



# ふげん発電所の廃止措置のための放射化量評価

白鳥 芳武 川越 慎司\* 松井 祐二\* 東浦 則和\*  
岩崎 誠司\*<sup>1</sup>

敦賀本部 技術企画部  
\*敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所  
\*<sup>1</sup>原子カシステム株式会社

Evaluation of Activated Nuclides for Fugen Nuclear Power Station's Decommissioning

Yoshitake SHIRATORI Shinji KAWAGOE<sup>\*</sup> Yuji MATSUI<sup>\*</sup> Norikazu HIGASHIURA<sup>\*</sup> Seiji IWASAKI<sup>\*1</sup>

Planning Division, Tsuruga Head Office  
\* Fugen Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office  
\*<sup>1</sup> Nuclear Energy System Inc.

廃止措置においては、炉心構造材を含めすべての機器、コンクリート等に含まれる放射化及び汚染による放射性核種の濃度及び量を評価する必要がある。ふげん発電所の廃止措置の事前準備として、原子炉の運転中でなければ実施できない中性子束密度の測定、評価を優先的に行い、その結果より放射化量の評価を行ってきた。

放射化量の評価では、解析による評価を基本とし、解析の妥当性を少数試料のサンプリングによる測定によって確認するという手法を適用した。評価にあたっては、炉心構造材領域、その周囲にある遮蔽体領域及び遮蔽体外側領域の3領域に分類した。前者の二つの領域は解析によって中性子束密度を評価することができるが、遮蔽体外側領域はそれができないので、放射化箔による中性子束密度測定を多数点について行い、その結果をもとに放射化計算を行った。これらの評価手法の妥当性を少数試料の測定によって確認した。

*The density and amount of radioactive nuclides in equipment or concrete including the reactor core need to be evaluated for the decommissioning of the Fugen Nuclear Power Station. To prepare for decommissioning, measurement and evaluation of the neutron flux density have been executed mainly during the reactor operation, because neutron flux density is measured under that condition.*

*Activation evaluation is mainly executed by the calculation method, and the results are checked by the sampling measurements. All of the equipments is divided into three parts, inner core part, shielding part, outer shielding part. The neutron flux distribution of two former parts can be evaluated by calculation, but the last part cannot; it is evaluated by measuring the activation foil for many points. These evaluation methods are checked by a small number of sampling measurements.*

## キーワード

ふげん発電所、廃止措置、放射性核種濃度、放射化量解析、中性子束密度、放射化箔、低レベル放射性廃棄物、クリアランスレベル、コバルト60、コンクリート

*Fugen Nuclear Power Station, Decommissioning, Radioactive Nuclide Density, Activation Analysis, Neutron Flux Density, Activation Foil, Low Level Radioactive Waste, Clearance Level, Cobalt 60, Concrete*



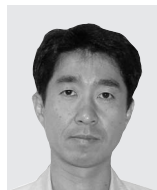
**白鳥 芳武**  
企画グループ所属  
副主任技術員  
廃止措置にかかわる放射性核種濃度の評価に従事  
原子炉主任技術者  
第1種放射線取扱主任者



**川越 慎司**  
環境保全課 実機・試験評価チーム所属  
技術員  
廃止措置にかかわる放射性核種濃度の評価に従事



**松井 祐二**  
環境保全課 実機・試験評価チーム所属  
廃止措置にかかわる放射性核種の測定評価に従事



**東浦 則和**  
安全管理課 放出管理チーム所属  
副主任研究員  
放射性廃棄物の放出管理、処理管理に従事



**岩崎 誠司**  
技術開発部 ふげんグループ所属  
主任  
廃止措置にかかわる放射化解析に従事

## 1. はじめに

新型転換炉ふげん発電所(以下、「ふげん」)は、重水減速沸騰軽水冷却型の動力炉として自主開発され、1979年に本格運転を開始した。2002年3月末現在、これまでの約23年間に748体のMOX燃料を使用し、熱中性子炉1基あたりのMOX燃料使用規模として世界最大の実績を有するなど、我が国におけるプルトニウム利用技術を先導的に牽引してきた。

「ふげん」は、2003年3月に運転を終了し、その後の廃止措置準備期間に廃止措置計画の具体化に向けた準備を進めていく予定である。

「ふげん」では、廃止措置を円滑に進めていくための諸準備を進めており、放射性核種濃度の評価、エンジニアリング支援システムの開発、解体手法の検討、廃棄物処理技術の開発等を運転計画に合わせて計画的に進めている<sup>1)</sup>(図1参照)。

放射性核種濃度の評価結果は、放射性廃棄物量の評価、解体作業時の被ばく評価、経済性評価等のための基礎データとなることから、可能な限り精度よく評価しておくことが重要である。ここでは、運転期間中から実施しておく必要がある放射化量の評価について「ふげん」の現状を報告する。

## 2. 放射化量の評価

放射性核種濃度の評価には、中性子による放射

化量の評価のほかに腐食生成物による汚染量の評価がある。

放射化量の評価については、放射化した部材を多数サンプリング測定して評価するのではなく、多くの部分を解析によって評価することが可能である。各種構造材の放射化量を解析し、その解析の妥当性を少数のサンプリング測定によって確認するという方法が最も合理的である。放射化量の解析には、中性子束密度の評価が必要であることから、原子炉の運転中に実施しなければならず、「ふげん」では、中性子束密度の解析、測定及び評価を、汚染評価よりも優先して実施している。

なお、汚染量の評価については、汚染状態が運転中に変化する可能性があること、サンプリングによる測定を中心に行うことから、運転停止後において本格的に実施することを計画している。

### 2.1 放射化量の解析手順

放射化量の解析については、解析、測定等によって評価した中性子束密度を用いて放射化計算コード(ORIGEN<sup>2)</sup>)で放射性核種濃度を求める手法が一般的に用いられている。

放射化量の解析に必要な入力データとしては、中性子束密度のほかに、材料の元素組成、原子炉の運転履歴等のデータがある。材料の元素組成については、ミルシート等の材料データを使用する

年 度	1998	1999	2000	2001	2002	2003～
基本工程						運転終了
	運 転					廃止措置準備
放射性核種濃度評価 廃棄物量評価	概略評価	追加評価			詳細評価	
	データ整備・システム構築・概略評価				システム改良・詳細評価	
エンジニアリング支援システム	調査・基礎試験・概略検討				詳細検討	
解体技術・手順／固有技術	運転中廃棄物処理試験 廃棄物処理処分設備概念検討				運転中廃棄物処理設備設計 廃棄物処理処分設備詳細検討	
廃棄物処理・処分技術	調査・概略検討				詳細検討	
その他準備作業 (除染技術、放射線管理技術、 安全評価、廃棄物利用技術 等)	調査・概略検討				詳細検討	

図1 「ふげん」廃止措置に向けた準備作業

が、材料に含まれる不純物については、試料をサンプリングして詳細測定を行う等のプラント調査を行うこともある。なお、コンクリート中に含まれる水分については、中性子束密度の解析に影響があることから、その含有量を測定した。

サンプリングによる放射化量の測定結果については、放射化量解析の妥当性評価に使用される(図

2の放射化量解析・評価手順参照)。

原子炉廻りの中性子束密度を解析する場合、「ふげん」では、炉心構造材のうち、燃料のある炉心構造材領域、その周囲にある遮蔽体領域(鉄水遮蔽体及び生体遮蔽体コンクリート)遮蔽体外側領域の3つの領域に分けて行った(図3の炉心概略断面図を参照)。これらの領域にある構造材の中性

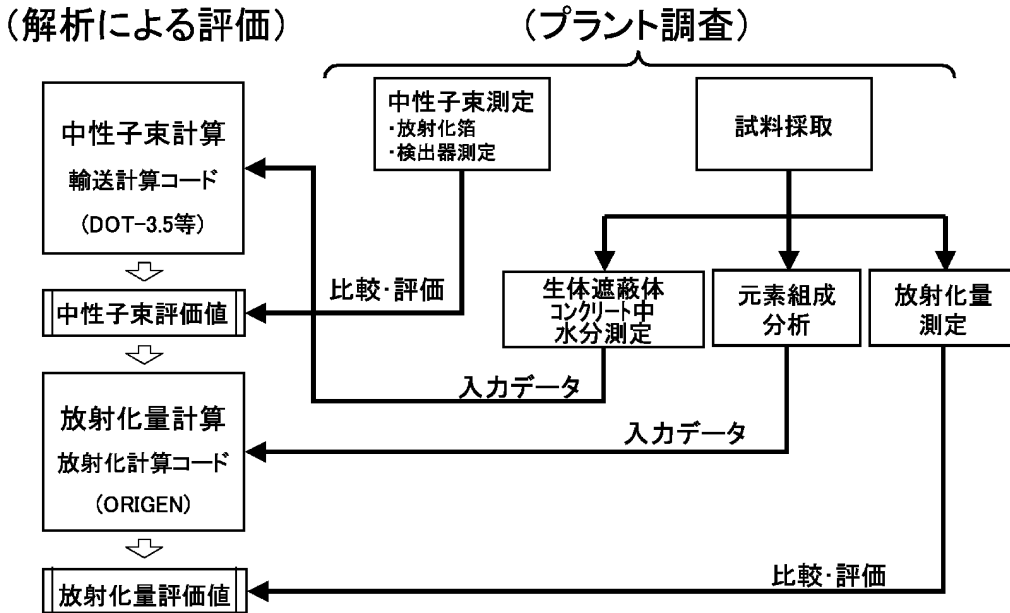


図2 放射化量解析・評価手順

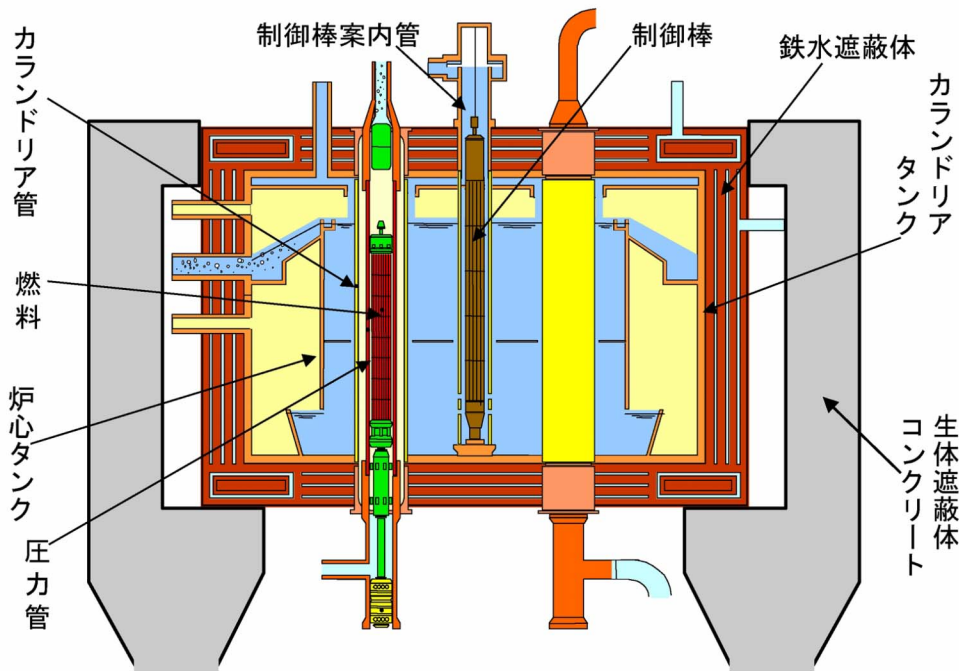


図3 炉心概略断面図

子束密度を解析するためには、部位に応じて最適な計算手法を選択する必要がある（表1参照）。

特に、圧力管のような炉心内部の構造材については、長年にわたり炉心管理において使用してきた実績のある炉心管理コード等を使用して中性子束密度分布の詳細な計算を行った。その周囲に位置している鉄水遮蔽体や生体遮蔽体コンクリートについては、遮蔽計算等で使用実績のある中性子

輸送計算コードを使用した。また、生体遮蔽体コンクリートの外側の部分については、中性子束密度の評価に解析的な手法を適用することが難しいので、金箔を機器、コンクリート等の近くに多数設置し、その放射化量を測定することにより中性子束密度を評価した。

## 2.2 炉心構造材の放射化量評価<sup>3)</sup>

### (1) 解析

炉心内構造材のうち主要な部材として、圧力管とカランドリア管がある。炉心内の中性子束密度解析については、通常運転時の炉心管理において行われており、炉心計算コード（POLESTAR<sup>4)</sup>）が使用されている。炉心構造材部分の中性子束密度を材料別に細かく解析するためには、構造材の形状を詳細に取り扱うことのできる格子計算コード（WIMS ATR<sup>5)</sup>）を使用する必要があるため、上記の二つのコードを組合せて解析した。

### (2) 測定及び評価

炉心構造材放射化量の解析の妥当性を確認するために、炉心内で約10.7年間照射された圧力管監視試験片（図4参照、供用期間中の圧力管の健全性を確認するために定期的に取り出し、機械的な強度試験を行うための照射試験片。運転開始より特殊燃料集合体に組込んで炉心内で継続照射している）の一部について、試料を採取し、その放射化量を測定した。

その結果、解析値と測定値は良く一致することを確認し（表2参照）、本解析手法の妥当性を確認

表1 原子炉格納容器内における放射化量評価手法

	放射化量評価部位	中性子束密度計算手法	測定・評価手段
原子炉廻り	(1) 炉心構造材領域 (圧力管、カランドリア管等)	炉心計算コード + (POLESTAR) 格子計算コード (WIMS ATR)	・圧力管監視試験片の放射化量測定
	(2) 遮蔽体領域(鉄水遮蔽体、生体遮蔽体コンクリート)	輸送計算コード (DOT 3.5)	・放射化箔による中性子束密度測定
鉄水遮蔽体 (鉄水遮蔽体外側表面等)	・生体遮蔽体コンクリートの放射化量測定		
原子炉廻り以外	(3) 遮蔽体外側領域 (生体遮蔽体コンクリート外側にある機器及びコンクリート等) ・構造が複雑である ・中性子線源が複数存在する ・散乱中性子の影響がある	大型金箔の放射化量測定 + モンテカルロコード (MCNP)	・放射化箔による中性子束密度測定 ・遮蔽体外側領域にあるコンクリートの放射化量測定

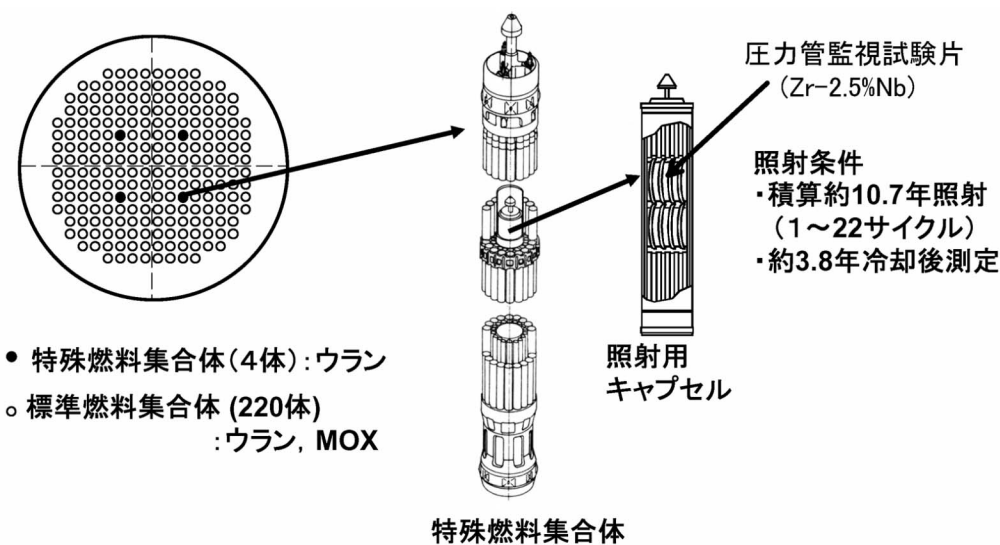


図4 圧力管監視試験片の照射位置

表2 圧力管監視試験片の放射性核種濃度の評価結果

圧力管監視試験片：Zr 2.5%Nb 単位[Bq/t]

核種	核種		核種
	Co 60	Nb 94	Cm 244
測定値	1.8E+12	4.8E+12	2.2E+10
解析値	4.8E+12	4.7E+12	2.0E+10

した。なお、コバルト60 (Co 60) は不純物として圧力管監視試験片に混入していたコバルト (Co 59) が放射化したもの、ニオブ94 (Nb 94) はあらかじめ材料に約2.5%添加されたニオブ (Nb 93) が放射化したもの、キュリウム244 (Cm 244) は材料中に不純物として含まれた天然ウラン (U 238) が長期間にわたる中性子照射による高次化で生成したものである。

### 2.3 遮蔽体領域の放射化量評価<sup>6)</sup>

#### (1) 解析

原子炉廻りのうち、炉心構造材から生体遮蔽体コンクリートまでの範囲は、中性子束密度が高く、比較的単純な形状であるため、中性子束密度分布を解析によって精度よく求めることができる。使

用するコードは一般的に使用されている中性子輸送計算コード (DOT 3.5<sup>7)</sup>) である (中性子束密度分布の解析例を図5に示す)。

#### (2) 測定及び評価

鉄水遮蔽体外側と生体遮蔽体コンクリート内面との間には、約1 m程度の隙間があるため、原子炉停止中に放射化箔を設置して、中性子束密度を測定することが可能である。また、原子炉の上下部についても、鉄水遮蔽体外側であれば放射化箔による測定が可能であるので、この部分に多数設置した (放射化箔の設置場所については図6参照)。

設置した放射化箔は、専用の取り付けホルダに収められており、主に3種類の放射化箔 (金、コバルト、ニッケルの3種類、及び金とコバルトにはカドミウムのカバーを被せたものもあり合計5種類の組み合わせがある) を組み込み (放射化箔は写真1参照)、約半年間の照射を行った後に回収して、ゲルマニウム検出器で線測定を行う方法で放射化量を測定した。このように炉心構造材廻りの遮蔽体領域において、放射化箔による測定結果と解析結果を比較したところ、良く一致することを確認した (図7参照)。

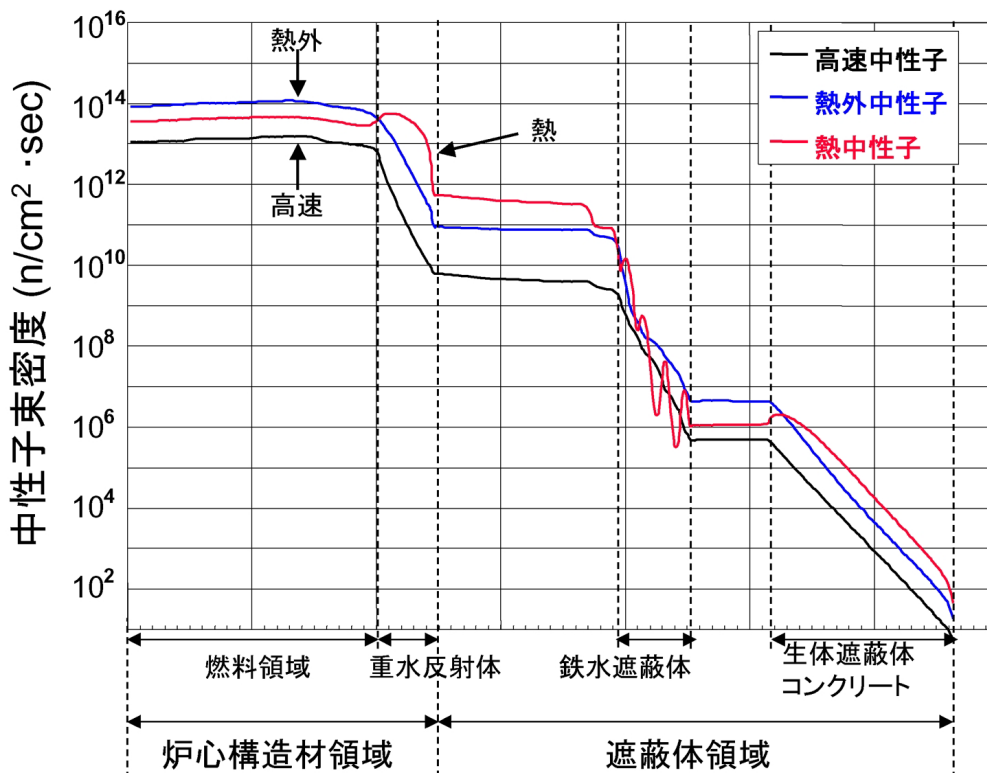


図5 原子炉径方向の中性子束密度分布の解析例

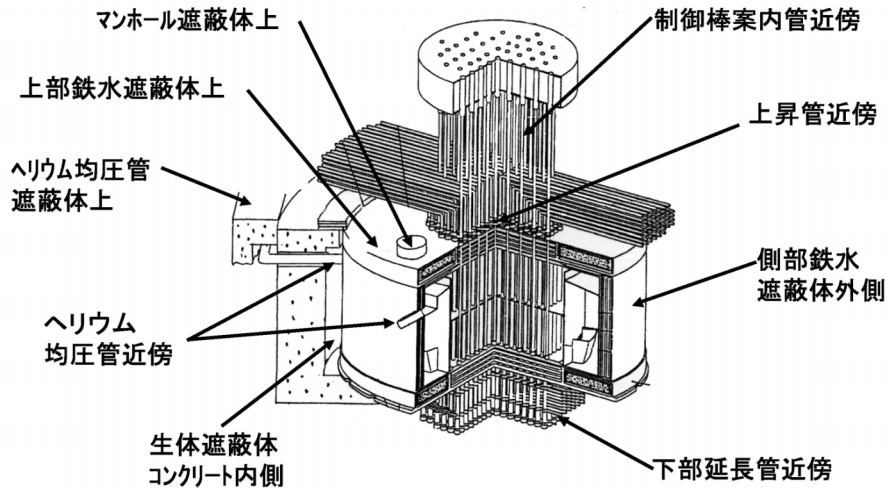
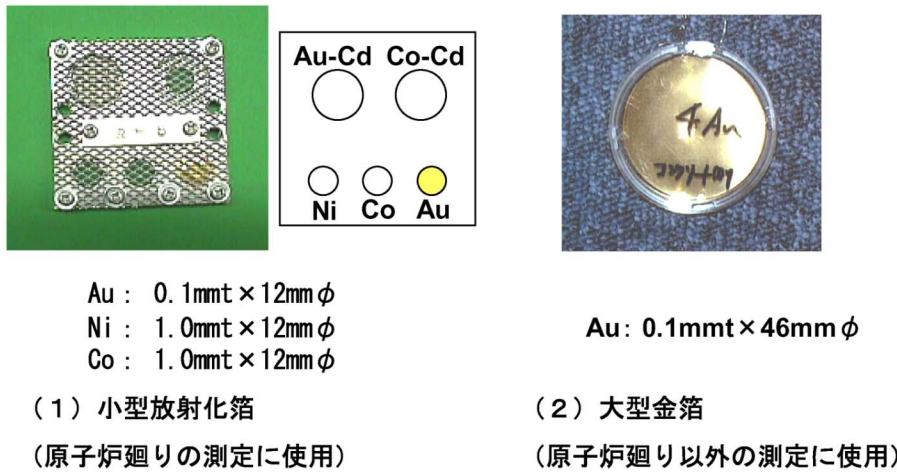


図6 放射化箔による中性子束密度測定箇所例



(1) 小型放射化箔  
(原子炉廻りの測定に使用)

(2) 大型金箔  
(原子炉廻り以外の測定に使用)

写真1 放射化箔及び取り付け用ホルダ

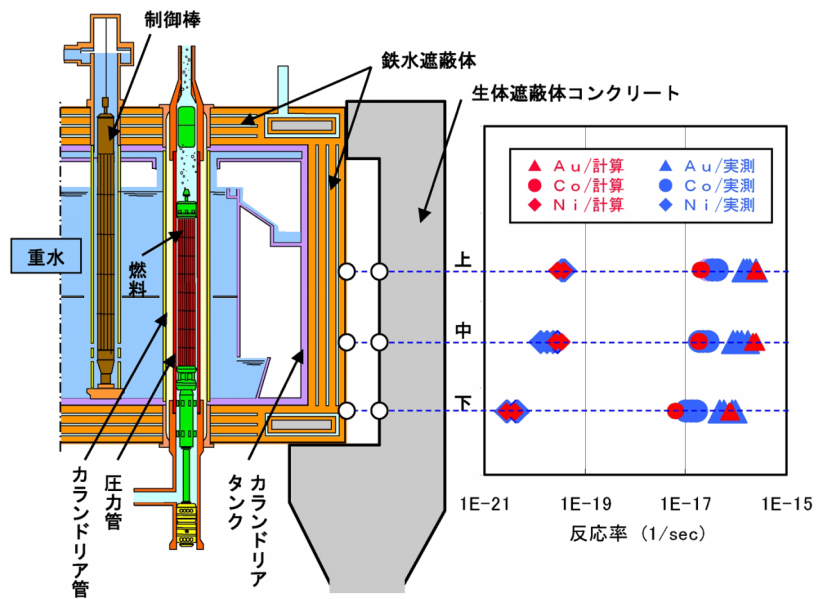


図7 「ふげん」での放射化箔による放射化量測定値と解析値の比較例

## 2.4 生体遮蔽体コンクリートの評価<sup>8)</sup>

### (1) 解析

生体遮蔽体コンクリート内の中性子束密度分布の解析は、炉心構造材廻りの遮蔽体領域の解析と同様に（上記2.3）、中性子輸送計算コードを使用した。コンクリート中の放射性核種濃度は、この解析で得られた中性子束密度と放射化計算コードとを組合せて解析した。

### (2) 測定及び評価

解析の妥当性を評価するために、生体遮蔽体コンクリートの一部をコアボーリングによって採取し、その放射性核種を直接測定した（図8参照）。合わせて、中性子束密度解析の入力データとして必要な水分量及び放射化解析の入力データとして必要な元素組成についても可能な限り測定した。

なお、「ふげん」のコンクリートの元素組成を一般的に公開されている元素組成（NUREG/CR

3474に示されている値<sup>9)</sup>と比較したところ、放射化の観点で重要な核種であるコバルトやユーロピウムの元素組成についてほぼ一致したことから、NUREG値を放射化計算に使用して評価できると考えられる（図9に「ふげん」のコンクリート測定値とNUREG値との比較を示す）。

生体遮蔽体コンクリート中のコバルト60等の分布について、解析値と測定値はほぼ一致したことから、本手法による解析の妥当性が確認できた（図10にCo 60の濃度分布の比較を示す）。

また、例えば運転終了後6年におけるクリアランスレベル\*領域を一例として試算したところ、内表面から約40cm程度までが放射能レベルが極めて低い低レベル放射性廃棄物に分類され、それ以外はクリアランスレベル以下\*に分類されるものと推定された（図11参照）。

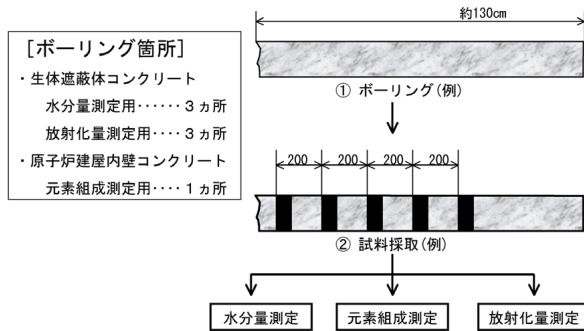


図8 コンクリートコアボーリング

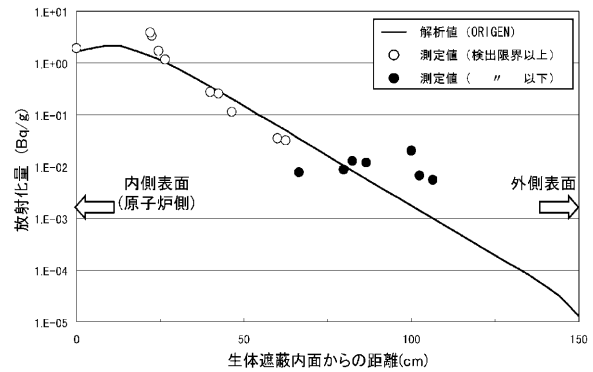


図10 生体遮蔽体コンクリート内のCo 60の濃度分布比較例

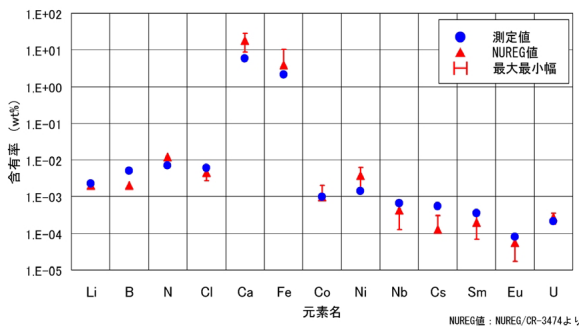


図9 コンクリート元素組成の測定値とNUREG値\*の比較

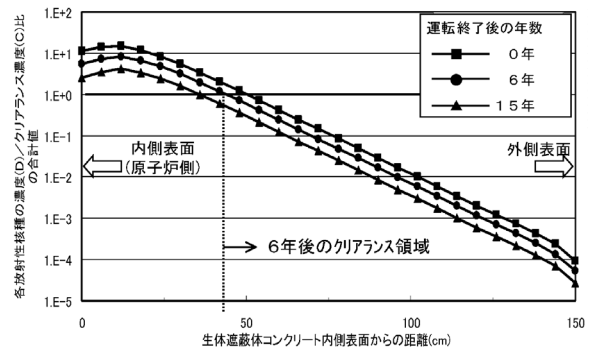


図11 生体遮蔽体コンクリートのクリアランスレベル領域の試算例

\*「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて（2001年7月、原子力安全委員会報告書）」を用いて試算（表3参照）

表3 重水炉におけるクリアランスレベル

(単位: Bq/g)	
放射性核種	クリアランスレベルの濃度 (C)
H 3	200
Mn 54	1
Co 60	0.4
Sr 90	1
Cs 134	0.5
Cs 137	1
Eu 152	0.4
Eu 154	0.4
全核種	0.2

\* 出典: 「重水炉, 高速炉等におけるクリアランスレベルについて(2001年7月, 原子力安全委員会)」より抜粋

## 2.5 遮蔽体外側領域の放射化量評価<sup>10)</sup>

### (1) 中性子束密度の測定及び評価

原子炉格納容器内において, 生体遮蔽体コンクリートの外側にある機器, 配管等の金属やコンクリート等については, 原子炉から離れた位置にあり中性子束密度のレベルが低いこと, 複雑な形状をしていること, 周辺機器等の中性子散乱の影響を受けることから, 解析によって中性子束密度を精度良く求めることは難しい。このため, 測定感度の高い金箔(直径46mm, 厚さ0.1mm, 以下「大型金箔」という)を多数設置し, 金箔の放射化量をもとに中性子束密度分布を評価した(これまでの設置数を表4に示す)。なお, 金箔の放射化量

表4 大型金箔設置数

	大型金箔設置数(枚数)			
	1999年後期	2000年前期	2000年後期	2001年前期
格納容器内	98	42	43	28
その他	2	14	4	14
小計	100	56	47	37

合計 240枚測定

から中性子束密度を求めるのに必要な中性子スペクトルは, モンテカルロコード(MCNP<sup>11)</sup>)によって算出したものを使用した。

遮蔽体外側領域の機器等のある場所は, 測定する中性子束密度のレベルが低いので金箔の放射化の程度が少ないこと, 金の半減期が長くない(約2.7日)ことから, 原子炉停止後において迅速に金箔を回収し, 高精度の測定を短時間に行うことが重要である。

原子炉格納容器内全体の中性子束密度分布を測定した結果については, 以下のようにまとめられる(測定結果の例を図12, 図13に示す)。

- ① ホットスポットになるような中性子のストリーミングは測定されなかった。
- ② 中性子の散乱等のために, 現場での中性子は比較的一様に広がっており, 小さな機器等による遮蔽効果は小さい。従って, 代表的と思われる場所を適当な間隔で数点程度測定すれば, そ

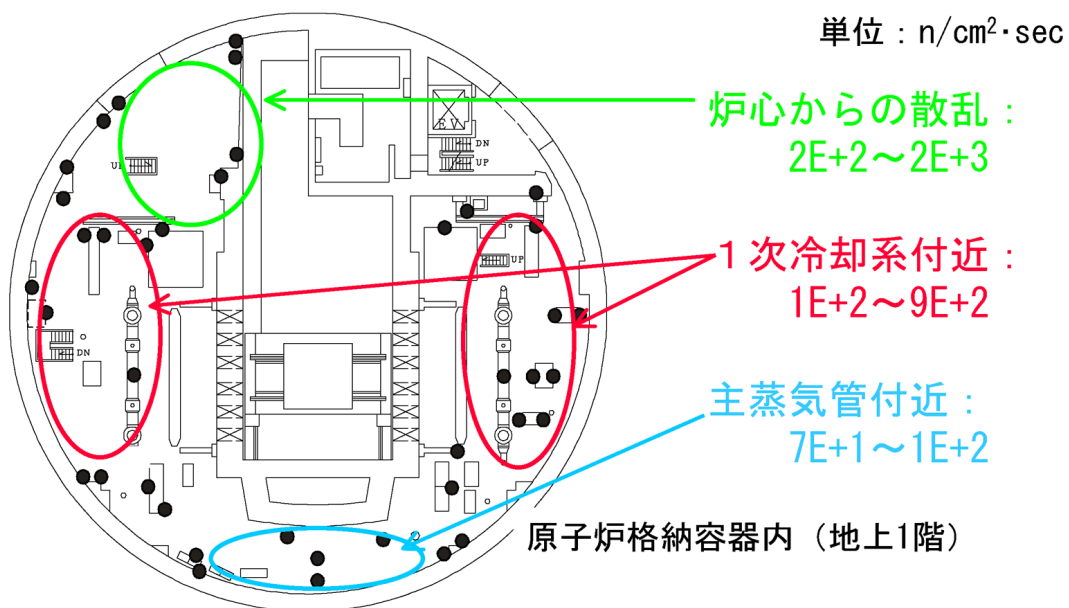


図12 大型金箔による中性子束密度測定結果(例1)



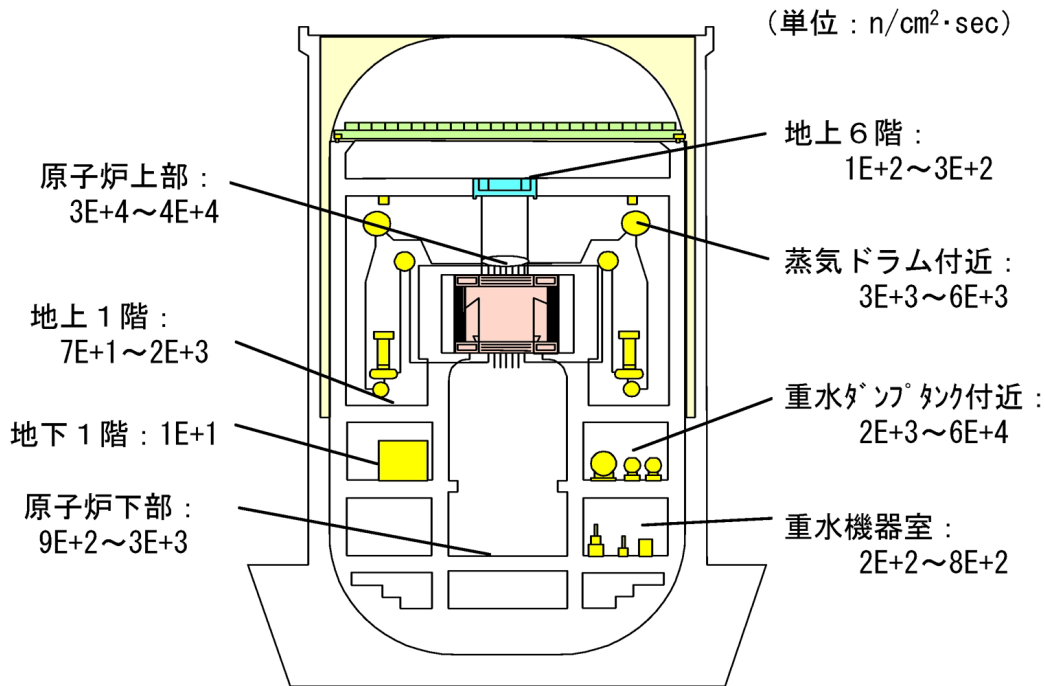


図13 大型金箔による中性子束密度測定結果(例2)

れ以上詳細に測定する必要はない。

- ③ 運転サイクルにより原子炉廻りの中性子束密度分布が変動することはない。

### (2) 放射化量の測定及び評価

大型金箔を使用した放射化量解析の妥当性を評価するために、試料採取可能な部分で、最も中性子束密度の高い場所(重水ダンプタンク付近のコンクリート表面、中性子束密度は約  $1 \times 10^4 n/cm^2 \cdot sec$ )でのコンクリート試料を採取し、コバルト60,ユーロピウム152の濃度を、ゲルマニウム検出器を使用して精密に測定したところ、クリアランスレベル(Co 60, Eu 152とも0.4 Bq/g)より1桁低いレベルで解析値と一致することを確認した(表5参照)。

以上のことから、原子炉の運転中に中性子束密度を測定しておけば、機器、コンクリート等の放射化量を精度よく評価することが可能であり、試料を多数サンプリングして測定する必要のないことを確認した。この手法により、放射化の観点において、クリアランスレベルを超える廃棄物となるか否かの分類が容易に可能である。

格納容器内の機器、配管等の金属やコンクリート等について放射化量を評価したところ、原子炉及び原子炉廻りの一部の構造材を除き、ほとんどがクリアランスレベル以下の廃棄物に分類される

表5 遮蔽体外側領域での放射性核種濃度の測定値と解析値の比較(例)

	Co 60 (Bq/g)	Eu 152 (Bq/g)
測定値 (コンクリート試料)	$1.3E-2$	$2.1E-2$
解析値 (金箔による放射化量より算出)	$1.3E-2$	$2.1E-2$

対象：重水ダンプタンク付近のコンクリート

ものと推定できた。なお、廃棄物に含まれる放射性核種の濃度によってレベルごとに分類する際には、放射化量の評価結果に汚染量の評価結果を加えて評価することになる。

### 3. まとめ

原子炉の運転中においては、サンプリング測定によって放射化量を直接評価できる部分は限られている。しかし、炉心内構造材領域、その周辺にある遮蔽体領域、遮蔽体外側領域の各領域について、中性子束密度の評価結果をもとに放射化解析を行い、少数のサンプリング測定によって評価の妥当性を確認することができた。

今後、放射化量の評価精度を高めるために、運転停止後にサンプリングによる追加測定を行う予定があるが、これまでに述べた手法を適用するこ

表6 廃止措置に伴い発生する廃棄物等の発生量(推定)

〔単位:万トン〕

区分	炉型	「ふげん」			参考〔実用発電用原子炉施設 <sup>*1</sup> 〕		
		金属	コンクリート	合計	BWR〔110万kw級〕, PWR〔110万kw級〕, GCR〔16万kw〕		
					金属	コンクリート	合計
低レベル放射性廃棄物	レベル (炉心構造材の一部)	0.02以下	0	0.02以下	0.01~0.02	0~0.3	0.01~0.3
	レベル	0.1	0	0.1	0.2	0.1以下~1.0	0.2~1.2
	レベル (放射能レベルの極めて低いもの)	0.2	0.1	0.3	0.2~1以下	0.1~1以下	0.3~1
放射性物質として扱う 必要がない物 <sup>*2</sup>		1.4 (1)	35 (32)	36.4 (33)	1以下~4 (1以下~3)	13~50 (12~49)	13~53 (12~50)
合計		2	35	37	1~4	14~50	16~55

\*1: 実用発電用原子炉施設のデータは「重水炉, 高速炉等におけるクリアランスレベルについて(2001年7月, 原子力安全委員会)」より引用

\*2: 括弧内の数値は放射性廃棄物でない廃棄物の量

とで, その数を最小限とすることができると考えている。

なお, これまでに実施した汚染調査の結果を興味し, 各種の建屋, 機器, 配管等の重量データ等をもとに廃棄物量を試算したところ, 全体重量約37万トンのうち, 放射性廃棄物として処理処分が必要な廃棄物は, 約0.4万トン程度になるものと推定している(表6参照)。

#### 参考文献

- 1) 柳澤務, “「ふげん」の廃止措置への取り組み”(デコミッションング技報第21号) 2000年3月
- 2) M. J. Bell, “ORIGEN The ORNL Isotope Generation and Depletion Code”, ORNL 4628 (May 1973).
- 3) 白鳥芳武, 清田史功, 他, “「ふげん」放射能インベントリ評価(2)” 原子力学会2000年秋の年会予稿集, L2
- 4) Shiratori, Y., “Operating Experience with MOX Fuel Loaded Heavy Water Reactor”, J. Nucl. Sci.

Tech., 30, 78 (1993).

- 5) Wakabayashi, A., “Characteristic of plutonium utilization in ATR”, NEACPRP A744 (1985).
- 6) 白鳥芳武, 清田史功, 他, “「ふげん」放射能インベントリ評価”, 原子力学会2000年春の年会予稿集, G38
- 7) F. R. Mynatt, “THE DOT III Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code”, ORNL TM 4280 (September 1973)
- 8) 白鳥芳武, 清田史功, 他, “「ふげん」放射能インベントリ評価(3)” 原子力学会2001年春の年会予稿集, K31
- 9) J. C. Evans, “Long Lived Activation Products in Reactor Materials”, NUREG/CR 3474 (August 1984).
- 10) 白鳥芳武, 清田史功, 他, “「ふげん」放射能インベントリ評価(4)” 原子力学会2001年秋の年会予稿集, N53
- 11) J. F. Briesmeister, “MCNP A General Monte Carlo N Particle Transport Code Version 4 B”, LA 12625 M, (March 1997)