転時および冷温時未燃焼条件に限られる。これについては次節で分析するが、逆符号の要因の一つに Gd_2O_3 含有があることを指摘しておく(プロット点“Gdなし”および“15GWd/t 燃焼組成”を参照)。次に影響度の大きさについて、ライブラリ全体を ENDF/B-VII.0 から ENDF/B-VI.8 へ切替た[A]→[C]の場合と比較すると、水の $S(\alpha,\beta)$ の入替えの影響が比較的大きいことが分かる。最大である FUBILA では、[A]→[C]に対し[A]→[B](即ち、水の $S(\alpha,\beta)$ だけの入替え) の影響度が 50%程度にも及ぶことに着目すべきである。



(a) 種々(運転 or 冷温時, 未燃焼 or 燃焼)の状態
 “Gdなし”: 燃料組成中 Gd_2O_3 含有量を仮想的にゼロとした

図 3-1 MCNP6.1により得られた実効増倍率および無限増倍率

続いて、前節で述べた影響評価結果の要因分析を試みる。先ず水の $S(\alpha,\beta)$ の臨界固有値への感度係数が、水の弾性散乱断面積に関する感度係数 $S_{k,H2o(elastic+S(\alpha,\beta))}$ の熱群成分 ($0\sim 0.625eV$) で代表されると考え、MCNP6.1 の新規 KSEN 機能にてこれを評価する。得られた結果を表 3-2 に示す。

表 3-2 臨界固有値の水の弾性散乱 (H_2O elastic+ $S(\alpha,\beta)$) 断面積に対する感度係数

対象ケース：

図 3-1(b) の 3 ケースおよび ATRIUM-10 未燃焼時ボイド率 40% 条件熱群 ($0\sim 0.625eV$)、共鳴群 ($0.625e\sim 5.53keV$)、 ($5.53keV\sim 20MeV$)

群	Step-3 運転時	FUBILA (9x9基 準炉心)	ICSBEP /L3901	ATRIUM -10運 転時
熱群	0.027	-0.041	-0.013	-0.007
共鳴群	0.007	0.085	0.032	0.079
高速群	0	0	0	0.000
Total	0.034	0.044	0.019	0.072

これから図 3-1 の $\% \Delta K[B-A]$ と表 3-2 の $S_{k,H2o(elastic+S(\alpha,\beta))}$ の符号間に整合性があることが確認できる (絶対値の大きさについては、一部共鳴群からの寄与も考える必要がありやや複雑である)。両者の関係は、水の $S(\alpha,\beta)$ データが変わったことによる核種毎の中性子生成や吸収割合の変化に分解して考えることができる。つまり中性子バランスの変化

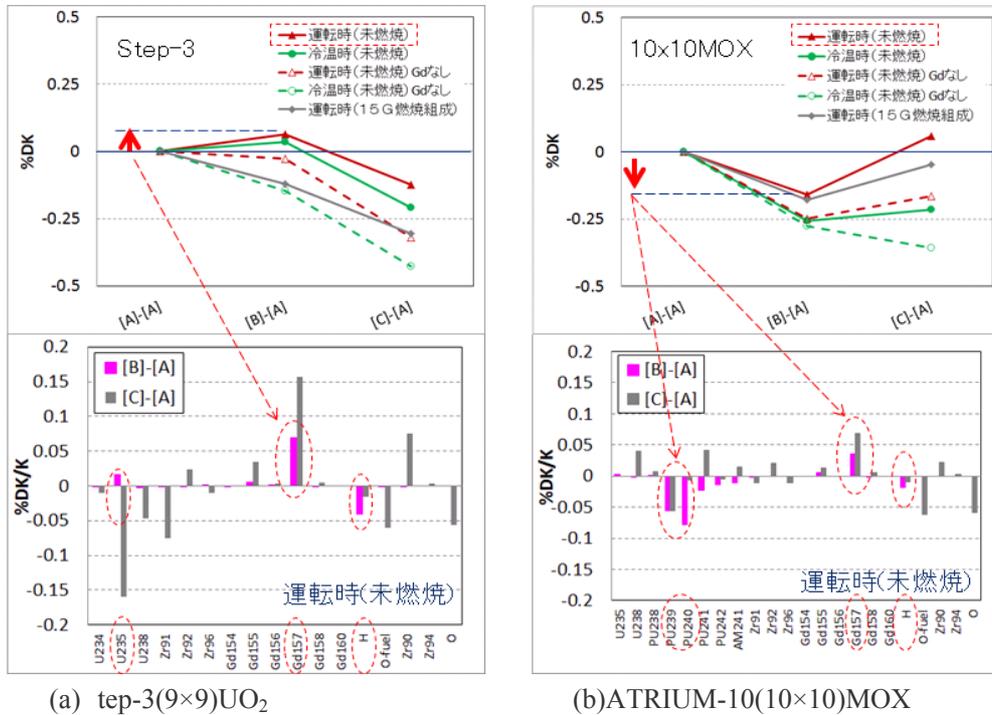


図 3-2 ライブラリ入替による中性子バランス変化量

上図：全条件での無限増倍率の変化 ($\% \Delta K$) 横軸はライブラリ入替えケース
 下図：運転時未燃焼条件での中性子バランス変化量 ($\% \Delta K/K(B-A)$ および $\% \Delta K/K(C-A)$)

量として分析できる。一般に、MCNP からこの情報を得るには全核種の全領域にわたる反応率タリーを求めなければならない。そこで、ここでの評価対象体系としては、形状設定が相対的に簡素である表 3-1 の無限格子体系 2) に絞ることとする。図 3-2 にライブラリ入替え[A]→[B]および[A]→[C]による中性子バランス変化量を示す。

図中上段の無限増倍率の変化 (% ΔK) を示す折れ線群の内、赤実線のケースが運転時未燃焼状態の結果であり、これについて下段図に核種毎の中性子バランス変化量 (% $\Delta K/K$) を示す。下段図ピンクの棒グラフが S(α,β)の入替え[A]→[B]の結果である。これから反応度変化への主要な寄与核種は、(a)Step-3(9 \times 9)UO₂ では Gd157, U235, H の 3 核種、(b) ATRIUM-10(10 \times 10)MOX ではこれに Pu239, Pu240 が加わり計 5 核種を特定できる。共通する特徴は、Gd157, U235 が正の寄与、H, Pu239, Pu240 が負の寄与をもたらす点である。ここまでの結果からは、S(α,β) ENDF/B-VII.0[A]から ENDF/B-VI.8[B]に入替えたことにより中性子スペクトルがどのように変化し、その結果各核種の反応率にどう影響したかの確認は難しい。ここでは図 3-2(a)の Step-3 について更にエネルギー 3 群の中性子生成および吸収割合に分解し、Gd157 への影響が主に熱群によること、また U235 については共鳴群からの寄与によることを示すに留め (図 3-3), 次節にて中性子エネルギースペクトルや中性子束の空間分布の変化と合わせ更に分析を進める。

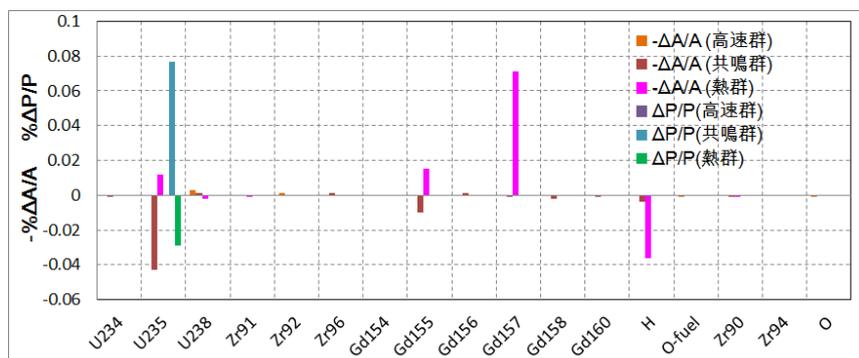


図 3-3 ライブラリ入替え[A]→[B]によるエネルギー3群での中性子バランス変化量
 $\Delta A/A$: 中性子吸収割合の変化量, $\Delta P/P$: 中性子生成割合の変化量, $\Delta K/K = \Delta P/P - \Delta A/A$

更なる分析のために MCNP6.1 にて断面平均のエネルギー 3 群のスペクトルを求めた。結果は表 3-3 となり、エネルギー 3 群レベルでの解像度では、[A]に対し[B]では、若干ではあるが中性子スペクトルは柔らかくなる方向に変化する。

表 3-3 無限格子体系2)の断面平均エネルギー3群中性子スペクトル

エネルギー群	Step-3(9×9)UO ₂			ATRIUM-10(10×10)MOX		
	断面平均 スペクトル ([A])	断面平均 スペクトル ([B])	比 ([B]/[A])	断面平均 スペクトル ([A])	断面平均 スペクトル ([B])	比 ([B]/[A])
1	0.5839	0.5824	0.997	0.6612	0.6604	0.999
2	0.2626	0.2630	1.001	0.2669	0.2672	1.001
3	0.1535	0.1546	1.007	0.0720	0.0725	1.007

次に中性子束の空間分布について、熱群に着目する意味から核分裂密度分布の変化量を求めた。また表 3-3 の結果を補完する意味で局所の詳細スペクトル (190 群) とその変化量を求めた。¹ 着目すべき燃料棒位置としては、減速材 (水) がリッチな領域、すなわち BWR 燃料のチャンネルボックス外側の水ギャップに 2 面接触する (1,1) 燃料棒セル位置を含む 4 か所の外周コーナーや、燃料中央部に配置された水ロッドや水ボックスに面接触する位置から、S(α,β)入替えの効果が最も顕在化すると考えられる (1,1) コーナー燃料棒に着目した。これらの結果をまとめて図 3-4 に示す。これから[A]→[B]による中性子バランスの変化 (図 3-2) に関し、以下の解釈ができる：

- ① 核分裂密度分布は水がリッチな領域に向かって増大するように変化する。特に外周コーナー部でその傾向が顕著となるが、その程度は最大でも 1%程度である。
- ② (1,1)コーナー燃料棒内での詳細スペクトルは若干ではあるが変化する。その変化量の絶対値が小さいため、図 3-4 の詳細スペクトル変化 $\Delta\phi$ は、Step-3 UO₂ では縦軸スケールを 10 倍に、ATRIUM-10 MOX では 20 倍に拡大して図示している。これからライブラリ入替え[A]→[B]により、(1,1) 位置での中性子スペクトルは熱領域に着目するとサーマルピークから若干上方へ膨らむように見える。一方、表 3-3 の 3 群レベルで全体のプロファイルを見ると中性子スペクトルが僅かではあるにせよ柔らかくなる。前者のサーマルピークから上方への膨らみに着目することで、MOX 燃料における Pu239, Pu240 の 4eV までの領域での中性子吸収割合は増加し、結果的に中性子バランス上これらの核種は負の反応度寄与をもたらすと考えられる。
- ③ 水の中性子吸収割合の増加は、上記 3 群レベルでの中性子スペクトルのプロファイルに見られる中性子の熱化の促進による中性子吸収割合の増加と考えてよからう。
- ④ Gd157 の中性子吸収割合の減少は、上記②と同様に、中性子スペクトルのサーマルピーク (0.1eV 近傍) から上方への膨らみが逆に $\Delta\phi$ の 0.01eV 近傍 (ピーク下方) での凹みとなり、Gd157 の熱群の共鳴ピーク (0.031eV) 近傍での中性子吸収を低減させたと考えられる。一方、U235 の中性子バランス上の正の寄与は、Pu239 や Pu240 と同様の $\Delta\phi$ の 1eV 近傍での増加がその要因になると考えられる (図 3-3)。
- ⑤ 最後に、水 (H₂O) の散乱カーネルをライブラリ[A]と[B]で比較してみた。その結果

¹ 核分裂密度分布および詳細スペクトル計算では、モンテカルロ計算の不確かさ低減のために、表 3-1 のヒストリ条件に加えて初期乱数を変えた 10 ケースの平均から変化量を計算

から 0.01eV 以下では、ライブラリ[B]が[A]に対し上方散乱が若干強い傾向を示すことが確認できた（付録2 図 A-2）。

以上、図 3-1 の反応度変化について、主要な寄与核種である Gd157, U235, H, Pu239, Pu240 に焦点を当て、その要因分析を試みた。特に、Gd157 の中性子吸収割合に変化が生じたことは、水の S(α,β)の入替えが燃料・炉心の燃焼特性に少なからず影響をもたらすことを意味する。そこで次節では、Gd157 の燃焼速度の変化が BWR 運転炉心の燃焼特性へもたらす影響について調べる。

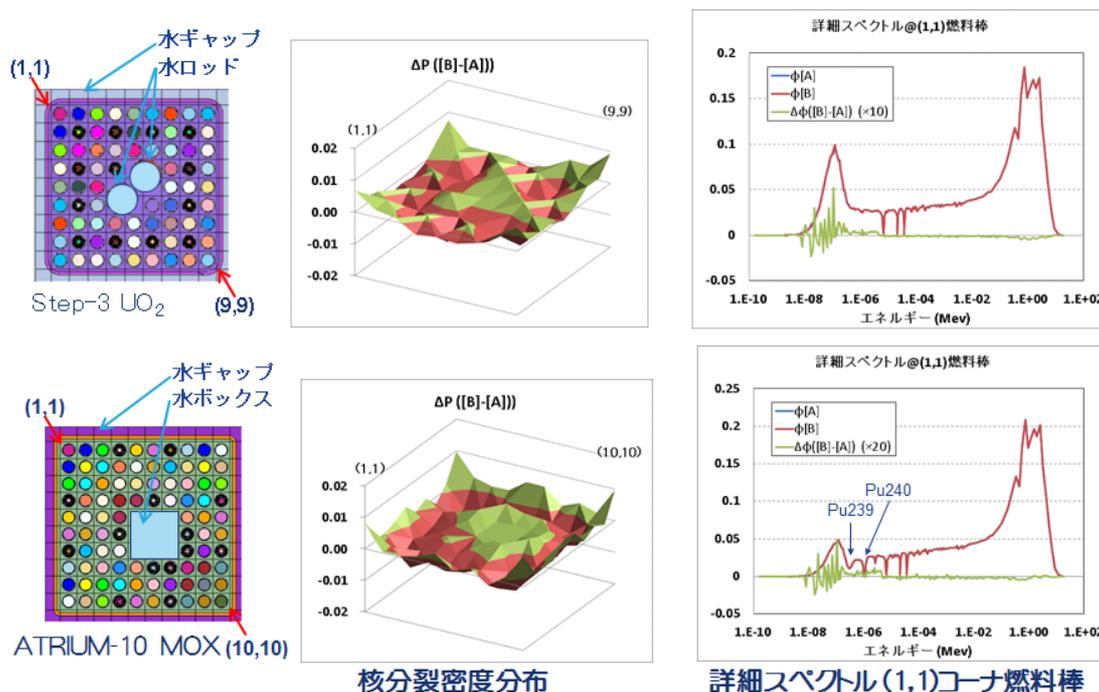


図 3-4 核分裂密度分布の変化量および詳細スペクトルとその変化量

上段：Step-3(9x9)UO₂, 下段：ATRIUM-10(10x10)MOX

左図：燃料断面幾何形状（丸が燃料棒、丸内が多重リング（黒塗りに見える）のものが Gd₂O₃ 含有棒）

中央：核分裂密度分布の変化量 $\Delta P([B]-[A])$

右図：(1,1) 燃料棒詳細スペクトル ϕ とその変化量 $\Delta\phi([B]-[A])$

$\Delta\phi$ は Y 軸スケールを拡大 ($\times 10, \times 20$) 表示

3.3. BWR 平衡炉心燃焼特性への影響とその要因分析

表 3-1 の 3)BWR 平衡炉心（図 3-5）を対象に、ライブラリを[A]から[B]に入替えたことによる炉心燃焼特性への影響を評価する。その支配要因は、装荷される燃料の燃焼特性であり、[A] \rightarrow [B]による Gd157 の中性子吸収割合の減少は、Gd157 の燃え遅れをもたらす（程度の差はあれ Gd155 も同様）。格子計算コード LANCR01 で計算した低 Gd 燃料下部断面の無限増倍率燃焼特性（40%ボイド率条件）を 図 3-6 に示す。ライブラリ[B]における Gd157, Gd155 の燃え遅れの効果は、燃焼初期の+0.1% ΔK から Gd の燃え尽きる燃焼

度 12GWd/t で-0.3%ΔK となる。高・低 Gd 燃料を含む各燃料断面および 0%, 40%, 80%ポイド率条件をサーベイした結果, S(α, β)入替えの影響は-0.4~+0.2 %ΔK 程度となる。

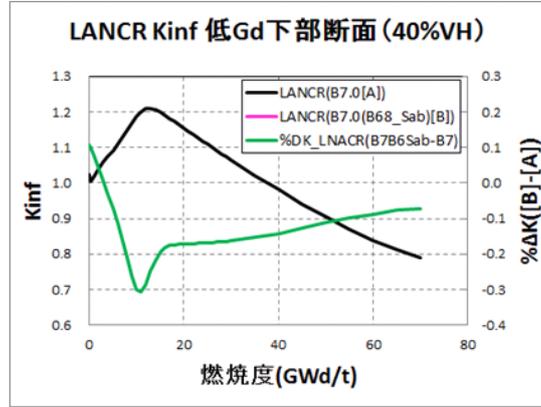
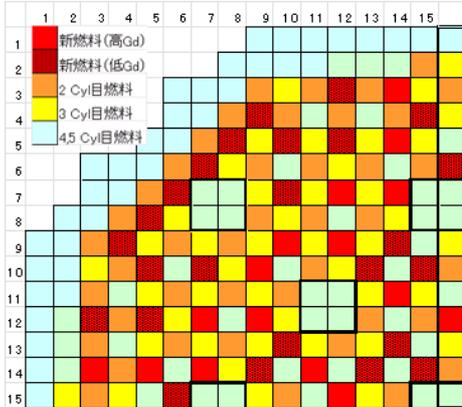


図 3-5 平衡炉心 (1100MWe,BWR5)マップ 図 3-6 無限増倍率燃焼特性 (40%ポイド率)

炉心シミュレータ AETNA01 による平衡炉心実効増倍率の燃焼特性の評価結果 (図 3-7(a)) は、図 3-6 の単一燃料断面の無限増倍率の変化に対し一桁程度小さい。これについて要因分析を試みる。まず図 3-7(b)にバッチ毎の燃料集合体平均無限増倍率を示す。そのトレンドは、新燃焼→2Cyl→3Cyl (nCyl:炉内滞在 n サイクル目) を直列につなぐと 図 3-6 の単一燃料断面の無限増倍率の変化 (%ΔK) の振る舞いをよく再現する。一方、平衡炉心内では、各バッチ (新燃焼, 2Cyl, 3Cyl 等) 燃料が混在する結果、炉心の実効増倍率は各バッチ燃料の無限増倍率燃焼特性が装荷体数を重みとして平均化される。実際これをプロットしたのが図 3-7 (b)の“体数重み平均”である。これは図 3-7 (a)の平衡炉心実効増倍率の燃焼特性を極めてよく再現する。このことから平衡炉心では、各バッチ燃料の混在により、個々の燃料特性は炉心全体では平均化されその特徴的振る舞いは緩和されることが分かる。ただし、新燃料のみが装荷される初装荷炉心のような条件下では、こうした緩和の効果は期待できないことにも留意する必要があるだろう。最後に、熱的制限値 (最大線出力密度・最少限界出力比) への影響は相対差で±0.4%程度であった。

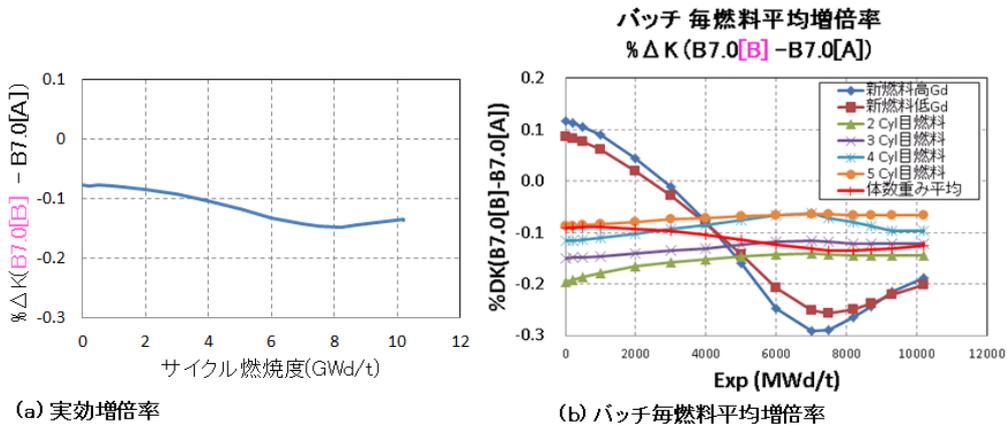


図 3-7 実効増倍率の燃焼特性 および 要因分析

4. おわりに

水分子中の水の $S(\alpha,\beta)$ データの ENDF/B-VII.0 から ENDF/B-VI.8 への切替えが、軽水炉の臨界性へもたらす影響評価を、1)低濃縮燃料格子小臨界体系、2)BWR 燃料無限格子体系および 3)BWR 平衡炉心、を対象に試みた。その結果、

- 無限・実効増倍率へ与える影響は UO_2 炉心や MOX 炉心と言った燃料組成の違いや、可燃性毒物 Gd_2O_3 の含有等により変化すること、
- その程度はライブラリ全体を B7.0 から B6.8 に切り替える場合の約 50%に及ぶ場合 (FUBILA 試験) もあること、
- 一方、軽水商用炉の運転特性への影響は、各バッチ燃料の混在により影響が緩和されること、

が確認された。これらの振る舞いは、臨界固有値の水の $S(\alpha,\beta)$ の感度係数 $S_{k,H_2O}(elastic+S(\alpha,\beta))$ を反映するもので、この感度係数を支配するメカニズムとして $S(\alpha,\beta)$ データの変更が熱中性子散乱に作用し、その結果、水がリッチな領域とそうでない領域間の熱中性子束の空間分布の相対的变化や中性子スペクトルの変化をもたらし、その結果として Gd157, U235, H, Pu239, Pu240 など核種の中性子バランスが変化した、として説明できた。こうした評価をとおし感じられることは、水の $S(\alpha,\beta)$ データの信頼性については、更なる向上が期待されることである。

$S(\alpha,\beta)$ データの利用上の制約ということについても、例えば ENDF/B-VII.0 であれば 293.6, 350, 400, 450, 500, 550, 600, 650, 800 K 以外の温度点データは内・外挿により使用しなければならない。こうしたことは、 $S(\alpha,\beta)$ データの更なる充実、また利用者へは $S(\alpha,\beta)$ データ評価ツールの必要性を示唆する。こうした要望に応える研究としては、京都大学の安部先生による分子動力学法に基づく評価手法等が挙げられる。国産核データ評価技術の完結に向けて、国産 $S(\alpha,\beta)$ の不確かさを含む評価技術の確立が期待される。

参考文献

- [1] M. Mattes and J. Keinert, “*Thermal Neutron Scattering Data for the Moderator Materials H₂O, D₂O and ZrHx in ENDF-6 Format and as ACE Library for MCNP(X) Codes,*” INDC(NDS)-0470 IAEA(2005)
- [2] 安部 豊, 坪井 亨, 田崎誠司, 「日本原子力学会分子動力学法による軽水の中性子散乱断面積評価」, 2009 年春の年会 予稿集, F08
- [3] MCNP6.1, “*MCNP6TM USER’S MANUAL Version 1.0*” LA-CP-13-00634 (2013)
- [4] NEA, “*Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiment,*” Handbook, NEA No.7166 (2013)
- [5] JNES 「全 MOX-BWR 炉物理試験 臨界炉心および反応度測定の結果並びに解析」 JNES-SS-0905, 2009

[6] T. Iwamoto, M. Tamitani, and B. R. Moore, “Methods, Benchmarking and Applications of BWR Core Simulator AETNA”, ANFM (2003)

K. Azekura, H. Maruyama, T. Ikehara and M. Yamamoto, “Development of a BWR Lattice Analysis Code LANCER Based on an Improved CCCP Method”, ANFM (2003)

[7] A.Yamamoto, T.Ikehara, T. Ito and E.Saji, “Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels”, JNST. 39, 8, (2002)

付録 1. 水の $S(\alpha,\beta)$ を異なる水素の自由原子散乱断面積へ接続した場合の影響評価

ENDF/B-VII.1 において、水の $S(\alpha,\beta)$ を入替えることで 4 種類の ACER ライブラリセットを準備し (表 A-1)、フル MOX 臨界試験 FUBILA を対象に MCNP5 を用い $S(\alpha,\beta)$ の入替えが臨界固有値計算結果に与える影響を評価した (図 A-1 に示す結果は、筆者らの日本原子力学会 2013 年秋の大会 J53 での報告から引用した)。主目的は、水の $S(\alpha,\beta)$ の違いの影響を確認することにあるが、ライブラリセット “B7.1+ $S(\alpha,\beta)$ Abe” と “B7.1+ $S(\alpha,\beta)$ Abe_B6” の結果を比較することで、着目する水素の自由原子散乱断面積の違いの影響を確認することができる。図 A-1 からは有意な差は見られない。なお、水の $S(\alpha,\beta)$ および水素のデータは ENDF/B-VII.0 から ENDF/B-VII.1 への改訂において変更はないので、ENDF/B-VII.1 を用いて得られた本結果は、ENDF/B-VII.0 を用いたとしてもその本質は変わらない。

表 A-1.4 種類の ACER ライブラリセット

ライブラリセット名	水素	水の $S(\alpha,\beta)$	水素の自由原子散乱断面積へ接続
B7.1+ $S(\alpha,\beta)$ B7	B7.1	B7.1	B7.1 40.87268 b
B7.1+ $S(\alpha,\beta)$ B6	B7.1	B6.8	B6.8 40.95600 b
B7.1+ $S(\alpha,\beta)$ Abe	B7.1	安部先生評価データ[2]	B7.1 40.87268 b
B7.1+ $S(\alpha,\beta)$ Abe_B6	B6.8	安部先生評価データ[2]	B6.8 40.95600 b

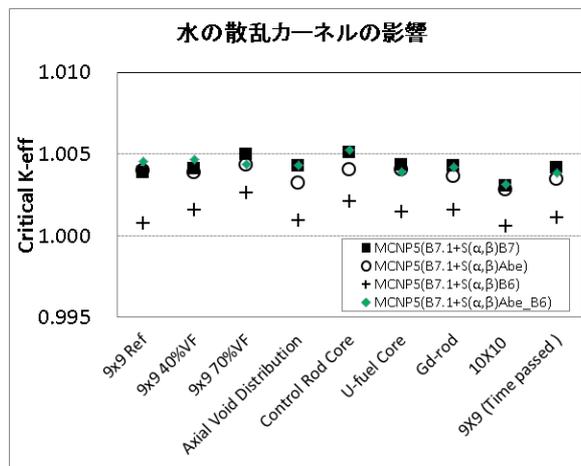


図 A-1. 水の $S(\alpha,\beta)$ の入替えが FUBILA 試験臨界固有値計算結果に与える影響

付録 2. 水(H₂O)の散乱マトリックス

NJOYで処理した190群LANCRライブラリから熱群領域での水の散乱マトリックスをライブラリ B7.0:[A]と B7.0(B6.8_Sab):[B]間で比較した (図 A.2 参照)。

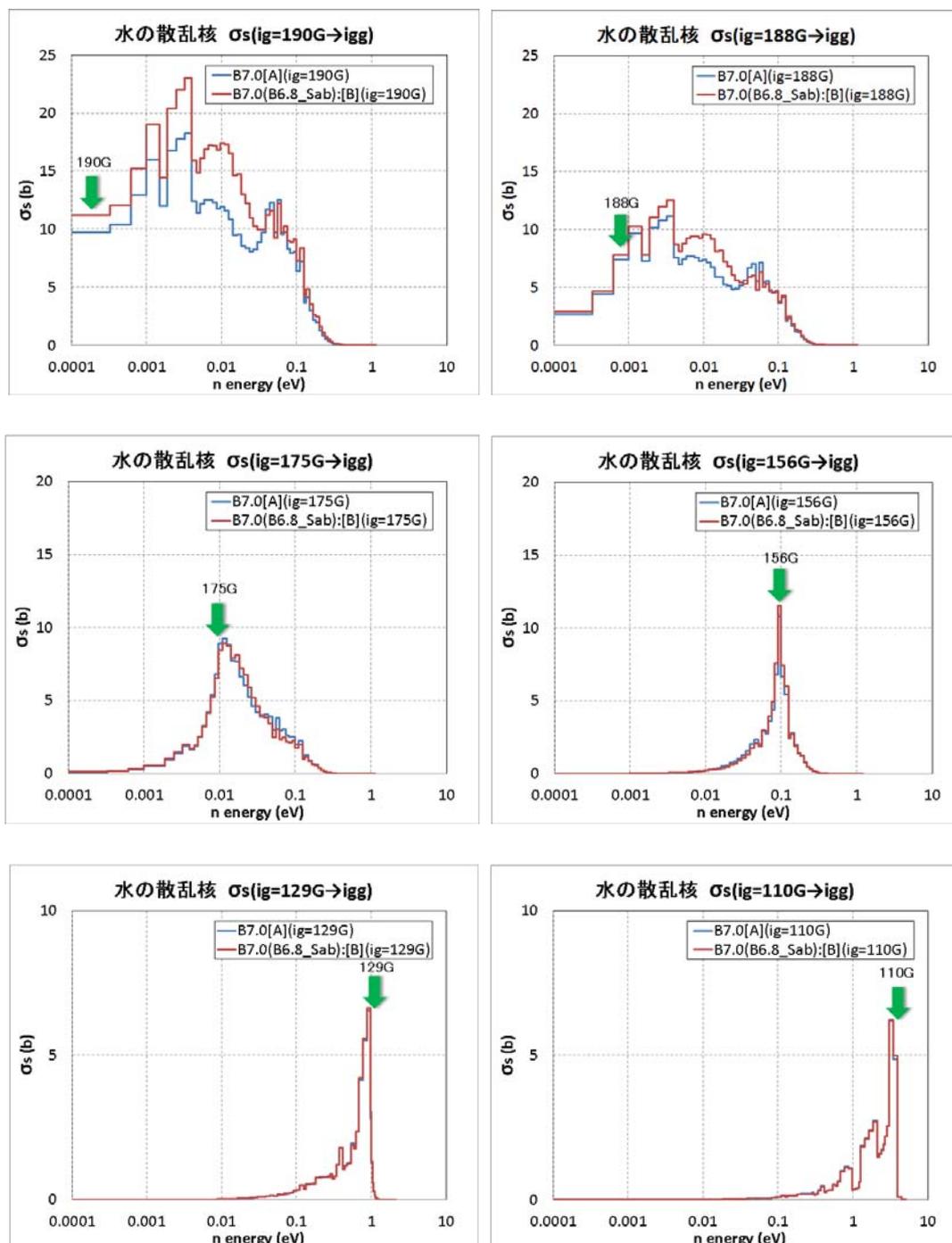


図 A-2. 水の散乱マトリックス $\sigma_s(\text{ig} \rightarrow \text{igg})$

LANCR ライブラリ (運転時条件 (559K))、緑矢印: 入射エネルギー群 ig 位置