

モンテカルロ法による使用済み燃料組成評価と沸騰水型原子炉の压力容器内放射線束分布解析の高度化

Advanced Calculation System Using Monte Carlo Method for Analyses of Isotopic Composition of Spent Fuel and Radiation Flux Distribution in BWR RPVs

櫻井 俊吾

SAKURAI Shungo

黒澤 正彦

KUROSAWA Masahiko

浜田 潤

HAMADA Jun

東芝は、使用済み燃料の輸送・貯蔵に関するアクチノイド核種と核分裂生成物核種評価、及び沸騰水型原子炉の压力容器内放射線束分布解析にモンテカルロ法を導入し、解析評価手法の高度化を進めている。

使用済み燃料の輸送・貯蔵の臨界安全評価においては、幾何形状及び燃焼履歴を考慮したアクチノイド核種や核分裂生成物核種の詳細評価が重要であり、その解析に向け並列化モンテカルロ燃焼計算システム MCNP-BURN2 を開発し、その精度を従来設計コード及び PIE(照射後試験)解析を用いて確認した。一方、沸騰水型原子炉压力容器内の放射線束の解析については S_N 法である輸送計算コード TORT⁽¹⁾ とモンテカルロ法である輸送計算コード MCNP⁽²⁾ を接続する解析手法を検討し、TORT を炉心部の放射線角度束を求めめるために使用することにより、MCNP で問題となる線源部のサンプリング数の問題を解決し、炉心外の幾何形状を実形状に忠実にモデル化することができた。

Toshiba is currently developing an advanced calculation system using the Monte Carlo transport method for analyses of the actinides and fission product nuclides of spent fuel and the radiation flux in the reactor pressure vessel (RPV) of a boiling water reactor (BWR). Detailed determination of actinides and fission product nuclides is important in criticality evaluation for the transportation and storage of spent fuels. We have therefore developed the MCNP-BURN2 parallelization Monte Carlo burnup calculation system for this purpose. Using the design code and post-irradiation examination (PIE) analysis, we confirmed the accuracy of MCNP-BURN2. The radiation flux in the BWR RPV is calculated by the TORT (S_N method)/MCNP (Monte Carlo method) coupling method. In this method, the radiation angular flux distribution on the core surface is obtained by TORT, so the calculation for the outside of the core using MCNP is carried out with sufficient sampling at the source and the exact model for the outside structure of the core.

1 まえがき

使用済み燃料の輸送・貯蔵にかかわる臨界安全評価において、高燃焼度燃料の実運用や混合酸化物(MOX)燃料の本格利用化が進むにつれて、幾何形状及び燃焼履歴を考慮したアクチノイド核種や核分裂生成物(FP)核種の詳細評価が重要になってきている。また、高燃焼度燃料及びMOX燃料の輸送・貯蔵キャスクの遮へいでは、中性子放出核種及びガンマ線源核種の詳細評価が必要となっている。モンテカルロ計算は幾何学形状を自由に記述でき、あらゆる問題に対応可能であることに着目し、すべての燃焼チェーンを考慮した核種生成消滅計算ができるORIGEN2⁽³⁾コードと三次元モンテカルロ法(MC法)輸送計算コードMCNPを組み合わせることにより、詳細な反応度特性・核種組成・線源評価ができるモンテカルロ燃焼計算システム⁽⁴⁾を開発した。

また、原子炉压力容器(RPV)内放射線束分布については、三次元 S_N 法輸送計算コードTORTを使用して解析されるまでになっているが、大型計算機を使用しても対象となる炉内構造物を十分詳細にモデル化できないのが実状である。そこでこの問題を解決する一手法として、TORTにより計算さ

れた中性子束分布を線源としてMCNPへ接続する手法(以下、TORT/MCNPと略記)を開発した。

ここでは、これらの2件の研究成果について述べる。

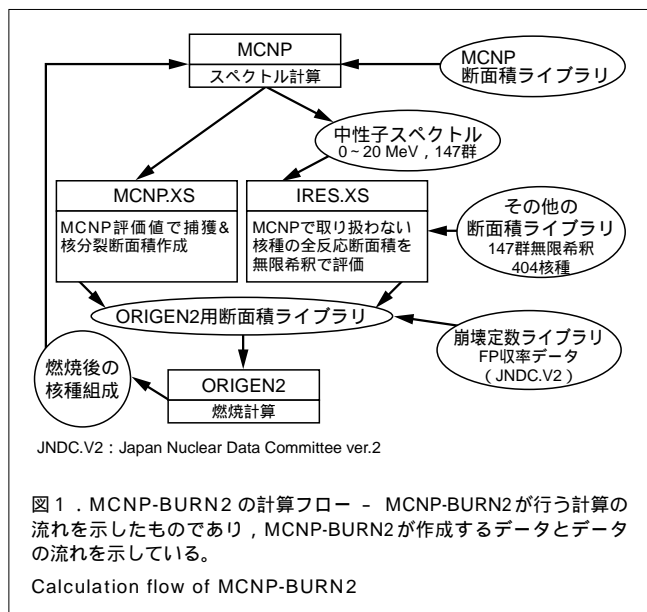
2 輸送・貯蔵容器の放射線安全評価技術の高度化

2.1 モンテカルロ燃焼計算システムの概要

2.1.1 モンテカルロ計算コード モンテカルロ計算コードは、実際の粒子(中性子や光子)の物質中における挙動を輸送方程式に基づき、計算機でシミュレートするコードである。すなわち粒子の方向、エネルギー及び行路長を確率分布に従う乱数を用いランダムに選び、次に、物質中で粒子が吸収、散乱などのどの相互作用を行うかを断面積データに基づく確率分布から乱数を用いランダムに決定する。その粒子が、計算対象領域の外にでるか、又は有意なエネルギーを持たなくなったときに追跡を終了する。一つの粒子の発生からこれに起因して生成される全粒子の追跡の終了までをモンテカルロ法ではヒストリーと呼ぶ。ものごとの挙動を、ある確率分布に基づき乱数を用いランダムに決める手法をモンテカルロ法と呼ぶので、モンテカルロ計算コードと呼

ばれている。モンテカルロ計算結果には必ず統計誤差が伴う。このため、必要な統計精度が得られるまで発生中性子数(ヒストリー数)を増加させる必要がある。これが、決定論的計算コードよりも計算時間が掛かる原因になっている。

2.1.2 モンテカルロ燃焼コード モンテカルロ燃焼コードは、MCNPにより計算した核種の反応率と中性子束から、ORIGEN2用1群断面積を作成し、燃焼計算を行い、燃焼後の核種組成を算出し、次ステップのMCNP入力を作成する。これを1ステップとし、燃焼ステップごとに、この操作を繰り返すものである。コードの流れを図1に示す。



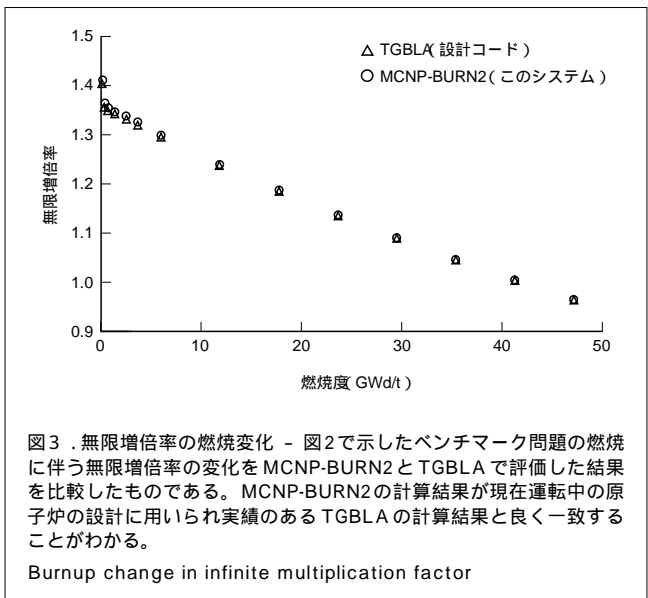
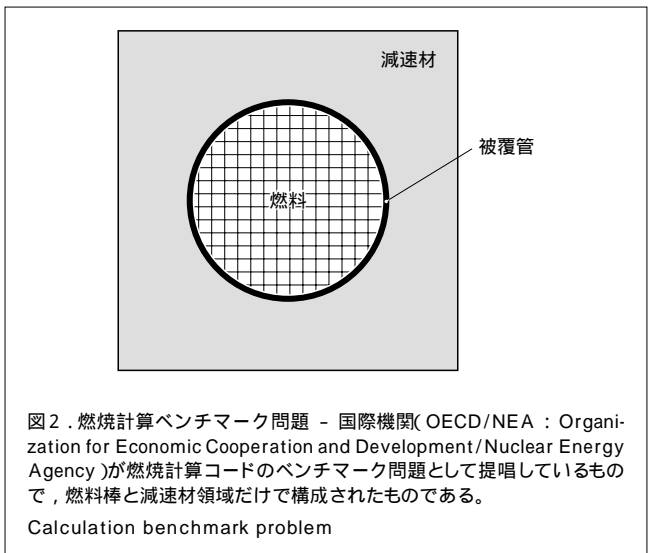
2.1.3 MCNPで反応率を計算する核種(初期値) 擬似FPなしでも十分な精度を得られるように、MCNPで明示的に取り扱う核種を設定した。取り扱う核種数については容易に変更することができる。

ORIGEN2では、このほかに約1,000核種を扱っているが、MCNPで明示的に取り扱う核種以外については、最新の核データライブラリ(JENDL-3.2(Japanese Evaluated Nuclear Data Library ver.3.2), ENDF/B-VI(Evaluated Nuclear Data File ver.B-VI), JEF-2.2(Joint Evaluation File ver.2.2), BROND-3(Biblioteka Rekomedovannykh Ocenennykh Nejtronnykh Danykh 3))から作成した無限希釈断面積ライブラリとMCNPで評価した中性子スペクトルを組み合わせ得られる1群断面積を使用する。

2.2 解析結果

図2に示した体系で、MCNP-BURN2(このシステム)と核設計コードTGBLAによる燃焼計算を行い、両者の比較を行った。無限増倍率の燃焼変化を図3に示す。MCNP-BURN2とTGBLAは良く一致していることがわかる。

また、海外MOX照射後試験プログラムで取得したデータ



を用い、PIE解析を行った。その結果MCNP-BURN2は実験結果を精度良く再現することを確認した。

3 RPV内放射線束分布計算手法の高度化

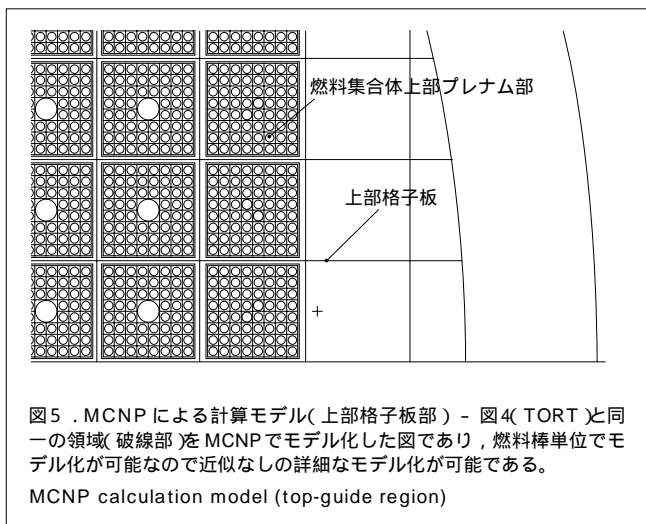
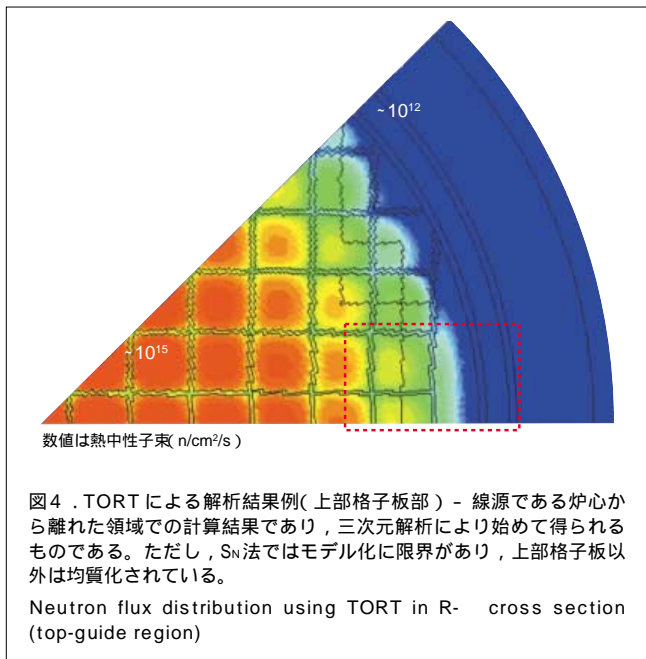
3.1 S_N法とMC法による解析の特徴

S_N法は解析結果を“分布”として得ることができるので、RPV内などの広範囲の放射線束分布を取り扱う解析においては有用であるが、空間、エネルギーなどを離散座標として扱うので、計算機資源に限度がある場合には計算体系などに限界があることになる。

一方、MC法では、原則として、幾何形状を実形状どおりモデル化できることを特徴とする一方、1粒子の発生から消滅までの物理現象を模擬することから、十分な粒子発生数(サンプリング数)を得るためには多大な計算時間を要する

ことになる。

図4はTORTを使用した解析結果例で,80万kWe級沸騰水型原子炉(BWR)の炉心上部に位置する上部格子板部のR(半径方向)(角度方向)断面での熱中性子束($E<0.4\text{eV}$)分布⁽⁵⁾⁽⁶⁾を示している。これは、R-Z(高さ方向)体系,中性子エネルギー群数26群を条件として約30Gバイトの計算機メモリ容量を確保して行われたものである。図5は同位置でのMCNPによる計算モデルであり,炉心を構成する燃料集合体が詳細にモデル化されている。



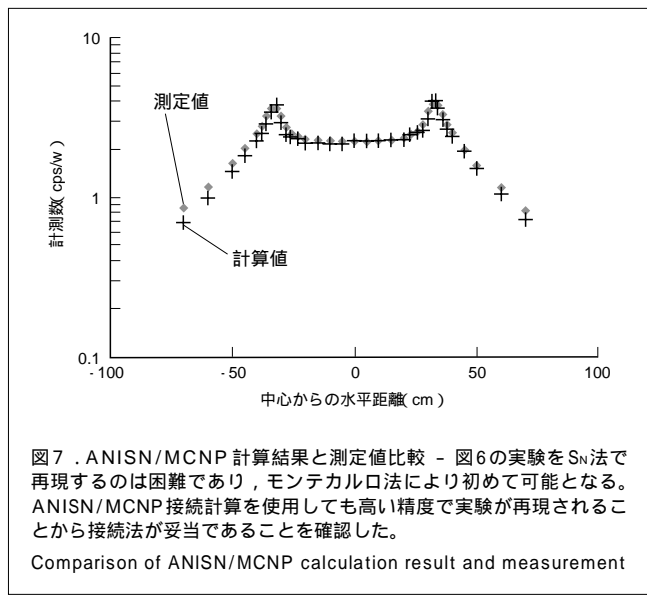
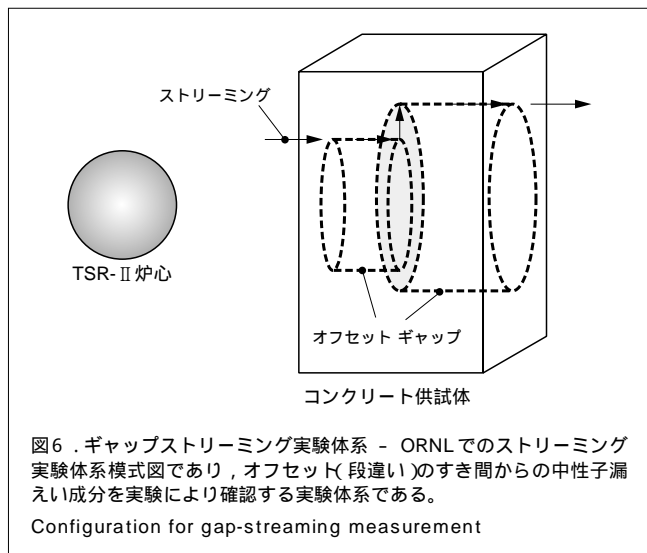
以上から,TORTにより炉心表面での必要な中性子角度束を得,これをMCNPの線源とする解析手法は,TORTにおける幾何形状の問題及びMCNPにおけるサンプリング数の問題を同時に解決する。

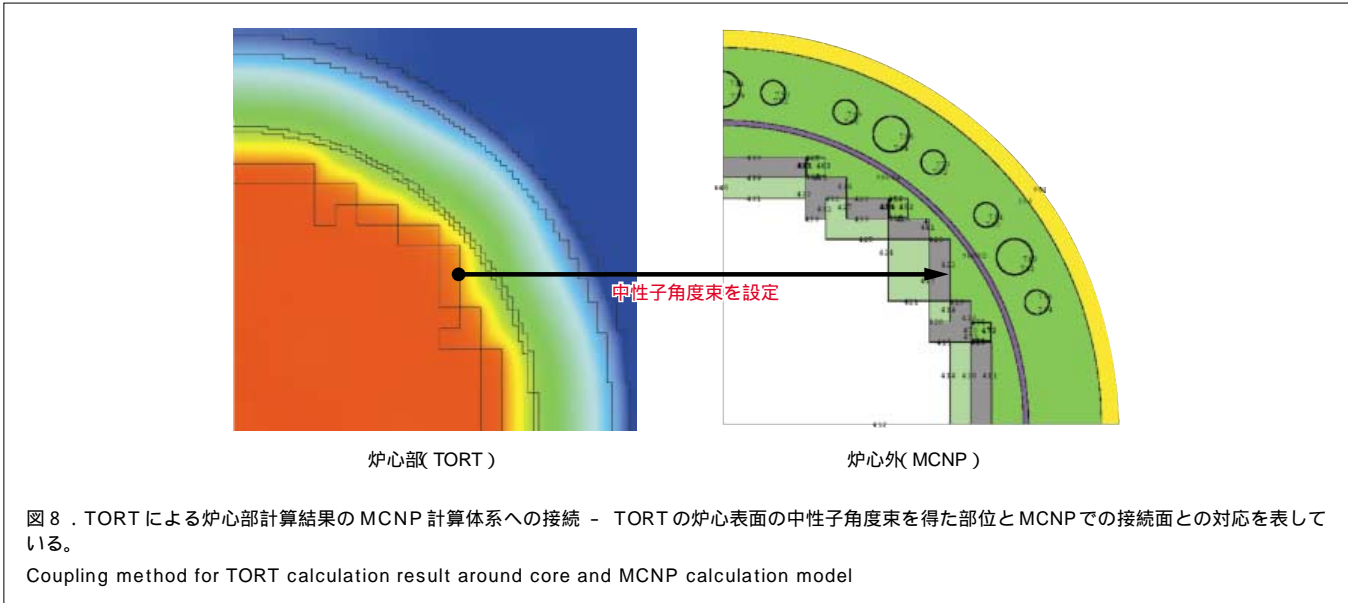
3.2 ANISN⁽⁷⁾/MCNPによる接続手法検討

TORT/MCNPを実機BWRに適用するに先立ち,S_N法の一つである一次元S_N法輸送計算コードANISNとMCNPとの接続手法を検討する。

3.2.1 実験体系 図6は米国オークリッジ国立研究所(ORNL)で実施されたストリーミング実験⁽⁸⁾の模式図である。この実験では,直径約90cmの球形炉(TSR-II)を線源としコンクリート供試体内に設置されたオフセット構造のすき間から漏れ出す中性子線(ギャップストリーミング)をボナボール検出器を使用して測定している。TSR-IIが球形であることからANISNを使用して炉表面の中性子線束を計算することが可能であり,これをモデル化した球形炉表面に設定することでMCNPによりストリーミング成分を計算する。

3.2.2 解析結果 図7は,ANSIN/MCNPによる計算値と測定値の比較結果であり,誤差15%で一致している。





水平距離 40 cm の位置にある二つのピークはストリーミングによる影響であり ANISN/MCNP でほぼ正確にこの効果を再現していることがわかる。

3.3 TORT/MCNP による RPV 内放射線束分布計算

3.3.1 BWR 炉心部の計算モデル 前章のとおり S_N

法と MC 法の接続法を確認できたので、一次元であった ANSIN を三次元である TORT へ拡張することで実機 BWR 炉心周りの計算を実施する。図8は、線源を計算する場合の TORT による計算結果⁽⁸⁾と接続面を含む MCNP の計算モデルの炉心中心面での断面を示している。TORT では、炉心だけを解析をすればよいことから、炉心外周の形状は正確に模擬しているがそれ以外は省略している。MCNP では、炉心部についてはモデル化する必要はないので、遮へい体として炉心外周部の燃料集合体のいくつかを模擬しているにすぎないが、炉心外については図5と同様にモデル化されている。

3.3.2 計算結果 前節で計算された中性子束を基に求めた ^{54}Mn と ^{60}Co の放射化放射線量計算値 (C) と測定値 (M) との比較 (C/M) を表1に示す。これらの核種は、 $^{54}\text{Fe} (n,p) ^{54}\text{Mn}$ と $^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$ により生成され、前者は高速中性子 ($E = 1\text{MeV}$) による反応であり、後者は主に熱中性子 ($E = 0.4\text{eV}$) の反応によって生成される。なお、表1に示す検討結果はシュラウド周りの実測値に関するものであり、角度はシュラウドの基準点からの角度を示すものである。また、TORT/MCNP での計算は線源部を除き Windows[®] (注1) パ

表1 . TORT/MCNP 計算結果と実測値との比較 (C/M)

Comparison of TORT/MCNP calculation result and measurement (C/M)

角度	コード	断面積	RPV側		炉心側		金属内	
			^{54}Mn	^{60}Co	^{54}Mn	^{60}Co	^{54}Mn	^{60}Co
244.5	TORT/MCNP	ENDF/B-IV	1.35	1.51	1.51	1.37	1.38	1.57
	TORT(90モデル)	-	1.50	0.59	1.37	1.35	1.42	1.29
229.5	TORT/MCNP	ENDF/B-IV	1.17	1.19	1.11	1.22	-	-
		JENDL-3.2	1.23	1.27	1.15	1.29	-	-
	TORT(90モデル)	-	1.46	0.98	1.30	1.26	-	-

ソコン (PC) Pentium[®] (注2) 4, 2.6 GHz) を使用し、229.5 ° の解析においては 2×10^8 ヒストリ、FSD (Fractional Standard Deviation) < 5% まで実施した。また、TORT 単体⁽⁴⁾ 及び TORT/MCNP の線源部の計算は、共に大型計算機を使用している。

表1は線源部に近いシュラウドを解析した結果であり、TORT 単体による解析に比べて格段に解析精度が向上すると予想される部位ではないので、TORT と同程度であったことから TORT/MCNP の接続計算手法が妥当であったことが確認できた。

また、RPV 側の熱群 (^{60}Co) が改善されている点は、群定数を使用する TORT 単体による計算と連続エネルギー構造の断面積を使用した TORT/MCNP による計算との差が優位に現れたものと考えられる。

4 モンテカルロ法適用の結果

4.1 輸送・貯蔵容器の放射線安全評価技術の高度化

(1) あらゆる問題に対応可能な並列化モンテカルロ燃焼

(注1) Windows は、米国 Microsoft Corporation の米国及びその他の国における登録商標。

(注2) Pentium は、米国又はその他の国における米国 Intel Corporation 又は子会社の登録商標又は商標。

計算システム MCNP-BURN2を開発し,その精度を検証した。

- (2) 固有値は従来設計コードとほぼ同等の精度があることを確認した。
- (3) PIE解析の結果,このシステムは使用済み燃料の組成評価に関し,十分な精度を備えていることを確認した。

4.2 RPV内放射線束分布計算手法の研究

RPV内三次元放射線束解析としてTORT/MCNP接続計算を実施した例は国内外になく,現状においては東芝独自の手法である。

ここで述べた解析精度は,TORT単体とTORT/MCNPとは同程度であるが,TORT/MCNPは次の点では非常に有効な解析手法であることを確認した。

- (1) MCNPでの線源部は,TORTによりすべての中性子角度束を得ているので,線源部分の詳細なモデル化が不要であるとともにサンプリングにおける再計算は不要である。
- (2) 大型計算機でのみ可能であったRPV内放射線束三次元解析がPCで実施可能となった。
- (3) S_N 法と異なり,物質組成ごとに群定数を作成し直す必要はないので,物質組成などについてのパラメータサーベイが容易である。

5 あとがき

使用済み燃料の輸送・貯蔵に関するアクチニド核種と核分裂生成物核種評価及び沸騰水型原子炉の压力容器内放射線束分布解析にモンテカルロ法を導入し,解析評価手法の高度化を図ることができた。

今後は,設計の高度化と合理化に活用していくとともに,更なる向上を図っていく。

文献

- (1) W.A.Rhoades,D.B.Simpson. The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code (TORT Version 3). ORNL/TM-13221. October, 1997.
- (2) Judith F. Briesmeister. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. LA-13709-M. March,2000.
- (3) A. G. Croff. ORIGEN2-Isotope Generation and Depletion Code-. ORNL/TM715. July, 1980.
- (4) Ando, Y., et al. "Development and Verification of Mont Carlo Burn-up Calculation System". ICNC2003 (To be published).
- (5) Kurosawa, M., et al. "Reliable Estimation of Neutron Flux in BWR Reactor Vessel using the TORT code, (2) Application to Neutron and Gamma Flux Estimation". Proceedings of the 9th International Conference on Nuclear Engineering. Nice. France, April 8-12,2001.
- (6) Tsukiyama, T., et al. "Benchmark Validation of TORT code using KKM measurement and its Application to 800MWe BWR". Proceedings of 11th International Symposium On Reactor Dosimetry (ISR11). Brussels, Belgium, August 18-23, 2002, (To be published in World Scientific Publication).
- (7) W.W.Engle,Jr. ANISN,A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering. K-1693. March 1967.
- (8) Maerker, R. E., et al. "Measurements and Calculations of the ORNL CRBR Upper Axial Shield Experiment". ORNL-5259, 1977.



櫻井 俊吾 SAKURAI Shungo

電力・社会システム社 原子力事業部 礫子エンジニアリングセンター 原子力システム設計部主務。将来炉並びにバックエンド関連技術開発に従事。日本原子力学会会員。Isogo Nuclear Engineering Center



黒澤 正彦 KUROSAWA Masahiko

電力・社会システム社 原子力事業部 礫子エンジニアリングセンター 原子力システム設計部主務。再処理施設遮蔽設計及び原子炉压力容器内外照射量解析業務に従事。日本原子力学会会員。Isogo Nuclear Engineering Center



浜田 潤 HAMADA Jun

電力・社会システム社 原子力事業部 礫子エンジニアリングセンター 原子力システム設計部グループ長。将来炉並びにバックエンド関連技術開発に従事。Isogo Nuclear Engineering Center