

# PWR原子炉容器内の放射線場評価

## Radiation Field Analyses in Reactor Vessels of PWRs

福谷 耕司 (Koji Fukuya)\* 中田 早人 (Hayato Nakata)\*\*  
 藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii)\* 木村 逸郎 (Itsuro Kimura)\*  
 大村 昌輝 (Masaki Ohmura)<sup>+</sup> 北川 英夫 (Hideo Kitagawa)<sup>+</sup>  
 伊藤 拓 (Taku Itoh)<sup>†</sup> 秦 和夫 (Kazuo Shin)<sup>††</sup>

**要約** 加圧水型原子炉 (PWR) の原子炉容器内の放射線照射環境評価の精緻化を目的として、中性子束、 $\gamma$ 線束およびはじき出し損傷量 (dpa) について3種の計算コード (2次元輸送計算コードDORT, 3次元輸送計算コードTORTおよび3次元モンテカルロコードMCNP) および3種類の断面積 (ENDF/B-IV, ENDF/B-VI および JENDL3.2) を用いて解析を行った。2次元DORT計算による監視試験片位置の中性子計算値はいずれの断面積でも監視試験ドシメータ実測値と良く一致した。また、断面積の違いによる原子炉容器や監視試験片位置の中性子スペクトルの違いはほとんどなく、断面積の違いによる影響は小さいことを確認した。3次元TORT計算では、計算値と監視試験ドシメータ測定値の比は2次元DORT計算の場合と同等以上であり、PWRへの適用が可能と判断された。MCNP計算も2次元DORT計算と同等の一致を示したが、計算時間が多大であり手法に改善の余地があることがわかった。断面積を変えたdpa計算値は約±10%の範囲で一致しておりいずれの断面積でもほぼ同等の評価が得られることがわかった。

**キーワード** 中性子,  $\gamma$ 線, 断面積, 輸送計算, モンテカルロ計算, はじき出し損傷量, ドシメータ

**Abstract** Radiation analyses in reactor vessels of PWRs were performed using three calculation codes (two dimensional transport code DORT, three dimensional transport code TORT and three dimensional Monte Carlo code MCNP) and three cross section data (ENDF/B-IV, ENDF/B-VI and JENDL3.2) to improve accuracy of estimation for neutron flux, gamma-ray flux and displacement per atom (dpa). The calculations using DORT at a surveillance position agreed with the dosimetry measurements for the three cross sections. The calculated neutron spectra using the three cross sections at the reactor vessels and the surveillance position were quite similar to each other. The difference in the cross sections gave small impacts on the fluence estimation. The ratio of the calculations to the measurements using TORT was similar to those using DORT, indicating that TORT is applicable to the radiation analysis in PWRs. The MCNP calculations resulted in a similar agreement with the dosimeter measurement to the DORT calculation while they needed a long computing time. Improvement of calculation techniques is needed for application of MCNP. The calculated dpa agreed within 10% for the three cross sections.

**Keywords** neutron, gamma-ray, cross section data, transport calculation, Monte Carlo calculation, dpa, dosimeter

## 1. はじめに

PWRの原子炉容器とその内部構造物は、供用期間中に多量の中性子等の放射線を受けることにより機械的性質や耐食性の劣化を生ずる。特に、高経年化プラントの構造健全性の上で重要な現象として、原

子炉容器に使用されている低合金鋼の延性脆性遷移温度上昇などの照射脆化、炉内構造物に使用されているステンレス鋼の照射誘起応力腐食割れ (IASCC) やスエリングが知られている<sup>(1)~(3)</sup>。これらの現象は中性子等の放射線が与える材料損傷の蓄積量に依存して進行する現象であり、材料の受ける高速中性子

\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

\*\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現在 関西電力(株)大阪北支店

+ 三菱重工株式会社 原子力技術センター

† 京都大学大学院工学研究科, 現在 日本メジフィジックス(株)

†† 京都大学大学院工学研究科 逝去

の照射量 ( $n/cm^2$  ( $E > 1MeV$  または  $E > 0.1MeV$ )) あるいは材料内部に発生するはじき出し損傷量 (dpa: displacement per atom) をパラメータとして評価されている<sup>(1)</sup>。原子炉容器等の構造材料の照射劣化には、高速中性子のみならず熱中性子や $\gamma$ 線も寄与することや、また、ステンレス鋼の照射組織には核変換生成物であるヘリウムも影響することが知られている<sup>(4)~(7)</sup>。精度のよい材料劣化予測のためには、材料のおかれる複合的な環境としての放射線場、材料の受ける損傷量を精度よく評価することが必要となる。

従来、国内の原子炉容器内の材料評価においては、中性子照射量等は2次元輸送計算コードDORTコード<sup>(8)</sup>および評価済み核データENDF/B-IVから作成されたJSD-100<sup>(9)</sup>に基づく断面積セットを用いて解析されている。計算コードに関しては、最近では計算機能力向上により3次元計算コードの適用も可能となりつつある。従来は2次元解析の結果から合成して3次元分布を表現していたが、3次元コードを採用することにより、合成操作をなくしより実際に則した形状での分布を適切に表現できることになる。軽水炉プラントにおいても3次元輸送計算コードTORT<sup>(10)</sup>やモンテカルロコードMCNP<sup>(11)</sup>の使用が検討されている。断面積は、放射線解析における基礎データであり解析精度に大きな影響をもつが、最新のデータを取り入れた評価済み核データファイルの改定が行われている<sup>(12)</sup>。海外では新しいENDF/B-VIがよく使用されるようになってきている。国産の断面積としては日本原子力研究所が開発した評価済み核データファイルであるJENDL-3<sup>(13)</sup>があり、現在最新のものとしてJENDL 3.2が国内の試験研究炉等で使用されている。dpaは測定困難な物理量であり計算により評価されるため、使用するdpa断面積に影響される。原子炉構造物の評価ではFeのdpa断面積としてASTM E 693-94に示されたENDF/B-IVに基づく断面積が従来使用されてきたが、最近改定されENDF/B-VIに基づいたASTM E 693-01が発行されている。 $\gamma$ 線によるdpa断面積には標準的な規格はなく、コンプトン散乱等の基礎過程から求めたdpa断面積が提案されているが、考慮する基礎過程の範囲により異っている<sup>(14)~(16)</sup>。

以上のように、原子炉容器内の放射線照射環境評価に関しては、3次元計算コードの使用や断面積の改定が進められている。また、こうした技術的進歩に伴い、軽水炉プラントの評価における精度向上のための検討や基準化が海外を中心に進められており<sup>(17)~(18)</sup>、国内においても検討が開始されている<sup>(19)~(20)</sup>。

本研究では、PWRにおける原子炉容器等の放射線環境評価の精緻化を目的として、計算コード(2次元DORT, 3次元TORTおよび3次元MCNP)と断面積(ENDF/B-IV, ENDF/B-VIおよびJENDL 3.2)を変えて中性子束やdpa等の解析を行い、監視試験ドシメータ実測値との比較等を通じて、断面積の影響や3次元計算の有効性の検討した。

## 2. 断面積セットの影響

### (1) 計算方法

ここでは、断面積セットの相違による解析結果への影響を確認することを目的として、3種類の評価済み核データ(ENDF/B-IV, ENDF/B-VIおよびJENDL 3.2)に基づく断面積セットを用いて2次元輸送計算コードDORTによる解析を行い、監視試験ドシメータ実測値と解析値との比較を実施した。

検討した断面積セットはJSD-100, BUGLE-96<sup>(21)</sup>, JSSTDL<sup>(22)</sup>に基づくものである。JSD-100はENDF/B-IVを用いて作成されたもので、ANISNコードで中性子21群・ガンマ線13群に縮約して断面積セットを作成した。これは、現在監視試験等の評価に使用しているものである。BUGLE-96は米国においてENDF/B-VIから作成された軽水炉用断面積セットであり、中性子47群・ガンマ線20群の中性子・ガンマ線結合断面積セットである。JSSTDLはJENDL 3.2から作成された中性子100群・ガンマ線40群の断面積セットであり、少数群に縮約することなく使用した。

2ループPWRプラント(熱出力1456MW)および3ループPWRプラント(熱出力2440MW)を対象とし、固定線源で計算を実施した。炉心の線源分布は初臨界からサーベイランス試験が実施されるまでの燃焼度分布に基づくものであり、線源スペクトルはU-235の核分裂スペクトルとした。計算モデルは、図1に示した2ループプラントの例のように( $r, \theta$ )形状で炉心の対称性を利用して1/8炉心とし、炉心から原子炉容器外側の1次遮へいコンクリート付近までを計算対象とした。計算メッシュ数は約8000である。P<sub>1</sub>次数はP<sub>3</sub>, S<sub>n</sub>分点はS<sub>8</sub>とした。

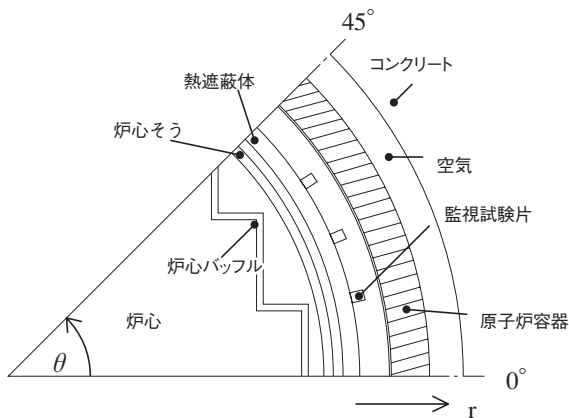


図1 計算モデル (2ループPWRプラント)

(2) 結果

図2に3ループPWRプラントの炉心径方向(0°方向)の高速中性子束と熱中性子束の分布を示す。0°方向は高速中性子束が周方向で最大となる方位である。高速中性子の径方向分布は断面積セットを変えてもほとんど変わらない。熱中性子では構造物内部の分布に断面積セットによる差異がみられるが、構造物の内外表面では差異はほとんどない。これは断面積によるFeの中性子散乱の違いと熱群のエネルギー群数の違いによるものと考えられる。図3に2ループPWRプラントの監視試験片位置、原子炉容器表面および原子炉容器内板厚1/4位置での中性子スペクトルを示す。いずれの位置でも断面積による中性子スペクトルの違いはほとんどない。なお、図2および図3に示した以外の径方向あるいは周方向分布やスペクトルにも断面積セットによる差異はほとんどない。

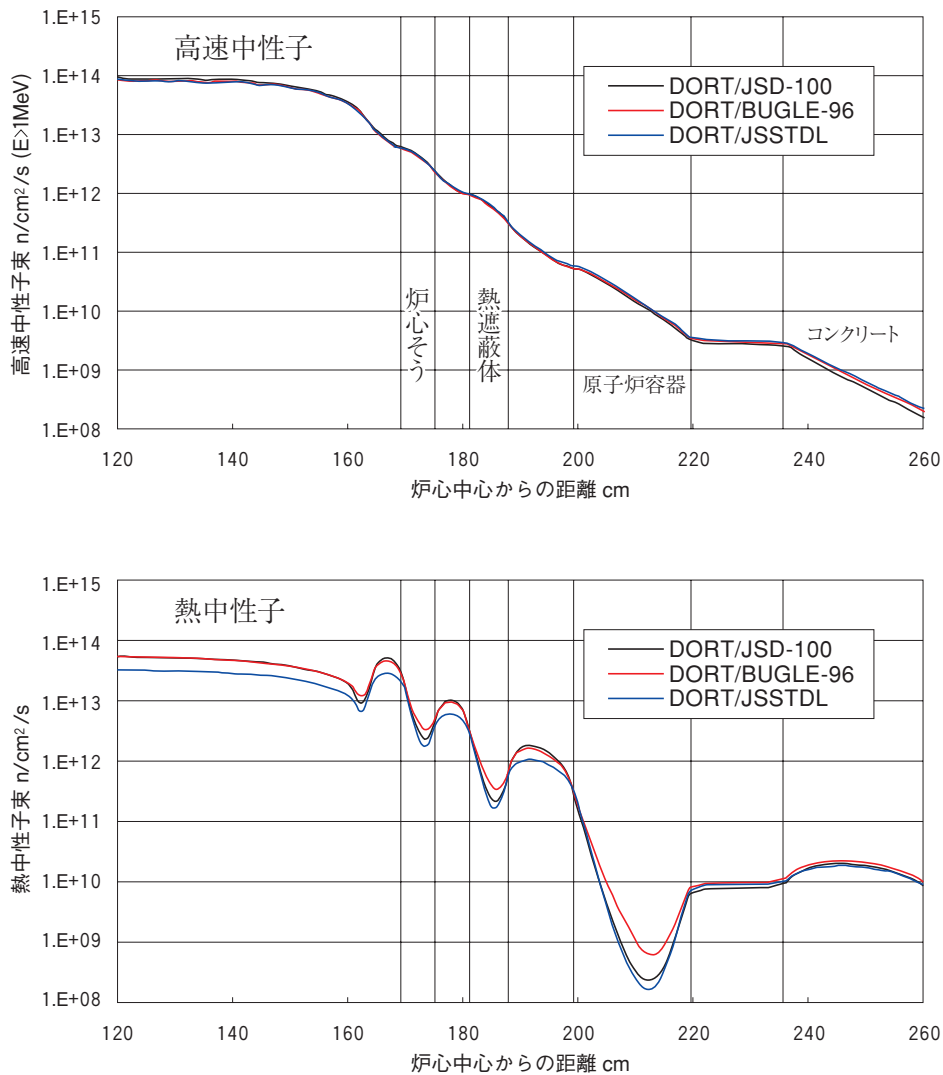


図2 炉心径方向(0°方向)の高速中性子束(E>1 MeV)および熱中性子束の分布(3ループPWRプラント)

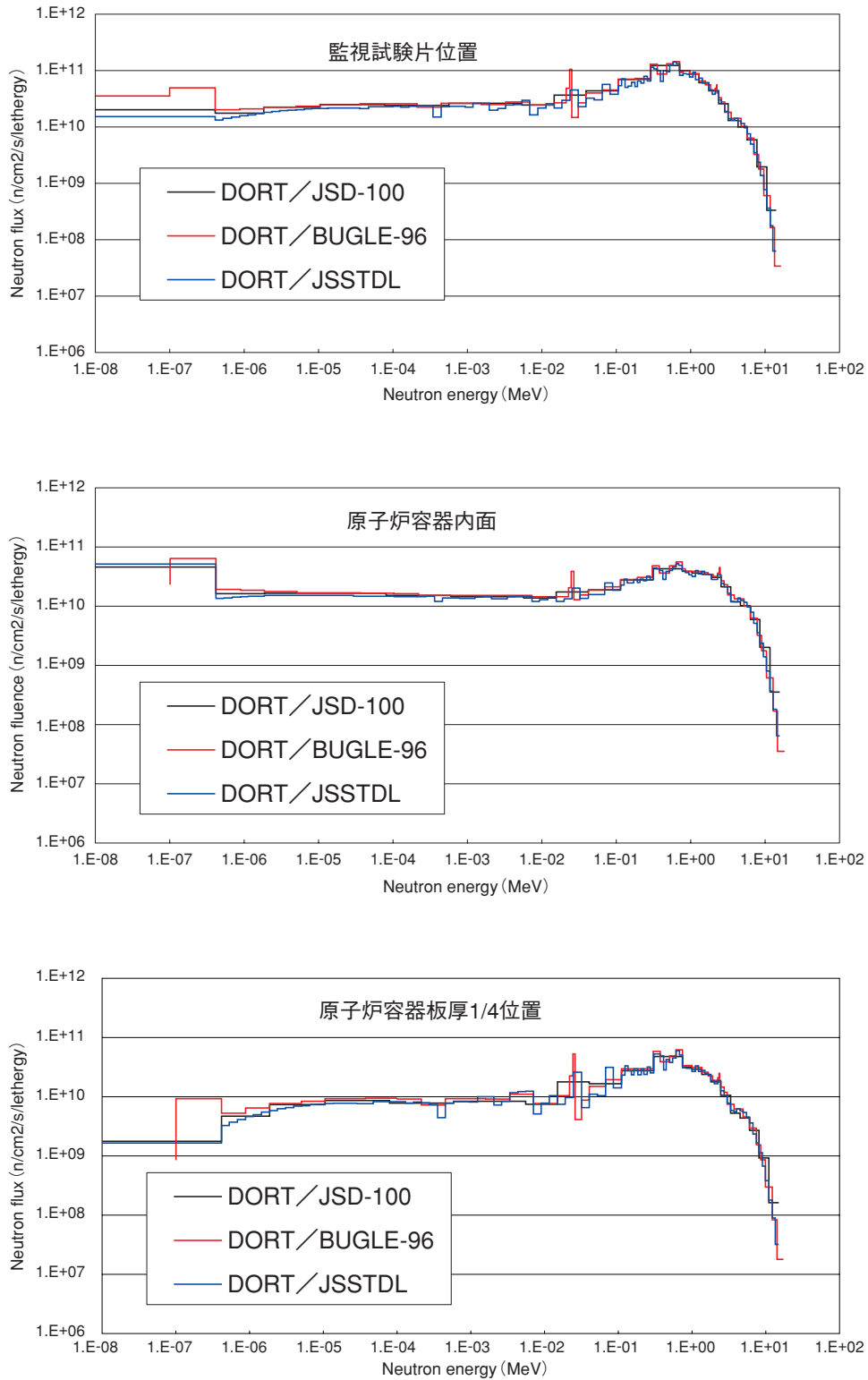


図3 2ループPWRプラントの監視試験片位置(上), 原子炉容器内面(中)および原子炉容内板厚1/4位置(下)の中性子スペクトル

表1には2ループおよび3ループPWRプラントにおける監視試験ドシメータ測定値と計算値との比較(反応率のC/M:計算値と測定値の比)を示す。なお、反応率の評価においてはNpおよびUの光核分裂反応の影響も考慮した。3種類の断面積での計算値のC/Mは、2ループPWRプラントで0.9~1.2の範囲に、3ループPWRプラントでは0.79~1.05あり、いずれの場合も計算値と測定値は約±20%の範囲で一致を示している。C/Mの範囲は、BUGLE-96とJENDL3.2の方がJSD-100に比較して小さく、ドシメータの種類によるバラツキが小さくことを示しており、相対的にはJSD-100よりもBUGLE-96やJENDL3.2の方が測定値との整合性がよい。

監視試験での代表ドシメータであるFeおよびUについてみると、それぞれのC/Mに断面積セットによる差はほとんどない。また、両ドシメータのC/Mは2ループPWRプラントでは非常によく一致している。

以上の結果より、軽水炉体系での2次元輸送計算コードDORTを用いた解析手法は、監視試験片位置や原子炉容器に対してはいずれの断面積を用いても十分な精度を有していると考えられる。なお、群構造が多群であるBUGLE-96やJSSTDLを用いることによりより詳細なスペクトルデータを得ることが可能となる。

表1 断面積セットを変えたDORT計算による監視試験ドシメータ位置での反応率計算値と測定値の比(C/M)

ドシメータ	2ループプラント			3ループプラント		
	断面積セット			断面積セット		
	JSD-100	BUGLE-96	JSSTDL	JSD-100	BUGLE-96	JSSTDL
$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	0.90	0.94	0.91	0.96	0.98	1.05
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	1.04	1.13	1.09	0.79	0.86	0.86
$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	1.19	0.95	0.96	0.84	0.95	1.05
$^{238}\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}$	0.92	0.96	0.92	0.82	0.83	0.88
$^{237}\text{Np}(n,f)^{137}\text{Cs}$	1.19	1.14	1.04	0.96	0.89	0.89
平均値	1.05	1.03	0.98	0.88	0.90	0.95
標準偏差	0.14	0.10	0.08	0.08	0.06	0.10

### 3. 3次元計算の適用性

#### (1) 計算方法

ここでは、3次元計算の適用性を検討することを目的として、3次元輸送計算コードTORTおよび3

次元モンテカルロコードMCNPを用いて解析を行い、2次元輸送計算コードDORTの計算結果との比較および監視試験ドシメータ測定値との比較を実施した。

計算対象は2ループPWRプラントとした。断面積セットにはTORT計算ではBUGLE-96を用いた。MCNP計算では本コードが連続エネルギーモンテカルロ法であることからJENDL3.2をそのまま使用した。計算は固定線源で行い、炉心の線源分布は初臨界から監視試験が実施されるまでの燃焼度分布に基づくものである。線源スペクトルはU-235の核分裂スペクトルとした。

TORT計算の計算形状は炉心の対称性を利用した1/8炉心とし、軸方向は炉心中央から±65cmの範囲を、水平方向は炉心から原子炉容器外側の1次遮へいコンクリート内面付近までを計算対象として(r,  $\theta$ , z)形状でモデル化した。炉心バツフルと炉心そう間のフォーマ板を忠実に入力して軽水炉体系を表現した。今回の計算メッシュ数は約90000である。P1次数はP3, Sn分点はS96とした。

MCNP計算では計算形状は1/4炉心とし、軸方向は炉心中心から±185cmの範囲をモデル化した。炉心、バツフル、フォーマ板、炉心そう等は各々の形状を忠実に表現した。2ケースの計算を独立に実施し、一方の計算では、線源領域である炉内を周辺領域と中心領域の2領域に分割して、2台の計算機で別々に計算した。もう一方の計算では、線源領域の分割を行わず、1台の計算機で計算した。計算点は、幅1cm×高5cmの面タリーとした。計算には2GHzのパーソナルコンピュータを用い、 $2 \times 10^9$ 個の中性子和 $1 \times 10^9$ 個の光子に対しそれぞれ2000時間、200時間を要した。

#### (2) 結果

図4には、原子炉容器内面での中性子スペクトルについて、BUGLE-96を用いたDORT計算とTORT計算の比較およびJENDL3.2ベースのDORT計算とMCNP計算の比較を示す。TORTとMCNPによる中性子スペクトルはいずれもDORTによるものとよく一致している。

表2に監視試験ドシメータ測定値と計算値との比(反応率のC/M)をDORT計算の結果と比較して示す。TORT計算のC/Mは0.91~1.12の範囲にあり、測定値と±12%の範囲で一致しており、TORTコードは十分な精度を有している。また、DORT計算とTORT計算のC/Mはいずれのドシメータでもほぼ一致している。このことは、監視試験片や原子炉容器位置については、2次元DORT計算は3次元TORT計算と同等の

精度をもつことを示している。3次元TORT計算は2次元では形状を表現できないような複雑な領域（例えば、炉心バツフルと炉心そう間のフォーマ板の存在な

ど）や、より詳細な3次元分布が必要な場合に使用するのが適切である。

表2 監視試験ドシメータ位置での反応率計算値と測定値の比（C/M）

ドシメータ	計算コード				
	DORT (BUGLE-96)	TORT (BUGLE-96)	DORT (JSSTD L)	MCNP1 (JENDL3.2)	MCNP2 (JENDL3.2)
$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	0.94	0.94	0.91	0.90	0.88
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	1.13	1.12	1.09	1.05	1.04
$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	0.95	0.91	0.96	0.96	0.96
$^{238}\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}$	0.96	0.96	0.92	0.76	0.79
$^{237}\text{Np}(n,f)^{137}\text{Cs}$	1.14	1.12	1.04	0.80	0.83
平均値	1.03	1.01	0.98	0.89	0.90
標準偏差	0.10	0.10	0.08	0.12	0.10

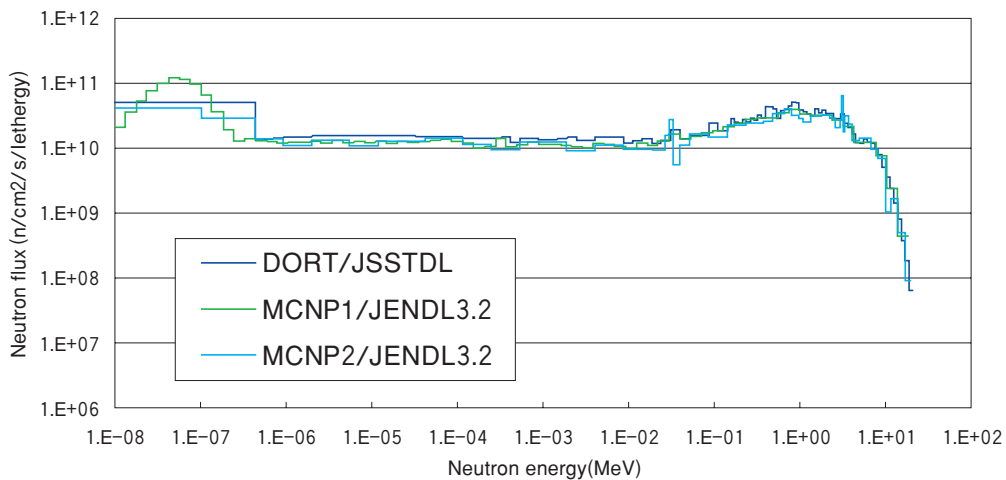
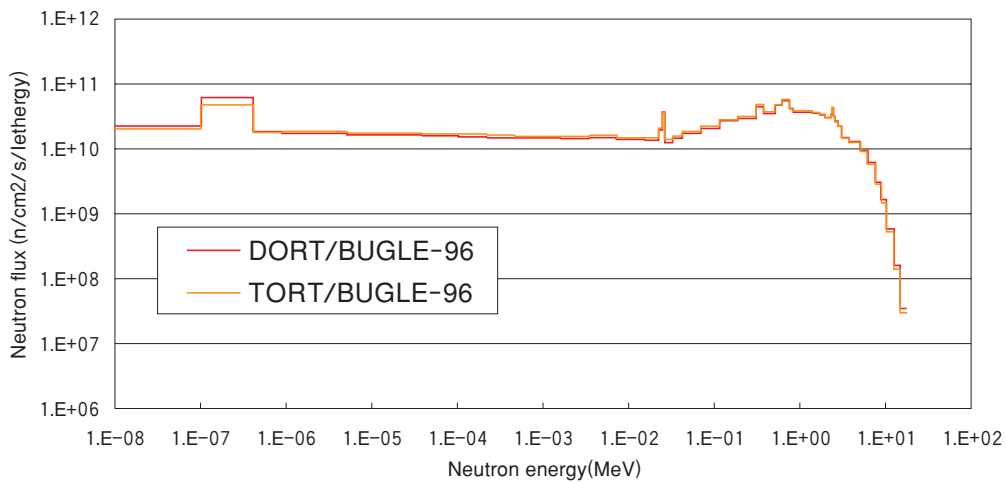


図4 原子炉容器内面の中性子スペクトル比較 (上) DORT計算とTORT計算の比較, (下) DORT計算とMCNP計算の比較

MCNP 計算については、図4のスペクトルでもわかるように2ケースの計算結果は良く一致している。監視試験ドシメータ位置での高速中性子束 ( $E > 1$  MeV) では、両者の違いは約0.1%で非常に小さいものであった。DORT計算値と比較すると高エネルギー側でMCNP計算値がやや小さくなっている。MCNP計算による反応率のC/MはFe, NiおよびCuでは0.88~1.05でありDORT計算の値とよく一致している。しかし、NpとUでは0.76~0.83となっており、DORT計算の値よりも小さくなっている。図5に、MCNP計算による炉心径方向 ( $0^\circ$  方向) の高速中性子束分布を示すが、炉心側ではDORT計算値とよく一致しているが原子炉容器付近ではやや低い値となっている。今回の計算では高速群 ( $E > 1$  MeV) の中性子束の統計誤差が10%を超えており、炉心から遠いほど十分な粒子数がタリー位置に到達していない。前述のUおよびNpでC/Mが低いことも高速群のフラックスが低いことが関係していると考えられる。今回のMCNPコードのヒストリ数および計算時間は約  $2.0 \times 10^9$  個および約2~3ヶ月であり、ヒストリ数の増加は現実的ではない。こうした大きな体系へのMCNPの適用に当たっては、今後、計算機のスピードアップと共に、計算手法の改善検討が不可欠であろう。

以上の結果から、3次元TORT解析はPWRの原子炉内の放射線場評価に十分適用できることが確認された。また、原子炉容器や監視試験片位置のように炉心から遠い位置の評価に関しては2次元と3次元でほとんど同等の評価精度となっていることが確認された。

#### 4. dpa計算への断面積の影響

##### (1) 計算方法

ここでは、dpa計算値への断面積の影響を検討することを目的として、中性子・ $\gamma$ 線計算からdpa計算まで一貫して同一の評価済み核データを用いた計算を行い、dpaの原子炉容器内の減衰および熱中性子と $\gamma$ 線の寄与を比較した。

中性子と $\gamma$ 線のスペクトルは2章に示した3種類の断面積セットを用いたDORT計算の値を用いた。これら計算で用いた断面積セットJSD-100およびBUGLE-96に対応する中性子によるFeのdpa断面積として、ASTM E693-94 (ENDF/B-IVに基づく) およびASTM E693-01 (ENDF/B-IVに基づく) をそれぞれ用いた。

これらの640群のdpa断面積を対応するエネルギー群に縮約して用いた。また、JSSTDLに対応する中性子によるFeのdpa断面積は、島川らの開発したNPRIMコード<sup>(23)</sup>を用いてJENDL3.2から作成した。図6に3種のdpa断面積を比較して示す。

$\gamma$ 線によるFeのdpa断面積は、コンプトン散乱、電子対生成および光電効果を考慮し、生成電子による散乱にはMcKinley-Feshbachの近似式、はじき出し損傷にはNRTモデル<sup>(24)</sup>、はじき出しエネルギーには40eVを用いてあらたに計算した。図7にdpa断面積について文献値<sup>(14)~(16)</sup>と比較して示す。本研究ではNRTモデルを使用しているため、Kinchin-Peaseモデルを用いた他の文献値よりもやや小さい断面積となっている。なお、 $\gamma$ 線によるdpa評価においては、本研究で得られたFeのdpa断面積を共通して用いた。

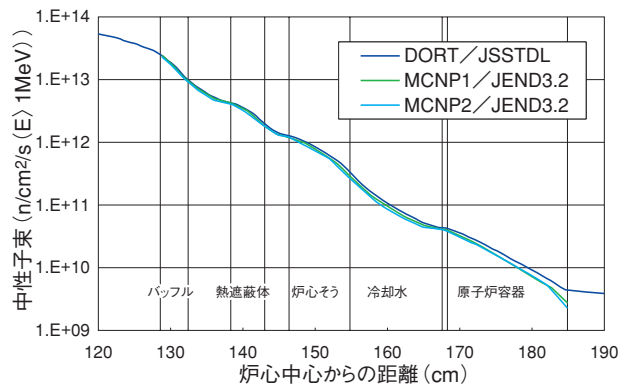


図5 炉心径方向 ( $0^\circ$  方向) の高速中性子束の分布 (2ループPWRプラント)

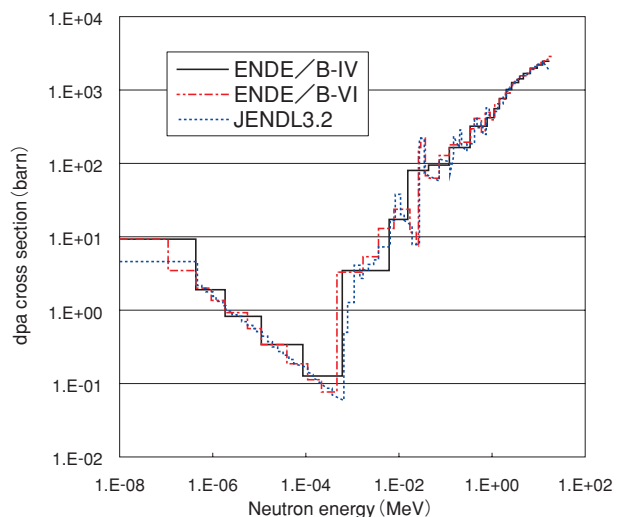


図6 Feのdpa断面積の比較

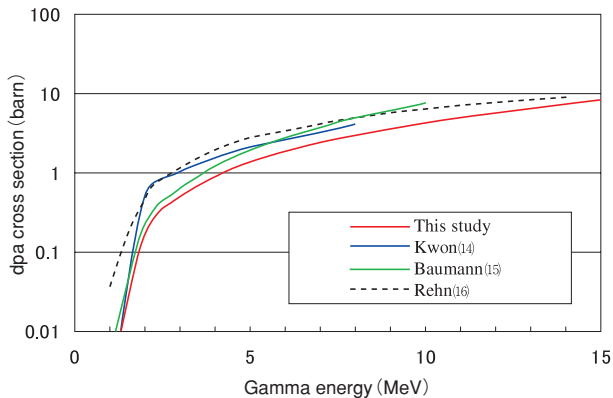


図7  $\gamma$ 線によるFeのdpa断面積

(2) 結果

図8は、高速中性子束 ( $E > 1$  MeV)、中性子によるdpaおよび $\gamma$ 線によるdpaの原子炉容器内の減衰(原子炉容器内面を基準とした相対値)について、ENDF/B-IV, ENDF/B-VIおよびJENDL3.2に基づく計算値を比較したものである。いずれも断面積による違いは小さいが、中性子によるdpaについてはENDF/B-VIによる計算値がENDF/B-IVによる計算値よりもやや減衰が小さい傾向にある。中性子によるdpaは高速中性子束の減衰よりも小さい。 $\gamma$ 線によるdpaの減衰は、中性子によるdpaよりもはるかに早く、炉容器板厚の半分で約1/10となっている。なお、原子炉容器内面における高速中性子束と中性子によるdpaの断面積による違いは10%以内である。

表3は、 $\gamma$ 線によるdpaと熱中性子によるdpaについて、全中性子によるdpaに対する比をまとめたものである。dpaに対する $\gamma$ 線の寄与は、原子炉容器では内面で最も大きくなるが、1%以下であり非常に小さい。また、監視試験片位置でも0.2%程度の寄

与である。断面積の違いによる計算値の差はほとんどない。これらのことから、PWRの原子炉容器のdpaに関しては $\gamma$ 線の寄与は極めて小さく無視できることがわかる。dpaでみた熱中性子の全中性子に対する寄与は、原子炉容器内面で2~3%であり、原子炉容器内部では急速に小さくなる。断面積による違いは大きいですが、これは図2でもみられるように熱中性子束自体が断面積により異なっているためである。しかし、熱中性子の比率が最大でも2~3%であり、断面積の違いによる全体のdpaの差は小さい。

以上の結果から、dpa計算値やその原子炉容器内の減衰に対する断面積の違いの影響は小さく約10%程度であることが確認された。また、dpaでみた $\gamma$ 線や熱中性子の全中性子に対する寄与は最大でもそれぞれ1%以下、2~3%であり小さいことが確認された。

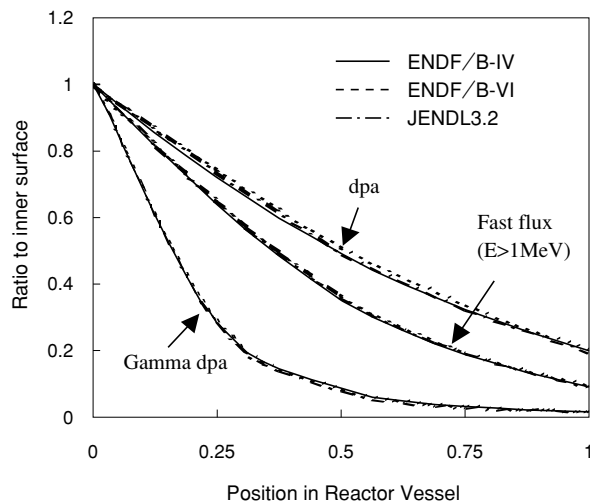


図8 原子炉容器内の高速中性子束およびdpaの減衰(2ループ)

表3 全中性子によるdpaに対する $\gamma$ 線および熱中性子によるdpaの比の比較

		監視試験片位置	原子炉容器		
			内面	1/4 T	3/4 T
$\gamma$ 線	ENDF/B-IV	0.0023	0.0079	0.0031	0.0007
	ENDF/B-VI	0.0020	0.0072	0.0028	0.0007
	JENDL3.2	0.0022	0.0077	0.0029	0.0007
熱中性子	ENDF/B-IV	0.005	0.034	0.002	0.000
	ENDF/B-VI	0.004	0.028	0.002	0.000
	JENDL3.2	0.002	0.020	0.001	0.000



## 5. まとめ

PWRにおける原子炉容器等の放射線環境評価の精緻化を目的として、計算コード（2次元DORT, 3次元TORTおよび3次元MCNP）と断面積（ENDF/B-IV, ENDF/B-VIおよびJENDL3.2）を変えて中性子束やdpa等の解析を行い、監視試験ドシメータ測定値との比較等を通じて、断面積の影響や3次元計算の有効性の検討した。

- ・ 2次元DORT計算を用いた監視試験片位置の中性子計算値はいずれの断面積を用いてもドシメータ測定値と良く一致しており、原子炉容器位置での中性子スペクトル等にも断面積の違いによる差異は小さかった。軽水炉体系での2次元輸送計算コードDORTを用いた解析手法は、監視試験片位置や原子炉容器に対してはいずれの断面積を用いても十分な精度を有していると判断される。
- ・ 3次元TORT計算の解析値とドシメータ測定値はDORT計算と同様に良く一致しており、3次元計算が原子炉内の放射線場評価に十分適用できることが確認された。また、原子炉容器や監視試験片位置のように炉心から遠い位置の評価に関しては2次元と3次元でほとんど同等の評価精度となっていることが確認された。MCNP計算の解析値とドシメータ測定値の一致はDORT計算と同等であるが、多大な計算時間を要することから手法の改良が必要である。
- ・ 原子炉容器のdpaとその減衰は断面積が異なっても良く一致した。また、dpaに対する $\gamma$ 線と熱中性子の寄与は最大でもそれぞれ約0.2%と約3%であり小さいことが確認された。

## 文献

- (1) 石野栞, 「照射損傷」, 東京大学出版会, 昭和53年.
- (2) 例えば, G.R.Odette and G.E.Lucas, Rad. Effects & Defects in Solids, 144 (1998) 144.
- (3) 例えば, P.Scott, J. Nucl.Mater., 211 (1994) 101.
- (4) I.Remec et al., J.Nucl.Mater., 217 (1994) 258.
- (5) K.Farrell et al., J.Nucl.Mater., 279 (2000) 77.
- (6) R.B.Jones et al., Effects of radiation on Materials: 19th International Symposium, ASTM STP 1366, ASTM, 2000, p.366.
- (7) K.Fujii et al., Proc. of 10th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-

Water Reactors, NACE, 2002.

- (8) RSIC Code Package CCC-484, 'DORT two-dimensional discrete ordinates transport code system,' Oak Ridge National Laboratory, Nov. 1989.
- (9) 小山謹二・奥村芳弘・吉田交人・宮坂駿一 「遮蔽材料の群定数 - 中性子100群・ガンマ線20群・P 5 近似-」 JAERI-M 6928, 1977年2月.
- (10) ORNL/TM-13221, 'The TORT tree-dimensional discrete ordinates neutron/photon transport code,' Oak Ridge National Laboratory.
- (11) LA-12625-M, 'MCNP-A general Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B,' Los Alamos National Laboratory, 1997.
- (12) 中性子遮蔽設計ハンドブック, 日本原子力学会, 1993年4月.
- (13) K.Maki et al., JAERI-Data/Code 97-002, 1997.
- (14) J. K. Kwon and A. T. Motta, Annals of Nuclear Energy, 27 (2000) 1627.
- (15) N.P. Baumann, Proc. of 7th ASTM-EURATOM Symposium on Reactor Dosimetry, p.689, 1992.
- (16) L. E. Rehn and R. C. Birtcher, J. Nucl. Mater., 205 (1993) 31.
- (17) 'Computing Radiation Dose to Reactor Pressure Vessel and Internals,' AEN/NEA, OECD, 1997.
- (18) 'Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence,' U.S. Regulatory Guide 1.190, USNRC, March 2001.
- (19) H.Kitagawa et al., Reactor Dosimetry: ASTM STP 1398, ASTM, 2001, p.532.
- (20) S.Sitaraman et al., ibid. (19), p.564.
- (21) RSIC Data Library DLC-185, 'BUGLE-96; Coupled 47 neutron, 20 gamma-ray group section library derived from ENDF/B-VI for LWR shielding and pressure vessel dosimetry applications,' Oak Ridge National Laboratory, March 1996.
- (22) 長谷川明, 「JENDL-3.2に基づく炉定数 中性子300群 $\gamma$ 線104群 JSSTD-300ライブラリーについて (JSSTD 98 version)」, 核データニュース, No.62 (1999).
- (23) S. Shimakawa and N. Sekimura, J. Nucl. Mater., (2002) <印刷中>.
- (24) M. J. Norgett et al., Nucl. Eng. and Design, 33 (1975) 50.