

Predictive Analysis of the Radiation Exposure for the Primary Cooling System of the Rated Power Operation of MONJU

メタデータ	言語: jpn 出版者: 公開日: 2012-12-20 キーワード (Ja): キーワード (En): 作成者: 松尾, 陽一郎, 長谷川, 正憲, 前川, 嘉治, 宮原, 信哉, MATSUO, Youichirou, HASEGAWA, Masanori, MAEGAWA, Yoshiharu, MIYAHARA, Shinya メールアドレス: 所属:
URL	http://hdl.handle.net/10098/6962

「もんじゅ」定格運転での1次冷却系の放射線被ばく線量の予測解析

松尾 陽一郎*^{1,†}, 長谷川 正憲*², 前川 嘉治*², 宮原 信哉*^{1,††}

(2011年5月22日受理)

(2011年11月21日再受理)

Predictive Analysis of the Radiation Exposure for the Primary Cooling System of the Rated Power Operation of MONJU

Youichirou MATUO,*^{1,†} Masanori HASEGAWA,*² Yoshiharu MAEGAWA*² and Shinya MIYAHARA*^{1,††}

Radioactive corrosion products (CP) are main source of personal radiation exposure during maintenance without fuel-failure accident in the Liquid-Metal Fast Breeder Reactor (LMFBR) plants. In order to establish the techniques of radiation dose estimation for personnel, program system “DORE” has been developed. The DORE system is constructed by PSYCHE code and QAD code system. The density of each deposited CP of primary coolant system in MONJU was estimated by using the PSYCHE. Moreover, the QAD-CGGP2R code is applied to dose rate calculations for the primary coolant system in MONJU. The dose rate around primary piping system was visualized using AVS software. The predicted values were estimated to be saturated at 2–3 mSv/h in twenty years after the start of operation, and the dose rate reaches 4 mSv/h in domains near the IHX and the cold-leg piping. It has been assumed that the main radiation source is ⁵⁴Mn in the IHX, primary pump and cold-leg piping region. On the other hand, it was indicated that the contribution to dose rate of the ⁶⁰Co accounted for approximately 23% in the hot-leg piping region.

KEY WORDS: Fast Breeder Reactor, radiation exposure, radioactive corrosion products, primary cooling system, MONJU.

I 緒 論

原子力施設での職業的放射線被ばくは、計画的、および緊急的な保修作業または安全上の改善の作業によってもたらされる。“原子放射線の影響に関する国連科学委員会 (UNSCEAR)”によって、世界全体の商用・研究炉での5年間の放射線作業従事者の被ばく量の統計データがまとめられており、モニターされた作業員に対する平均年実効線量は1974–1979年では3.5 mSv (母集団約30万人)、1990–1994年では1.3 mSv (母集団約50万

人)となっている¹⁾。平均被ばく量が減少傾向にあるのは、適切な放射線安全管理がなされていることの証左である。一方で、放射線防護に関するICRP勧告 (ICRP Publ. 60)²⁾は、原子力発電所での放射線被ばくのさらなる抑制を要求している。このような背景から、今後も放射線被ばく量の評価法の高度化が望まれている。

わが国が現在開発している高速増殖炉 (FBR) では、燃料破損を含まない通常運転での作業員の被ばくの主要な放射線源は放射性的腐食生成物 (Corrosion Products: CP) である。高速増殖実験炉「常陽」の実績から見て、重要なCPはガンマ線放出核種の⁵⁴Mnと⁶⁰Coである^{3,4)}。高速炉におけるCP挙動を評価するために、日本原子力研究開発機構 (JAEA) により Program SYstem for Corrosion Hazard Evaluation code: PSYCHE コードが開発され⁵⁾、遮蔽計算コード QAD-CGGP2R と連動することにより計算結果の線量率マップの可視化を容易にした高速炉保修線量評価システム DOse Rate Estimation System

*¹ (独) 日本原子力研究開発機構 FBR プラント工学研究センター: 福井県敦賀市白木1 (〒919-1279)
FBR Plant Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency; Shiraki, Tsuruga, Fukui 919-1279, Japan.

*² (独) 日本原子力研究開発機構高速増殖炉研究開発センター: 福井県敦賀市白木2-1 (〒919-1279)
Fast Breeder Reactor Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency; 2-1 Shiraki, Tsuruga, Fukui 919-1279, Japan.

† 福井大学附属国際原子力工学研究所特別研究員

†† 福井大学附属国際原子力工学研究所客員教授

for FBR Maintenance: DORE が構築されている⁶⁾。

本論文ではDOREシステムを用い、高速増殖原型炉「もんじゅ」での約20年間の定格運転による1次冷却系配管・機器の表面線量率、そして1次冷却系室空間線量率の予測解析を行った。また、予測解析結果に対し、すでに測定データの蓄積がある高速実験炉「常陽」との比較を行った。

II 研究方法

1. DORE システムの概要

DORE システムによる線量率分布解析の手順を Fig. 1 に示す。CP 挙動解析コード PSYCHE により、1次冷却系配管・機器での放射線源分布を計算し、線源分布表を作成し、次に遮蔽計算コード QAD-CGGP2R による線量率変換ライブラリの計算を行った。ここで線量率変換ライブラリの計算のために、計算核種のガンマ線エネルギー群、それに対応した照射線量率換算係数、単位ガンマ線強度を QAD-CGGP2R コードデータとして入力した。評価体系（1次冷却系配管・機器、遮蔽体、空間）の幾何形状データは、3DStudioMAX で作成した。次に、QAD-CGGP2R コードにより作成された線量率変換ライブラリ、および線源分布表を用い、線量率編集コード QADLIST により線量率マップデータを編集した。

2. 計算方法

2.1 CP 線源分布表の作成

CP 線源分布表の作成のために、PSYCHE コード

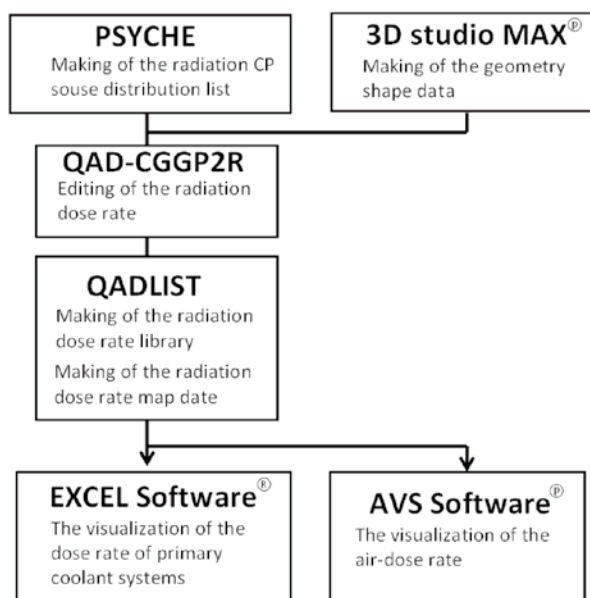


Fig. 1 Analytical procedure of DORE systems.

(Ver.10) を用いた。PSYCHE コードは、過去に「常陽」体系について検証が行われており、計算値 (Calculated) / 測定値 (Experimentally observed) (= C/E) が 0.5–2.0 の範囲内に収まることが報告されている⁷⁾。

解析対象の「もんじゅ」(714 MWt) の主ナトリウム冷却系は、3つの冷却ループと3つのオーバーフロー／純化系により構成される。主な冷却系回路は、炉心からの高温のナトリウムが流れるホットレグ配管 (HL)、中間熱交換器 (IHX)、オーバーフローカラム (O/F C) を附属する1次系ポンプ (PP)、IHX から PP までのコールドレグ配管 (CL(1)) および炉心へと戻るコールドレグ配管 (CL(2) および CL(3)) である。PSYCHE コードによる計算のための「もんじゅ」1次冷却系の計算体系を Fig. 2 に示す。また、計算領域の記号と配管・機器名称の対応を Table 1 に示す。計算のための1次冷却系配管・機器の領域分割は26である。著者らは過去に「もんじゅ」1次冷却系配管・機器の放射能の表面密度 (Bq/cm²) を PSYCHE コードにより計算し、別報にて報告した⁸⁾。本論文ではこの報告をもとに CP 線源分布表を作成した。主要な冷却系領域についての CP 線源分布表を Table 2 に示す。CP 線源分布表の作成のための計算方法および方程式等に関しては別報⁹⁾にて詳述した。

2.2 計算条件

1次冷却系配管・機器の表面線量率および1次冷却系室の空間線量率の出力時点は、運転開始後約3年の945 EFPD (Effective Full Power Days, 全出力換算日数)、同約5年の2,060 EFPD、同約10年の4,365 EFPD、同約20年の8,053 EFPDとした。「もんじゅ」の運転スケジュール-原子炉出力を Fig. 3 に示す。「もんじゅ」の運転スケジュール-原子炉出力は現在予定されているもので、(独)日本原子力研究開発機構 (JAEA) の報告書⁹⁾を参照した。

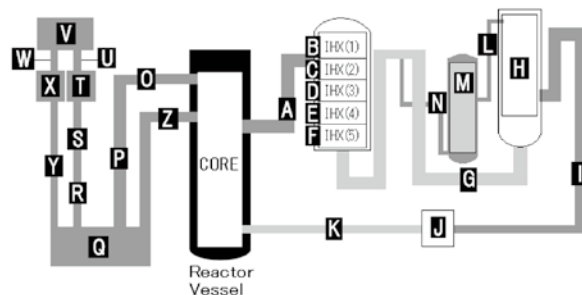


Fig. 2 Schematic diagram of MONJU primary coolant systems.

Table 1 Region segmentation for calculation of CP (Corrosion Products) source distribution in MONJU.

Symbol	Region
A	HL: Hot-Leg
B	IHX(1): Intermediate Heat Exchanger(1)
C	IHX(2): Intermediate Heat Exchanger(2)
D	IHX(3): Intermediate Heat Exchanger(3)
E	IHX(4): Intermediate Heat Exchanger(4)
F	IHX(5): Intermediate Heat Exchanger(5)
G	CL(1): Cold-Leg(1)
H	PP: Primary Pump
I	CL(2): Cold-Leg(2)
J	CV: Check Valve
K	CL(3): Cold-Leg(3)
L	PP – O/F C: Primary Pump – Over Flow Column
M	O/F C: Over Flow Column
N	O/F C – CL(1): Over Flow Column – Cold-Leg(1)
O	R/V – O/F TANK(1): Reactor Vessel – Over Flow Tank(1)
P	R/V – O/F TANK(2): Reactor Vessel – Over Flow Tank(2)
Q	O/F T: Over Flow Tank
R	O/F T – C/T ECO.(A) (1): Over Flow Tank – Cold-Trap Economizer (A) (1)
S	O/F T – C/T ECO.(A) (2): Over Flow Tank – Cold-Trap Economizer (A) (2)
T	C/T ECO.(A): Cold-Trap Economizer (A)
U	C/T ECO.(A) – C/T: Cold-Trap Economizer (A) – Cold-Trap
V	C/T: Cold-Trap
W	C/T – C/T ECO.(B): Cold-Trap – Cold-Trap Economizer (B)
X	C/T ECO. (B): Cold-Trap Economizer (B)
Y	C/T ECO.(B) – O/F T: Cold-Trap Economizer (B) – Over Flow Tank
Z	O/F T – R/V: Over Flow Tank – Reactor Vessel

2.3 線量率ライブラリの作成

QAD-CGGP2R コードにより、単位面積線源 (37 kBq/cm²) もしくは単位体積線源 (37 kBq/cm³) を与えた場合の、線量率マップ可視化用メッシュ格子点での線量率を計算し、線量率ライブラリを作成した。冷却系配管・機器の幾何形状モデルは、過去に報告⁶⁾されたものを用いた。ライブラリ作成のための CP 核種のガンマ線エネルギー

は、0.0–0.5, 0.6–1.0, 1.1–2.0, 2.1–3.0 MeV の 4 群に分類した。0.0–3.0 MeV の範囲での質量吸収係数は、各元素について 0.5, 1.0, 1.5, 2.5 MeV に対するデータを保有しているため、代表エネルギーをそれぞれ 0.5, 1.0, 1.5, 2.5 MeV としてガンマ線フルエンス率と照射線量率変換係数を与えた。ガンマ線フルエンス率と照射線量率変換係数を **Table 3** に示す。

QAD-CGGP2R コードは、点減衰核法により遮蔽領域を含む構成各領域でのガンマ線の透過計算を行う。評価点での線量率は、広がりを持った線源の場合、それぞれのエネルギー群のガンマ線に対して線源体積の積分となる。等方線源からの放射光子 S (単位時間, 単位体積当たりのエネルギー E) による、任意の評価点での線量率 D は次式で表される。

$$D(E, \vec{r}) = K \int_V \frac{S(E, \vec{r}') B(E, \mu |\vec{r} - \vec{r}'|) \exp(-\mu |\vec{r} - \vec{r}'|)}{4\pi |\vec{r} - \vec{r}'|^2} dV \quad (1)$$

ここで

\vec{r} : 線量率評価点位置座標

\vec{r}' : 線源の体積中心座標

V : 線源領域体積

μ : エネルギー E の減衰係数の合計

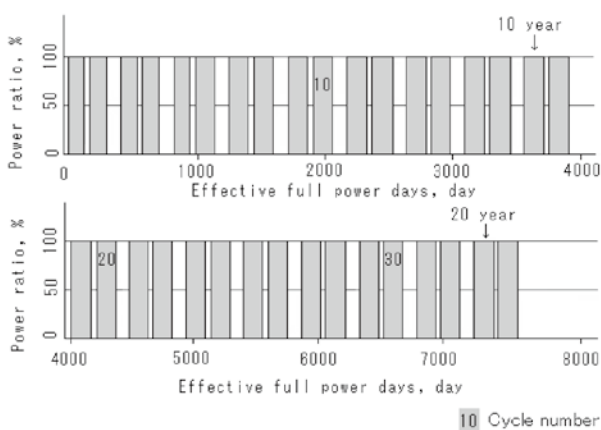
**Fig. 3** Schedule of rated power operation of MONJU.

Table 2 List of CP source distribution of MONJU primary coolant systems.⁸⁾

		Deposition density in primary loop (Bq/cm ²)			
EFPD*		945	2,060	4,365	8,053
⁵⁴ Mn	Region				
	HL	7.60 × 10 ⁴	8.75 × 10 ⁴	8.70 × 10 ⁴	7.72 × 10 ⁴
	IHX(1)	5.31 × 10 ⁴	6.11 × 10 ⁴	6.08 × 10 ⁴	5.40 × 10 ⁴
	CL(1)	1.21 × 10 ⁵	1.55 × 10 ⁵	1.56 × 10 ⁵	1.38 × 10 ⁵
	PP	2.14 × 10 ⁵	2.74 × 10 ⁵	2.76 × 10 ⁵	2.45 × 10 ⁵
	CL(2)	2.12 × 10 ⁵	2.71 × 10 ⁵	2.73 × 10 ⁵	2.43 × 10 ⁵
	CL(3)	2.12 × 10 ⁵	2.71 × 10 ⁵	2.73 × 10 ⁵	2.42 × 10 ⁵
	PP-O/F C	2.04 × 10 ⁵	2.61 × 10 ⁵	2.63 × 10 ⁵	2.34 × 10 ⁴
	O/F C	1.08 × 10 ⁵	1.38 × 10 ⁴	1.39 × 10 ⁵	1.24 × 10 ⁴

		Deposition density in primary loop (Bq/cm ²)			
EFPD*		945	2,060	4,365	8,053
⁵⁸ Co	Region				
	HL	1.35 × 10 ³	1.28 × 10 ³	1.28 × 10 ³	2.57 × 10 ⁴
	IHX(1)	7.31 × 10 ²	6.96 × 10 ²	6.97 × 10 ²	1.40 × 10 ⁴
	CL1(1)	3.65 × 10 ²	3.48 × 10 ²	3.48 × 10 ²	6.98 × 10 ³
	PP	7.28 × 10 ²	6.94 × 10 ²	6.95 × 10 ²	1.39 × 10 ⁴
	CL(2)	5.41 × 10 ²	5.16 × 10 ²	5.16 × 10 ²	1.03 × 10 ⁴
	CL(3)	5.31 × 10 ²	5.06 × 10 ²	5.06 × 10 ²	1.01 × 10 ⁴
	PP-O/F C	2.75 × 10 ²	2.63 × 10 ¹	2.63 × 10 ²	5.26 × 10 ²
	O/F C	2.12 × 10 ¹	2.02 × 10 ⁰	2.03 × 10 ¹	4.06 × 10 ¹

		Deposition density in primary loop (Bq/cm ²)			
EFPD*		945	2,060	4,365	8,053
⁶⁰ Co	Region				
	HL	1.01 × 10 ⁴	1.66 × 10 ⁴	2.03 × 10 ⁴	1.97 × 10 ⁴
	IHX(1)	5.99 × 10 ³	1.02 × 10 ⁴	1.56 × 10 ⁴	1.24 × 10 ⁴
	CL(1)	4.43 × 10 ³	9.76 × 10 ³	1.60 × 10 ⁴	1.87 × 10 ⁴
	PP	1.05 × 10 ⁴	2.03 × 10 ⁴	3.33 × 10 ⁴	3.89 × 10 ⁴
	CL(2)	6.91 × 10 ³	1.52 × 10 ⁴	2.50 × 10 ⁴	2.91 × 10 ⁴
	CL(3)	6.78 × 10 ³	1.50 × 10 ⁴	2.45 × 10 ⁴	2.86 × 10 ⁴
	PP-O/F C	3.56 × 10 ³	7.86 × 10 ²	1.29 × 10 ⁴	1.50 × 10 ³
	O/F C	2.78 × 10 ²	6.14 × 10 ¹	1.01 × 10 ³	1.17 × 10 ²

*EFPD: Effective Full Power Days

Table 3 Conversion coefficient for gamma-ray dose rate per gamma-ray fluence rate.

Energy group (MeV)	Representative energy (MeV)	Gamma-ray fluence rate (γ/cm ² ·s) or (γ/cm ³ ·s)	Conversion coefficient (C/kg·h)/(γ/cm ² ·s)
0.0-0.5	0.5	1.0	2.52 × 10 ⁻¹⁰
0.6-1.0	1.0	1.0	4.72 × 10 ⁻¹¹
1.1-2.0	1.5	1.0	6.50 × 10 ⁻¹²
2.1-3.0	2.5	1.0	9.24 × 10 ⁻¹³

$|\bar{r}-\bar{r}'|$: 線源から評価点までの距離

$B(\mu|\bar{r}-\bar{r}'|, E)$: 線量ビルドアップ係数

K : フラックスから線量率への変換係数

である。ビルドアップ係数は米国の標準データ¹⁰⁾をGP近似式中に用いた。

なお、QAD-CGGP2Rの点減衰核法では、ガンマ線の後方散乱を取り扱わないため、1次冷却系室の壁側、天

井、床は生体遮蔽モデルの対象としなかった。

2.4 線量率マップの可視化

線量率マップ可視化のために必要な線量率マップデータは、QAD-CGGP2Rコードにより得られた線量率変換ライブラリ、および線源分布表から、線量率編集コードQADLISTにより作成した。QADLISTによる計算での「もんじゅ」1次冷却系配管・機器の表面線量率の評価点は

22箇所とした。評価点の位置を Fig. 4 に示し、評価点番号と配管・機器名称の対応を Table 4 に示す。配管での評価点の表面線量率は、配管の周方向の4点の平均値とした。また、中間熱交換機、ポンプ、オーバーフローカラムなどの機器の表面線量率は、機器の表面を5cm間隔に分割し、その平均値とした。空間線量率は、マップ可視化データを用い、AVS/Express ソフトウェアにて3次元的可視化を行った。

III 結 果

1. 「もんじゅ」1次冷却系配管・機器の表面線量率予測計算結果

「もんじゅ」1次冷却系配管・機器の表面線量率予測

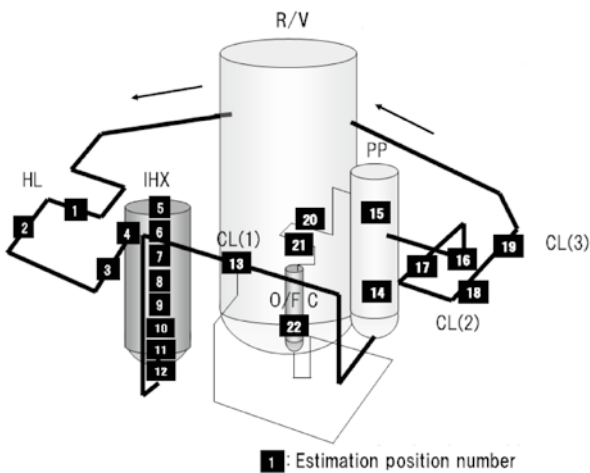


Fig. 4 Estimation position number for gamma-ray dose rate of MONJU primary coolant systems.

を Fig. 5 に示す。主要な冷却系各領域での運転経過約10年後(4,365 EFPD)の表面線量率は、HLで1.0 mSv/h、CL(1)で2.0 mSv/h、CL(2)では4.0 mSv/h以上と予測された。すなわち、コールドレグ配管など冷却系の下流側は、ホットレグ配管と比較して、表面線量率が高くなる傾向にあるといえる。また、「もんじゅ」での線量率は、運転開始から約10年で飽和に達すると予測された。

続いて、主要な冷却系領域での核種別の表面線量率予測結果を Table 5 に示す。ここでは代表として運転開始後約10年での予測結果のみを抜粋した。⁵⁴Mnによる線量率への寄与は、考慮した全核種に起因する全体の線量率に占める割合の約90%となることが示された。これはSUS316で構成される燃料被覆管の放射化により生成した⁵⁴Mnが生成するCP核種の大部分を占め、結果として⁵⁴Mnの沈着量が他の核種と比較して高くなるため、また⁵⁴Mnの壊変定数が大きいためである。一方、⁶⁰Coは、HL領域において全体の線量率に占める割合が23%に達した。⁵⁸Coは、⁵⁸Co自体の半減期が短いこと(T_{1/2} = 70.9d)

Table 4 List of estimation position numbers for CP deposits and regions of MONJU primary coolant systems.

Estimation position number	Region
1-4	HL
5-12	IHX(1)-(5)
13	CL(1)
14-15	PP
16-18	CL(2)
19	CL(3)
20-21	PP-O/F C
22	O/F C

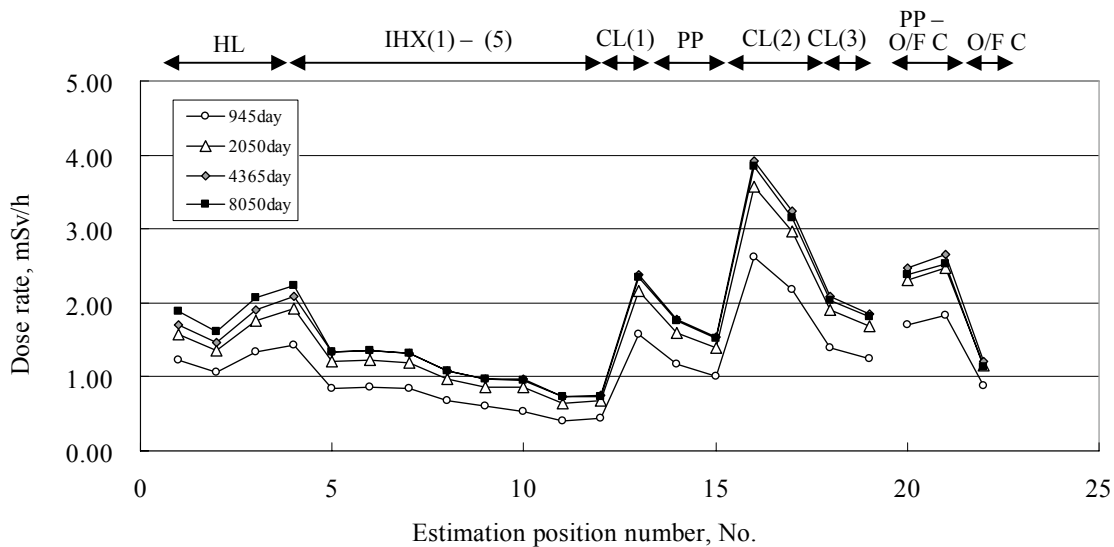


Fig. 5 Calculated gamma-ray dose rate of MONJU primary coolant systems.

と、 ^{58}Co の消滅断面積が大きいという特徴を持っている。また ^{58}Co は ^{58}Ni (n,p) ^{58}Co 反応で生成するが、 ^{58}Ni は材質からナトリウム冷却材中へ溶出しやすい性質がある¹¹⁾。すなわち、運転経過に伴って ^{58}Co の生成に関与する ^{58}Ni の炉心構造材内での濃度が減少し、かつ ^{58}Co の半減期が短いために蓄積せず、結果として ^{58}Co の線量率への寄与は低くなると考えられる。

過去に報告¹²⁾された「常陽」1次冷却系での第3回から第10回までの定期検査の表面線量率をFig. 6に、また「常陽」での表面線量率測定での評価点の位置をFig. 7に示す。「常陽」1次冷却系では、冷却系下流域において線量率が高くなる傾向が確認できる。例えば「常陽」での第10回定期検査（運転開始約10年後に相当）での表面線量率の測定値の平均は、HLで0.5 mSv/h、CL(1)で0.6 mSv/h、CL(2)で1.0 mSv/hであり¹²⁾、今回

の「もんじゅ」1次冷却系での予測解析結果の傾向と一致する。Fig. 6に示した「常陽」測定値では、原子炉出口と入口で強い立ち上がりが見られるが、これは原子炉内部からのガンマ線のストリーミングが存在するためである。「常陽」での主要な冷却系領域での核種別の存在比については、 ^{54}Mn が主体的であり、沈着量は ^{60}Co の約10倍となると報告されている。今回の「もんじゅ」の計算結果もこれに一致し、「常陽」と「もんじゅ」ともに主要なCP核種は ^{54}Mn であるといえる。

2. 「もんじゅ」1次冷却系室空間線量率予測計算結果

CL(1)の配管が位置するレベルでの空間線量率の俯瞰図をFig. 8に示す。また、CL(1)の配管が位置するレベルでの空間線量率の断面図をFig. 9に示す。線量率分布について、赤色で示された部分が線量率が4.0 mSv/h以

Table 5 Calculated results for surface dose rate of MONJU primary coolant systems.

Region	^{54}Mn	^{60}Co	^{58}Co	Total
	($\mu\text{Sv/h}$ [%])	($\mu\text{Sv/h}$ [%])	($\mu\text{Sv/h}$ [%])	($\mu\text{Sv/h}$ [%])
HL	1,108.2 [76.4%]	334.4 [23.1%]	7.5 [0.5%]	1,450.1 [100.0%]
IHX(1)	779.0 [85.1%]	135.5 [14.8%]	1.2 [0.1%]	915.7 [100.0%]
CL1	1,883.0 [87.3%]	271.5 [12.6%]	2.4 [0.1%]	2,156.9 [100.0%]
PP	1,246.0 [85.7%]	206.6 [14.2%]	1.4 [0.1%]	1,454.0 [100.0%]
CL(2)	2,426.1 [88.1%]	324.8 [11.8%]	2.6 [0.1%]	2,753.4 [100.0%]
CL(3)	1,449.3 [87.8%]	199.0 [12.1%]	1.5 [0.1%]	1,649.8 [100.0%]
PP-O/F C	2,144.3 [91.1%]	209.1 [8.9%]	1.6 [0.1%]	2,355.0 [100.0%]
O/F C	1,074.2 [93.8%]	70.8 [6.2%]	0.5 [0.1%]	1,145.5 [100.0%]

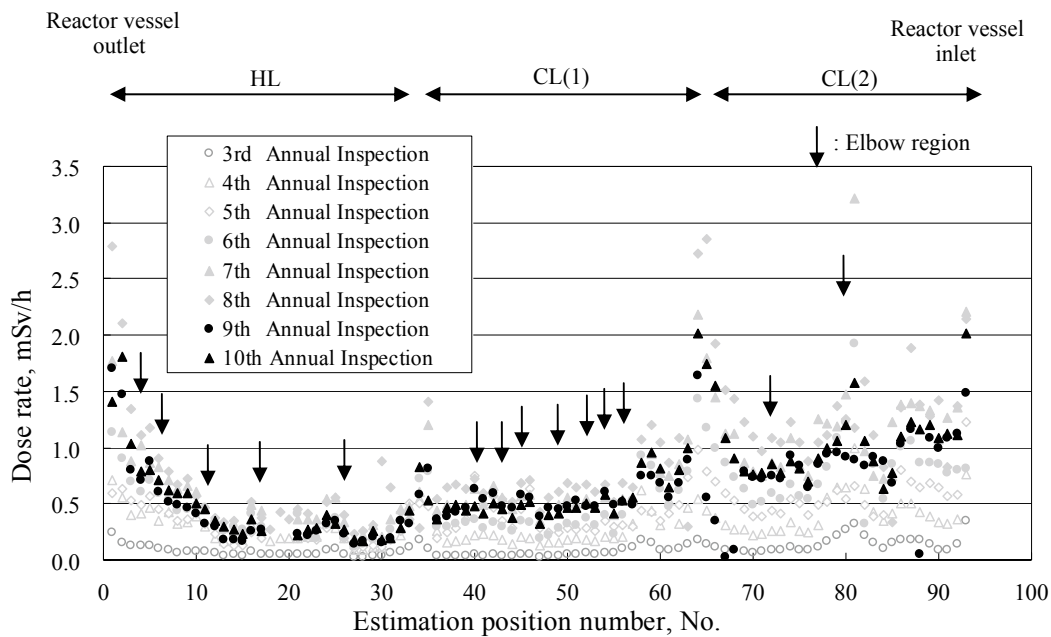


Fig. 6 Measured gamma-ray dose rate of JOYO primary coolant systems.¹³⁾

上となる領域である。運転開始約 20 年で、冷却系下流域である CL(2) 周辺での空間線量率は 2.0 mSv/h 以上となった。これは高い表面線源密度を持つコールドレグ配管が隣接しているためであると考えられる。特に CL(2) の一部の領域では、局所的に空間線量率が 4.0 mSv/h を超えると見積もられた。ホットレグ配管, IHX では 1.0–2.0 mSv/h 程度で飽和すると見積もられる。CL(1) へ至る作業用通路は CL(1) の直下にしか存在せず、保守点検時の被ばく線量の推定のためには CL(1) の下方側の空間線量率分布が重要となる。Fig. 9 から、CL(1) の下側の線量率は、ガードベッセルの上端から上方 (Fig. 9 中の B) では 2.0 mSv/h 程度で飽和すると見積もられた。ガードベッセルの上端から下方 (Fig. 9 中の C) では 1.0 mSv/h 以下となり、これはガードベッセルの遮蔽効果により、IHX および PP からの線量が抑制されたためであると考えられる。

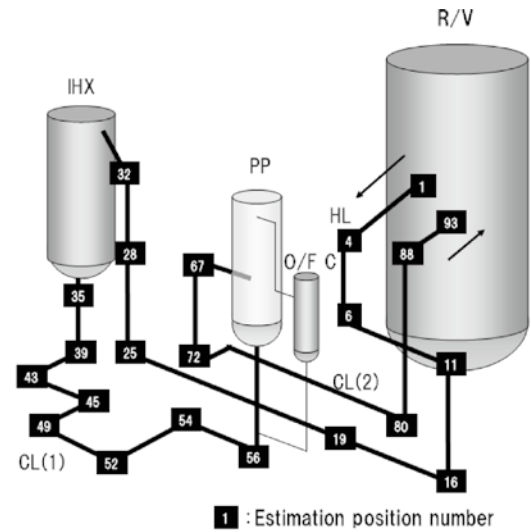


Fig. 7 Estimation position number for CP deposits of JOYO primary coolant systems.¹³⁾

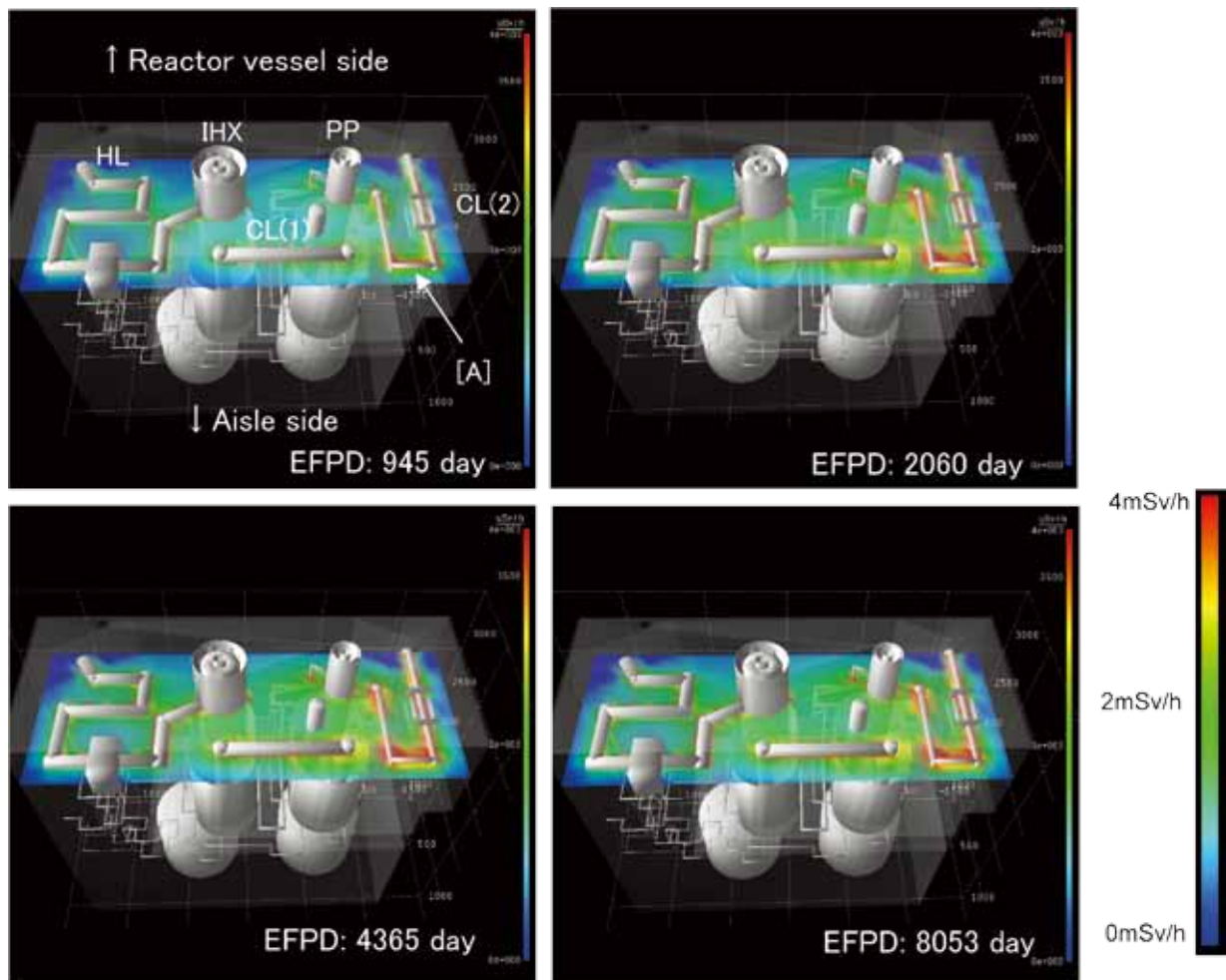


Fig.8 Top view of calculated gamma-ray dose rate of MONJU primary coolant systems.

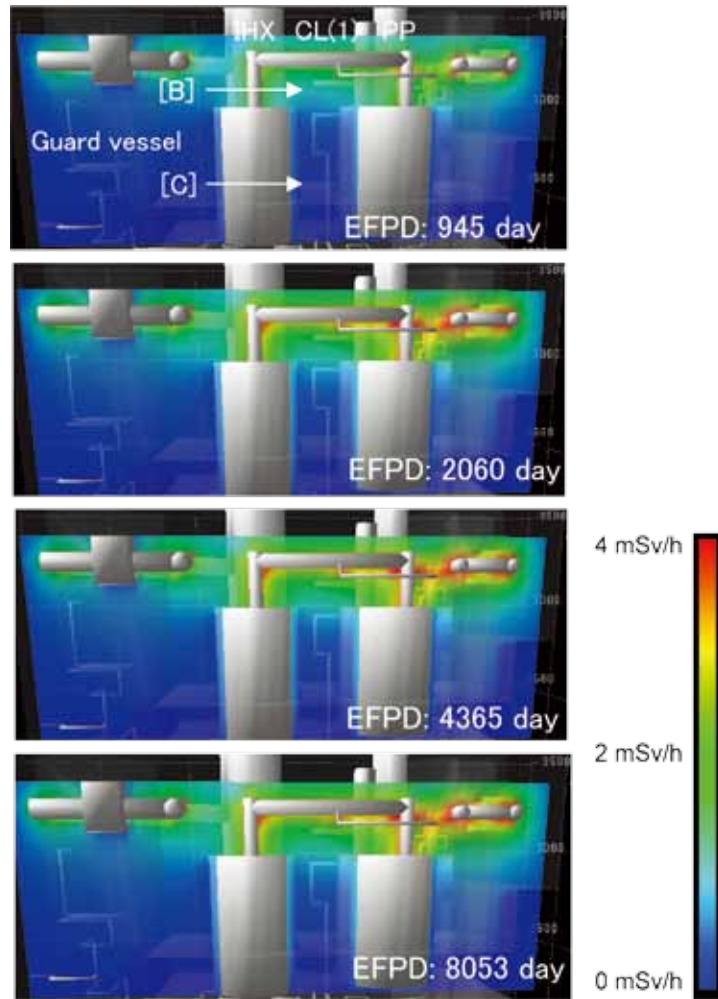


Fig.9 Cross-sectional view of calculated gamma-ray dose rate of MONJU primary coolant systems.

IV 考 察

1. 「もんじゅ」1次冷却系配管・機器の表面線量率予測計算結果

「もんじゅ」1次冷却系配管・機器の表面線量率予測から、コールドレグ配管、およびオーバーフローカラムなど冷却系の下流側は、ホットレグ配管と比較して、表面線量率が高くなる傾向が確認された。過去に報告された「常陽」1次冷却系についても、冷却系下流域で線量率が高くなる傾向が確認できた。

「常陽」「もんじゅ」でのCL(2)、およびオーバーフローカラム表面で線量率が比較的高くなることについては、冷却材の流速により説明できる。「もんじゅ」の場合、コールドレグ配管より下流側であるCL(2)での冷却材流速は6.1 m/sであり、HL (3.5 m/s) や IHX (0.8 m/s), CL(1) (3.4 m/s) と比較して高く、流速に依存してCPの沈着量が上昇する効果が現れたものであると考えられ

る。PSYCHEによるCP移行挙動計算に用いられている溶解-析出モデルでは、CP移行の総括物質移行係数 K は、

$$K = \frac{k \cdot k_d}{k + k_d} \quad (2)$$

と表される⁶⁾。 k はナトリウム境膜中の物質移行係数で、トレイバルの式を用いている¹³⁾。 k は、

$$k = 0.023 Re^{0.83} Sc^{1/3} D/d \quad (3)$$

と与えられる。ここで Re : レイノルズ数, Sc : シュミット数, D : Na中の核種の拡散係数 [cm²/s] である。 d は流路の等価直径 [cm], k_d はCP沈着反応の速度定数である。なお、Mnの k_d はアレニウス型の式、

$$k = 5.05 \times 10^{-3} \exp\left(\frac{3.46}{RT}\right) \quad (4)$$

として与えられる⁵⁾。ナトリウム冷却材が高温となる領域では、 $k_d \ll k$ となり、式(2)より $K = k_d$ であり、界面反応律速すなわち鋼材への拡散沈着が主体となる⁷⁾。

一方、ナトリウム冷却材が低温となる領域では境膜拡散律速となり、表面への析出沈着が主体となる。また、 Co はナトリウム冷却材温度に拠らず $k_d \gg k$ となり、式(2)より $K=k$ であり、境膜拡散律速すなわち表面への析出沈着が主体となる。 ^{54}Mn , ^{60}Co ともに、ナトリウム冷却材が低温の場合は境膜拡散律速となり、質量移行は Re に依存する。 Re は速度の項を含むことから、ナトリウム冷却材が低温かつ高流速である領域では ^{54}Mn , ^{60}Co の沈着量は高くなると説明することができる。

核種別の表面線量率予測結果から、線量率への寄与については ^{54}Mn が主体的であるが、冷却系上流域であるホットレグ領域では ^{60}Co の全体の線量率に占める寄与が増大した。 Co は Mn と比較してナトリウム中への溶解度が低く⁷⁾、鋼表面へ析出しやすい傾向にある。また、先述したように、 ^{60}Co はナトリウム冷却材温度の高低によらず析出沈着が支配的である。したがって、 ^{60}Co は発生源である炉心に近いホットレグ配管に沈着しやすい傾向が現れるものと考えられる。「常陽」での CP に起因する配管表面線量率分布が、 ^{54}Mn は 1 次系ポンプおよびコールドレグ配管で高く、 ^{60}Co は冷却系の上流側のホットレグ配管において高くなるという報告があるが¹⁴⁾、これは本計算結果とも一致し、上述のような説明が可能である。

2. 「もんじゅ」1 次冷却系室空間線量率予測計算結果

AVS ソフトウェアにて作図した空間線量率の鳥瞰図および断面図から、「もんじゅ」1 次冷却系配管・機器付近にて線量率が局所的に高くなる部位が確認できる。特に CL(2) のエルボ部で高線量率となる (Fig. 8 中の A)。これはエルボ部では線源の空間充填率が高くなるという幾何学的形状効果によるものである。原子炉冷却系のような大口徑のエルボ部について、特徴的な流体力学的特性を持つことが明らかになっており¹⁵⁾、遠心力等が働くためにエルボ部の外側において CP の付着が起りやすくなると考えられる。「常陽」での線量率を示した Fig. 6 の赤矢印部分がエルボ部に相当するが、エルボ部は直管部分と比較して線量率は高くなるのがわかる。さらに、「常陽」エルボ部の外側では線量率が内側と比較して約 1.6 倍高いことが報告されている¹¹⁾。このようなエルボ部分での特徴的な CP 沈着については、現在の PSYCHE の解析モデル⁶⁾ では考慮されておらず、Fig. 8 に示したエルボ部での線量率分布は過小評価をしている可能性がある。CP 移行挙動計算でのエルボ部での解析モデルの改良により、CP 移行挙動計算の精度 (C/E) の向上が見込まれると考える。

高速増殖実験炉「常陽」での放射線業務従事者の、外部被ばく線量に係る管理基準値は、1.0 mSv/日と設定している¹⁶⁾。自主管理基準値については、作業員の過度の被ばく防止を目的とし、管理基準値の 8 割とし、「もんじゅ」においても同等の扱いとなっている。今回の予測計算から、1 次冷却系室内の線量率は 1.0–4.0 mSv/h の間で分布しており、作業場所によって作業時間の制限が異なることが考えられる。実際、「もんじゅ」での保守作業に関する作業員の作業計画の策定の際には、各検査領域に応じて「試験速度」を設定し、推定被ばく線量を算出している。「試験速度」の一例としては、配管溶接部の目視点検:30 秒/箇所、一般配管の目視点検:10 秒/m、胴溶接部の目視点検:10 秒/m 等が設定されている。このような「試験速度」を基にした被ばく線量の推定方法を考えた場合、各領域での m 単位での詳細な空間線量率の解析が要求され、これに伴って上述した CP 移行挙動計算でのエルボ部の影響を考慮することは重要であると考えられる。

V 結 論

CP 挙動解析結果に基づく「もんじゅ」1 次冷却系の、定格運転約 20 年間の線量分布の予測解析を行った。予測解析結果に対し、すでに測定データの蓄積がある高速実験炉「常陽」との比較を行い、「もんじゅ」での線量率分布の特徴を評価し、以下の結論を得た。

- ・ 1 次冷却系での放射線場に寄与する主な CP 核種は ^{54}Mn であり、考慮した全核種に起因する全体の線量率に占める割合が約 90% 程度と見積もられた。
- ・ 1 次冷却系上流域であるホットレグ配管では ^{60}Co の線量率への寄与は大きく、23% を占めると見積もられた。 ^{58}Co の寄与は殆どないと判断された。
- ・ 約 20 年間の定格運転により、1 次冷却系室の空間線量率は、ホットレグ配管で 1.0–2.0 mSv/h、コールドレグ配管で 2.0–3.0 mSv/h で飽和すると予測された。配管が密接する CL(2) の一部の領域では、線量率が 4.0 mSv/h 以上となると見積もられた。

参 考 文 献

- 1) “Sources and Effects of Ionizing Radiation (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Volume I: SOURCES)” (2000), UNITED

- NATIONS, New York.
- 2) ICRP (1991). 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. *Annals of the ICRP*, **21** (1–3), Pergamon Press, Oxford, UK.
 - 3) Y. KASHIMURA and H. ANDO; The Radiation Control at Fast Reactor Considered from the Experiences of JOYO, *Jpn. J. Health Phys.*, **30**, 19–26 (1995).
 - 4) A. TAKITA, T. HIKICHI, T. TOBITA and S. OUCHI; Radioactive Corrosion Products in Experimental Fast Reactor “JOYO”, *Jpn. J. Health Phys.*, **19**, 59–67 (1984).
 - 5) K. IIZAWA, T. KIKUCHI, I. NIHEI and J. HORIE; Calculational model and code for corrosion product behavior in primary circuits of LMFBRs, *Proc. Specialists’ Meeting on Fission and Corrosion Product Behaviour in primary Circuits of LMFBRs*, Karlsruhe, KfK 4279 IWGFR/64, 191–225 (1987).
 - 6) K. IIZAWA, J. TAKEUCHI, S. YOSHIKAWA and H. URUSHIBARA; Development of Dose Rate Estimation System for FBR Maintenance, *JNC Technical Review*, **12**, 21–36 (2001).
 - 7) K. IIZAWA, S. SEKI, Y. KAWASAKI, S. KANO and I. NIHEI; A Computer Analysis Code of Radioactive Corrosion Product Behavior in Primary Circuits of LMFBRs (PSYCHE), *PNC Technical Review*, **58**, 46–64 (1986).
 - 8) Y. MATUO, M. HASEGAWA, Y. MAEGAWA, and S. MIYAHARA; Prediction of radioactive corrosion product transfer in primary systems of Japanese prototype fast breeder reactor MONJU, *Proceedings of International Conference on Nuclear Engineering*, Xi’an, ICONE18–29171, (2010).
 - 9) K. IIZAWA; Development of Dose Rate Estimation System for FBR Maintenance, *Commercial Proprietary*, JCN TN4410 2001–001 (2001).
 - 10) RSICC User’s Community; “QAD-CGGP2R TEXT”, (2002), Radiation Safety Information Computational Center, Ibaraki.
 - 11) H. U. BORGSTEDT and C. K. MATHEWS; “The Applied Chemistry of the Alkali Metals”, (1987), Plenum Press, New York.
 - 12) K. CHATANI, K. ITO, C. ITO, S. WINDYOSUSANTO, S. SUZUKI and M. AKUTSU; Measurement and Evaluation of Radioactive Corrosion Product Behavior in the Primary Sodium Loops of “JOYO” (III), *Commercial Proprietary*, PNC TN9410 94–032 (1994).
 - 13) R. E. TREYBAL; “Mass Transfer Operation”, (1965), McGraw-Hill, New York.
 - 14) K. IIZAWA, S. SUZUKI, M. TAMURA, S. SEKI and T. HIKICHI; Study on Radioactive Corrosion Products Behaviour in Primary Circuits of JOYO, *Proc. Specialists’ Meeting on Fission and Corrosion Product Behaviour in primary Circuits of LMFBRs*, Karlsruhe, KfK 4279 IWGFR/64, 227–255 (1987).
 - 15) Y. IWAMOTO, M. SOGO, K. AIZAWA, S. NAKANISHI and H. YAMANO; Basic Study on Flow Separation Phenomenon at the Elbow in a Large-Diameter Pipe, *JAEA-Research*, 2010–009 (2010).
 - 16) Y. KANOU, H. HOSHIDA, S. EMORI and T. HIGUCHI; Report of Radiation Exposure Control on the 13th Annual Inspection at the Experimental Fast Reactor JOYO, *Commercial Proprietary*, JCN TN9410 2004–012 (2004).

松尾 陽一郎 (まつお よういちろう)

(独) 日本原子力研究開発機構 FBR プラント工学研究センター博士研究員。福井大学附属国際原子力工学研究所特別研究員を兼職 (2009–2011 年度)。放射性腐食生成物の移行挙動評価、被ばく線量評価に関する研究に従事。

E-mail: matsuo.yoichiro@jaea.go.jp

