

# サイクル 機構技報

No.7 2000. 6

**技術報告**

酸化還元除染法による「ふげん」原子炉冷却系Bループの系統化学除染結果	1
森田 聰 青井 正勝 相澤 大和 塚本 裕一 石川 正樹 奥沢 良和 尾崎 信治 小堀 勝 宮本 政幸 中村 孝久	
IAEA/RCA個人線量計国際総合比較の結果	11
辻村 憲雄 百瀬 琢磨 林 直美	
中空ペレット製造技術開発 一開発計画とこれまでの開発結果の概要報告一	19
皆川 進 川崎 隆夫 塙 幸雄	
ウラン濃縮プラントにおける遠心機処理技術の開発	
一放射性廃棄物減容技術の開発一	31
遠藤 裕治 片岡 忍 山中 俊広 美田 豊	
記載シートを用いた組織的な岩芯の記載 一ウラン探鉱を例として一	39
笛尾 英嗣 鶴田 忠彦 飯田 義正	

**研究報告**

「もんじゅ」高度化炉心概念の検討	47
金城 秀人 横堀 仁	
高レベル放射性廃棄物地層処分の性能評価における地下水水質設定の考え方	59
笹本 広 油井 三和	
CABRI-FAST EFM1試験における破損後燃料移動挙動	71
小野田雄一 佐藤 一憲	
ODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の組織制御技術開発	83
鵜飼 重治	
超深地層研究所計画に関する情報提供活動へのVR技術の適用	93
齊藤 宏 川瀬 啓一 杉原 弘造 山本 純太	

**会議報告**

第2回JNC原子力平和利用国際フォーラム 一新たな概念の創出へ向けて一	99
花井 祐	

**概況**

高速増殖炉の研究開発	103
高速増殖炉燃料の研究開発	108
再処理技術の研究開発	109
高レベル放射性廃棄物処分技術の研究開発	111
ウラン探鉱・採鉱	115
ウラン濃縮技術の開発	116
新型転換炉の研究開発	117
核物質管理と核不拡散対応	119
安全管理と安全研究	121

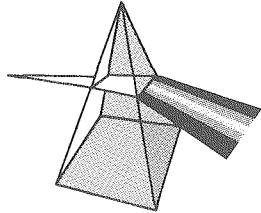
**国際協力**

国際会議・海外派遣等	123
------------	-----

**活動**

外部発表	125
------	-----

## 【技術報告】



# 酸化還元除染法による「ふげん」原子炉 冷却系Bループの系統化学除染結果

森田 聰 青井 正勝 相澤 大和  
塚本 裕一 石川 正樹 奥沢 良和  
尾崎 信治 小堀 勝 宮本 政幸  
中村 孝久

敦賀本部 新型転換炉ふげん発電所

資料番号：7-1

Results of System Decontamination at the B-loop of Reactor Cooling System in FUGEN by the Oxidation Reduction Decontamination Method

Satoshi MORITA Masakatsu AOI Yamato AIZAWA  
Yuichi TSUKAMOTO Masaki ISHIKAWA Yoshikazu OKUZAWA  
Shinji OZAKI Masaru KOBORI Masayuki MIYAMOTO  
Takahisa NAKAMURA  
FUGEN Nuclear Power Station, Tsuruga Head Office

新型転換炉ふげん発電所では、第15回定期検査時に行う原子炉冷却系Bループの再循環ポンプ等の分解点検作業に伴う被ばく低減と、定検後に行う亜鉛注入による放射能付着抑制を効果的にするため、平成11年2月、国内で新たに開発されたヒドラジンーシュウ酸一過マンガン酸カリウムを使用した酸化還元除染法（HOP法）により、原子炉冷却系Bループの系統化学除染を実施した。

その結果、再循環ポンプ等の分解点検作業にかかる機器・配管の表面線量当量率を大幅に低減することができ、除染効果を示す総括除染係数DFは約20を得た。分解点検作業に伴う被ばく総線量当量も除染をしない場合の予測値4.5人・Svに対して、約1/6（0.8人・Sv）と大幅に低減され、所期の目的を達成することができた。

*A system decontamination of the B-loop of the reactor cooling system of FUGEN was carried out by the newly developed oxidization-reduction decontamination method (the HOP process using hydrazine, oxalic acid and potassium permanganate) in February 1999. The purpose of the decontamination was to reduce the exposure dose during the overhaul work of the re-circulation pumps, and to achieve effective suppression of the surface radioactivity build-up by combining the decontamination with the zinc injection which follows the decontamination.*

*As a result of the decontamination, the dose rate of the piping surface in the overhaul work area decreased sufficiently, and a high average decontamination factor of up to 20 was obtained. The dose equivalent during the overhaul work was reduced to 0.8 man·Sv, which was about 1/6 of the 4.5 man·Sv estimated in the case of no decontamination.*

## キーワード

被ばく低減、系統化学除染、酸化還元除染法、HOP（ヒドラジンーシュウ酸一過マンガン酸カリウム）法、除染係数、「ふげん」

*Reduction of Exposure Dose, System Chemical Decontamination, Oxidization-Reduction Decontamination Method, HOP (Hydrazine, Oxalic Acid and Potassium Permanganate) Process, Decontamination Factor(DF), Fugen*

## 1. はじめに

新型転換炉ふげん発電所（以下、「ふげん」）における通常の定期検査作業における総線量当量は、最近では2～3人・Sv程度で推移してきた。しかしながら第15回定期検査（平成11年）では、原子炉冷却系Bループの再循環ポンプ（以下、

RCP）及び下部ヘッダ逆止弁の分解点検作業が計画されていた。これらの作業は原子炉建屋内の高線量当量率機器・配管に接する作業であり、作業雰囲気空間線量当量率も高いため作業環境が厳しく、また作業量も多くなるため、定期検査の総線量当量は6.9人・Svと大幅に増加することが予想

された。このため、通常実施している被ばく低減策に加えて更に効果的な対策として、系統化学除染が必要となった。

また、<sup>60</sup>Co等の放射性核種の機器・配管内表面への付着・蓄積を抑制することを目的に、第15回定期検査後の運転開始より、原子炉冷却系への亜鉛の連続注入実施を予定していた<sup>1)</sup>。亜鉛の連続注入前に系統化学除染を実施し、あらかじめ機器・配管内表面から放射性核種を除去し、配管表面線量当量率を低減しておくことにより、その後の配管表面線量当量率の再上昇を効果的に抑制することができるとともに、低いレベルで維持することが可能と考えられた。

以上の点を考慮して、平成11年2月、原子炉冷却系Bループの系統化学除染を実施した。

「ふげん」では既に、第8回及び第9回定期検査時（平成元年及び3年）に、還元除染剤（クリデコン203）を用いた還元除染方法により、供用期間中の原子力発電所としては我が国で初めて原子炉冷却系の系統化学除染を行い、大幅な被ばく低減を達成した実績がある<sup>2)</sup>。

しかしながら、「ふげん」では原子炉冷却系機器配管の応力腐食割れ対策として、原子炉冷却水（炉水）への水素注入を長期間実施してきたことから<sup>3)</sup>、機器配管付着酸化物中の金属元素に占めるクロム量が高くなり（>12%）、還元除染法では除染効果を得ることができないことが確認された。そのため今回は、長期間水素注入を実施している原子力発電所に対応できる除染法として、ヒドラジン-シュウ酸-過マンガン酸カリウムを使用した酸化還元除染法（HOP法：Hydrazine Oxalic Acid and Potassium Permanganate）を採用し、系統化学除染を行った。

その結果、原子炉冷却系Bループの機器・配管表面線量当量率を大幅に低減することができ、再循環ポンプ等の分解点検作業の総線量当量を、除染しない場合の予測値4.5人・Svの1/5.6（0.8人・Sv）へと大幅に低減することができた。

なお、今回採用したHOP法は（株）日立製作所と栗田エンジニアリング（株）が新しく開発したもので、「ふげん」への実機適用に当たっては除染性能確認試験<sup>4)</sup>、材料健全性確認試験等を実施し、それらの結果を踏まえて策定した除染計画により、国内外で初めて「ふげん」で実施し、その有効性を実証したものである。

ここでは第15回定期検査で実施した系統化学除染の内容及び結果を紹介する<sup>5)</sup>。

## 2. 系統化学除染方法

### 2.1 HOP法

HOP法は図1に示すように、酸化→還元→酸化→還元または還元→酸化→還元の処理プロセスで付着酸化物を化学的に溶解する除染法である。使用する酸化除染剤は過マンガン酸カリウム、還元除染剤はシュウ酸及びpH調整剤（pH2.5）としてヒドラジンを添加している。

除染プロセスの最初の酸化除染では、過マンガン酸カリウムを注入し、酸化処理により酸化皮膜中のクロム酸化物を酸化溶解する。この工程の保持時間が経過した後、還元剤であるシュウ酸を注入し、過マンガン酸カリウムを分解する。

次の還元除染においては、シュウ酸（ヒドラジンでpH調整）の注入により鉄酸化物やコバルト等を還元溶解する。還元溶解時にはカチオン交換樹脂に通水し、溶解した金属イオン及び放射性金属イオンを連続的に除去する。保持時間が経過した後、酸化剤である過酸化水素を注入しつつ触媒塔への通水により、除染剤のシュウ酸及びヒドラジンを分解する。その後、カチオン交換樹脂とアニオン交換樹脂の混合樹脂塔（混床塔）通水により系統水を浄化する。

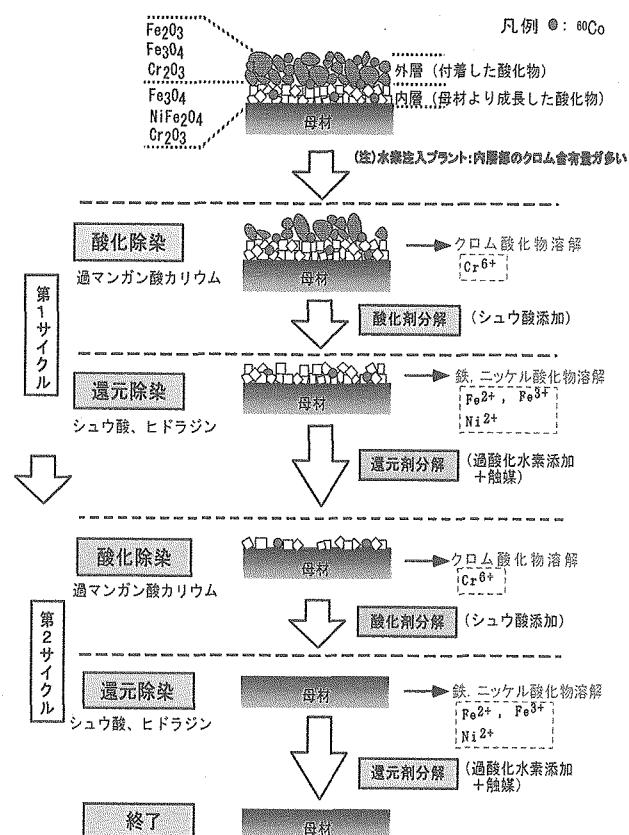


図1 酸化還元除染による付着酸化物の溶解概念

ここまで操作を1サイクルとして、この操作を2サイクル繰り返して除染を行う。

除染剤は各分解工程で分解され、最終的には水と炭酸ガスになり、溶解した金属はイオン交換樹脂により除去される。

## 2.2 除染条件

系統化学除染は、除染効果を示す除染係数DF10を目標に、除染条件確認試験（基礎試験、実機模擬試験）で得られた知見を踏まえ<sup>4)</sup>、下記の条件で実施した。

### (1) 除染剤

- ・酸化溶解：過マンガン酸カリウム 約500ppm
- ・還元溶解：シュウ酸 約2,000ppm  
(ヒドラジンでpHを2.5に調整)

(2) 温度：90±5°C

- (3) 除染工程：酸化除染から始める2サイクル
- ・第1サイクル：酸化(3h)⇒分解⇒還元(6h)  
⇒分解⇒中間浄化⇒
  - ・第2サイクル：酸化(3h)⇒分解⇒還元(6~12h)⇒分解⇒最終浄化

## 2.3 除染範囲と除染設備

第15回定期検査では原子炉冷却系BループのRCP及び下部ヘッダ逆止弁の分解点検を行うことから、Bループ全体を系統化学除染の対象とした。なお、除染対象ループの燃料集合体（112体）はすべて取り出した後に除染を行った。

また、系統化学除染では原子炉冷却系の昇温、除染剤注入、除染剤分解等のための仮設設備が必

要となる。これら除染設備を含めた系統化学除染全体の系統構成概略を図2に示す。

系統構成に当たっては、仮設設備を極力少なくし、既存の設備をできるだけ利用することを基本とした。昇温は余熱除去系（RHR）の熱交換器に蒸気を通氣することにより、加熱器として利用し、浄化のための樹脂塔は原子炉冷却材净化系（CUW）の脱塩器を使用した。仮設設備としては原子炉冷却系Bループに除染剤注入設備として、補助ポンプ、加熱器と除染剤注入装置を、CUWに除染剤分解設備として触媒塔と分解剤注入装置を、蒸気ドラムに分解ガス処理用として気体廃棄物処理装置を設置した。

## 2.4 除染時のモニタリング

### (1) 水質モニタリング

除染工程の状態把握及び各工程の終了判定を行うため、サンプリング場所、頻度、分析測定項目を定めて水質測定を行った。測定項目は管理用分析項目と参考用分析項目に分け、管理用分析項目は各除染工程の状態を把握するため優先的に分析し、結果を除染の工程管理に反映した。参考用分析項目は金属、放射能除去量等の評価に必要な項目で、データ解析に使用した。

### (2) 線量当量率モニタリング

除染の進行状況を監視し、系統内での局的な線量当量率の上昇の有無を確認するため、無線式シリコン半導体検出器システム（無線式エリヤモニタ）を用いて、除染対象系統各部の19箇所で連続モニタリングを行い、除染進行状況を把握した。

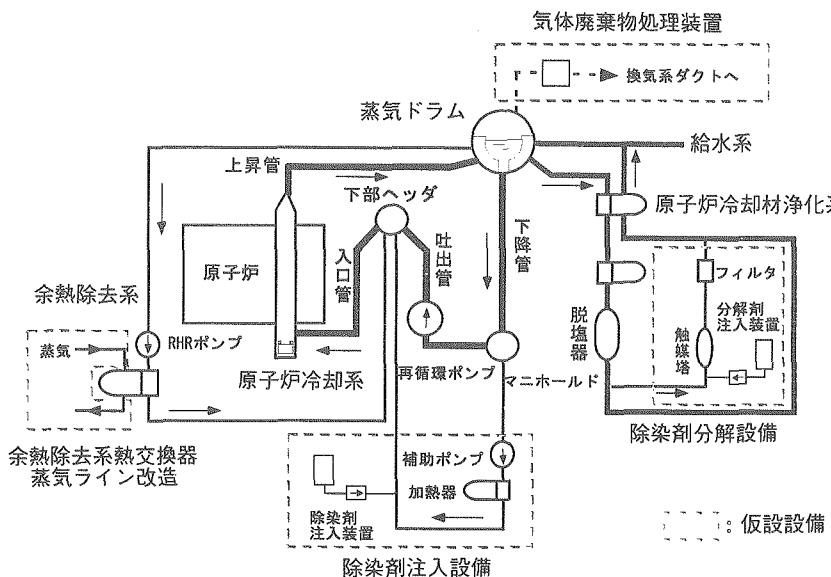


図2 系統化学除染全体系統構成

また、除染効果を定量的に評価するため、上記連続測定とは別に、除染前後に電離箱式サーベイメータで、機器配管表面線量当量率を約200ポイントで測定した。

さらに作業時の被ばく管理のため、作業雰囲気空間線量当量率についても約100ポイントで測定するとともに、除染設備廻りの除染作業員の立ち入る個所に関しては、自動表示装置を設置し、不要な被ばくを防止するよう努めた。

### (3) 材料健全性モニタリング

除染液が腐食等の悪影響を構造材に及ぼさないことは炉外材料健全性確認試験で確認されているが、念のため実機除染時においても材料健全性が維持されることを確認するため、圧力管内に試験片を装荷し、腐食及び応力腐食割れについてのモニタリングを行った。

## 2.5 除染時の体制と運転

### (1) 除染体制

除染実施に当たってはサイクル機構と除染設備担当メーカーを含めた系統化学除染本部を設置し、作業指揮体制を明確にし、作業を円滑に遂行するとともに、作業の安全を図った。系統化学除染本部は中央制御室内に設置し、発電課運転員との連携を密接に行うとともに、昼夜二交代制で臨み、連続作業に対応した。

### (2) 運転操作

系統化学除染時の運転操作は、系統化学除染本部の指揮に基づき、プラント設備に関しては発電課が、除染設備に関してはメーカーが分担実施した。

## 3. 除染時の状況

### 3.1 除染作業及び運転

除染作業は図3に示すフローに沿って進めることができた。また、除染期間中の系統及び除染設備の運転状態はおおむね計画どおりであった。

しかし、還元除染Iの後半から還元剤分解Iにかけて、RCPシール注排水系のフィルタ差圧が上昇したため、フィルタ交換の間RCPを停止し、仮設の補助ポンプとRHRポンプによる循環運転を行った。

また、酸化除染中のMnO<sub>2</sub>の生成及び酸化剤分解から還元除染期間にかけてのクラッド成分の増加により、除染設備のフィルタ差圧が上昇し、フィルタ塔の表面線量当量率が上昇した。このため遮蔽体の追加やフィルタの追設により対応した。

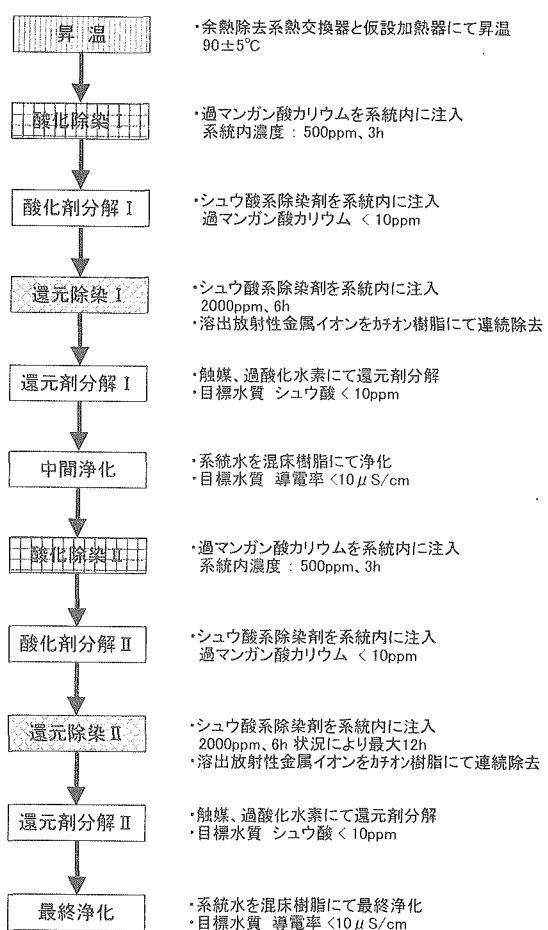


図3 系統化学除染作業フロー

### 3.2 除染時の状態変化

#### (1) 除染剤濃度及びpH

除染期間中の除染剤濃度及びpHの調整結果を図4に示す。酸化剤 (KMnO<sub>4</sub>) 濃度は、酸化除染(I): 480ppm、酸化除染(II): 486ppmであり、目標の500ppmに対して5%以内の範囲で調整できた。

還元剤 (シュウ酸) 濃度は、還元除染(I): 1,750ppm、還元除染(II): 1,730ppmとなり、目標の2,000ppmに対して約10%低い値であった。これは注入したシュウ酸の一部はシュウ酸鉄を生成し消費されたことを考慮すると、妥当な注入量であったと考えられる。

還元除染中の除染液のpHは、ほとんどの期間で2.4~2.7の範囲にコントロールでき、また、中間浄化の最終導電率は3 μS/cmまで、最終浄化の導電率は7 μS/cmまで低下し、目標水質の導電率10 μS/cm以下を満足した。

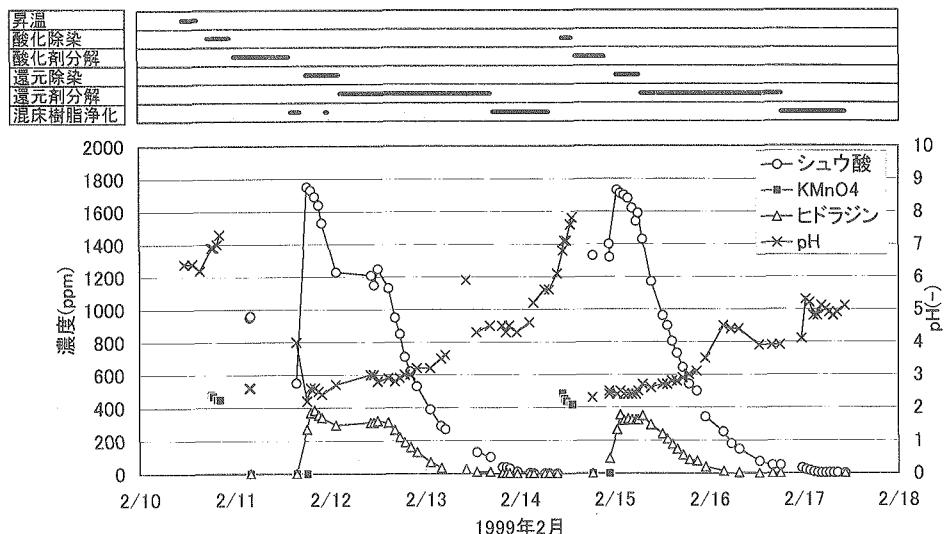


図4 B ループ系統化学除染時の除染液濃度及びpH変化

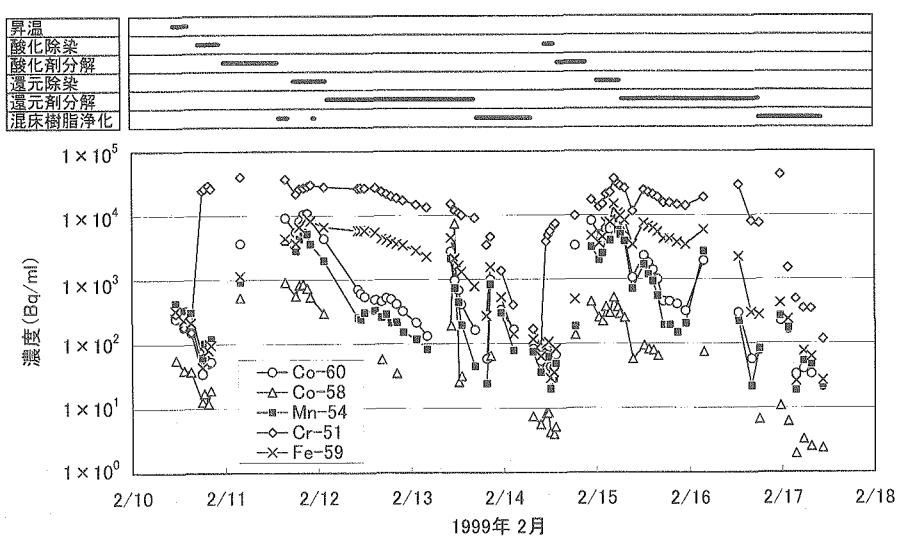


図5 B ループ系統化学除染時の放射能濃度変化

## (2) 放射能濃度変化

除染期間中の放射能濃度変化を図5に示す。酸化除染中は<sup>51</sup>Cr濃度の上昇が見られ、Crを含む酸化物が溶解している挙動を示した。酸化剤の分解工程から還元除染工程に<sup>60</sup>Co、<sup>58</sup>Co、<sup>54</sup>Mn、<sup>59</sup>Fe等の核種濃度が増加した。これらの溶解挙動は還元剤によるFe酸化物の溶解が生じていることを示している。濃度上昇の著しい核種は<sup>51</sup>Crであり、最大 $5 \times 10^4$  Bq/cm<sup>3</sup>に達した。<sup>60</sup>Co及び<sup>59</sup>Feは最大 $1 \times 10^4$  Bq/cm<sup>3</sup>に達し、さらに、<sup>54</sup>Mn濃度は $5 \times 10^3$  Bq/cm<sup>3</sup>まで溶出した。

短半減期の<sup>51</sup>Cr及び<sup>59</sup>Fe濃度が高いことから、

水素注入によるCrの析出及び給水系から持ち込まれたFeの蓄積が多かったことが推定される。

除染サイクルⅠ及びⅡにおける各放射性核種濃度はほぼ同等であり、ほぼ同量の放射能が各除染サイクルで溶出したと考えられる。

なお、<sup>51</sup>Cr及び<sup>59</sup>Feの核種は、ほとんどが三価のイオンとして存在するためシュウ酸錯体を形成し、アニオンとして挙動するため、還元剤分解工程のCUWカチオン樹脂通水時にはほとんど除去できず、カチオン及びアニオン混合樹脂塔（混床塔）通水時に除去された。

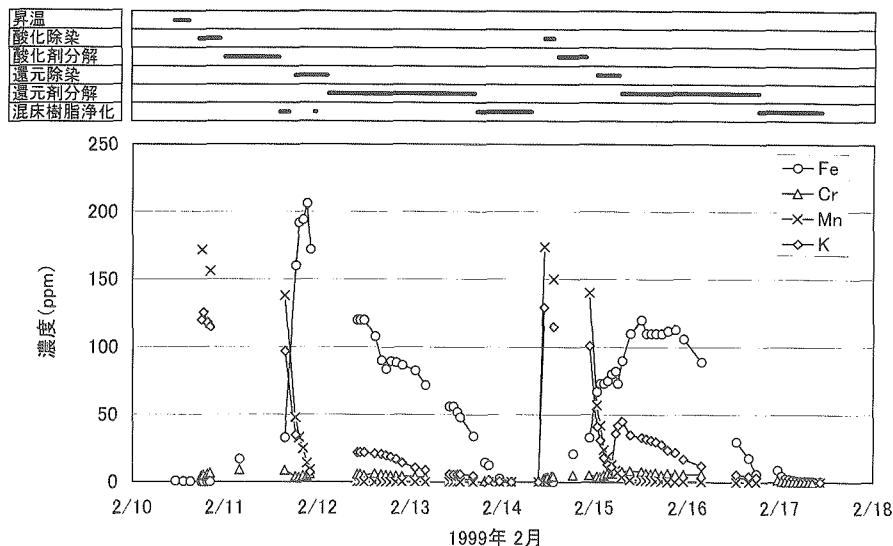


図 6 B ループ系統化学除染時の金属濃度変化

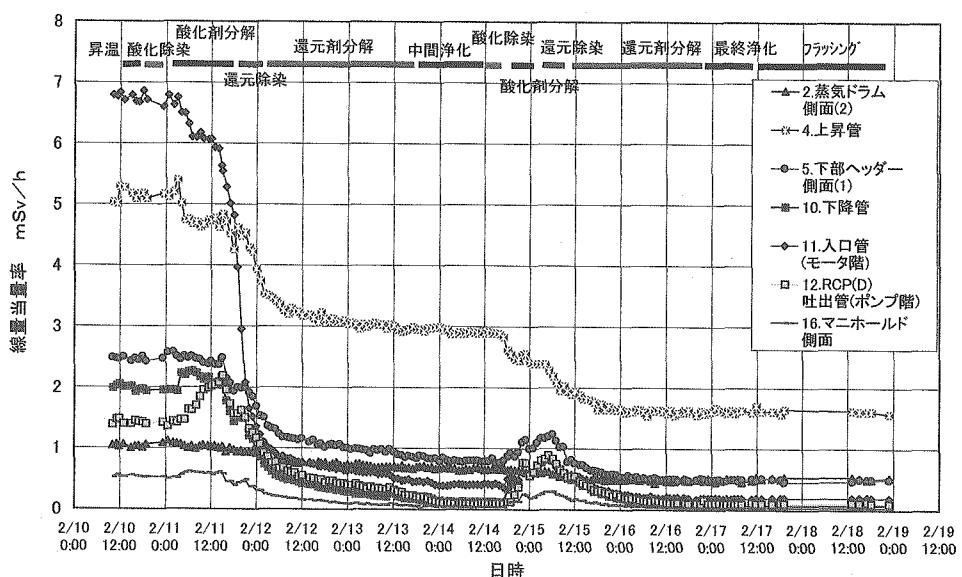


図 7 無線式エリアモニタによる原子炉冷却系機器配管の表面線量当量率変化

### (3) 金属濃度変化

除染期間中の金属濃度変化を図 6 に示す。Cr は酸化除染期間中に濃度上昇が見られ、Fe は酸化剤の分解から還元除染初期に濃度上昇が見られた。これらの挙動は、前述した放射能濃度変化とほぼ同等の挙動を示した。

なお金属成分のうち、Mn 及び K は酸化除染剤として添加した成分であり、添加した薬品濃度に依存した挙動を示している。

### (4) 線量当量率変化

原子炉冷却系機器配管の表面線量当量率変化を

リアルタイムに把握するため、無線式エリアモニタによる 19 点の連続測定を行った。その結果の一例を図 7 に示すが、これは代表的な 7 点について、1 時間毎のデータをプロットしたものである。

図 7 から分かるように、1 サイクル目の酸化剤分解工程から還元工程にかけて線量当量率が大きく低下している。特に顕著なのは入口管であり、1 サイクルの除染で大幅に低下した。

2 サイクル目において、下部ヘッダ、マニホールド、RCP吐出管等の線量当量率が一時上昇するが、還元剤分解工程から浄化工程で低下している。

これらの挙動変化は機器配管付着放射能が溶解又は剥離し、炉水中の放射能濃度が上昇することによるものであり、CUW脱塩器通水による放射能濃度の低下とともに線量当量率も低下した。

このように除染による放射能の局所的な滞留蓄積による線量当量率の異常な上昇ではなく、良好に除染作業が進行した。

#### 4. 除染結果

前章で述べた除染実施結果を踏まえ、今回の除染実施による除染効果、放射能及び金属除去量、並びに廃棄物発生量について以下に示す。

##### 4.1 除染係数

除染前後の原子炉冷却系機器配管表面の線量当量率測定値を基に、各機器配管の面積を考慮した総括除染係数（DF）を求めた。結果を表1にまとめるとする。

###### (1) RCP等の分解点検作業にかかる除染係数

表1から分かるように、RCP等の分解点検作業に直接影響する機器配管のDFは20.3が得られた。この結果、RCP等の分解点検エリアであるBループポンプ階の雰囲気線量当量率も、機器の表面線量当量率低下により、除染前の1/19.6に低下しており、除染による線源低減効果は顕著であった。

###### (2) 系統全体の除染係数

一方、上昇管及び蒸気ドラムを含めた原子炉冷却系Bループ全体のDFは6.5の値が得られた。この値は上記RCP分解点検に直接影響する機器配管のDF(20.3)と比較して小さいが、これは上昇管及び蒸気ドラムのDFが4程度と小さかったためである。

##### (3) 機器単体の除染係数

また、表から分かるように機器別のDFは、入口管が最大で23.8、上昇管が最低で3.2であり、機器別の単純平均値としては10.8となった。

以上、今回の除染では、機器分解点検にかかる部位については目標値であるDF10は十分達成できた。

なお、入口管を始めとする炉心入口側でDFが高く、出口側である上昇管及び蒸気ドラムで低かったのは、原子炉冷却系機器配管の応力腐食割れ感受性低減対策として昭和60年に開始し<sup>3)</sup>、長期にわたり継続している水素注入の結果、入口管部側と上昇管部側における酸化皮膜性状が違っているためと考えられる。これは、水素注入により水の放射線分解が変化し、炉水中の溶存酸素や過酸化水素の濃度が炉心入口側では低く、出口側では相対的に高くなっていることにより、Cr酸化物の化学形態が異なっているものと考えている。すなわち、入口管部側においてはCrが蓄積し易い形態のため酸化皮膜中のCr含有率が多く、上昇管部側ではCrが蓄積し難い形態のため相対的にCr含有率が少なくFeが多くなっていると考えられるからである。

以上、今回の系統化学除染においては、長期水素注入環境下で生成したクロム含有率の高い酸化皮膜を有する部位に対し、酸化除染工程から始めるHOP法を適用することによって十分な除染効果を得ることができ、HOP法の有効性が確認できた。

##### 4.2 被ばく低減効果

RCP及び下部ヘッダ逆止弁の分解点検作業における除染による線量当量低減効果については、除

表1 原子炉冷却系Bループの系統化学除染における総括除染係数

機器名称	平均線量当量率 (mSv/h)		機器別の除染係数 Pav/Qav	機器の表面積 (m <sup>2</sup> ) Si	Pav · Si	Qav · Si
	除染前 Pav	除染後 Qav				
上昇管	4.50	1.41	3.2	367.9	1655.6	518.7
蒸気ドラム	3.33	0.80	4.2	173.0	576.1	138.4
下降管・吐出管*	2.37	0.16	14.8	106.5	252.4	17.0
マニホールド*	1.00	0.28	3.6	20.2	20.2	5.7
再循環ポンプ(B)*	1.61	0.09	17.9	20.5	33.0	1.8
再循環ポンプ(D)*	1.36	0.12	11.3	20.5	27.9	2.5
下部ヘッダ*	3.58	0.50	7.2	26.5	94.9	13.2
入口管*	6.67	0.28	23.8	388.4	2590.6	108.8
合計	—	—	—	系統全体	5250.7	806.1
				*部	3019.0	149.0
総括除染係数 DF	$DF = \Sigma (Pav \cdot Si) / \Sigma (Qav \cdot Si)$			系統全体	6.5	
				*部	20.3	

備考 \*部はRCP分解点検に直接影響する個所

・機器別の除染係数の単純平均は10.8

・RCP分解点検にかかるBループポンプ階作業雰囲気線量当量率は除染前の1/19.6

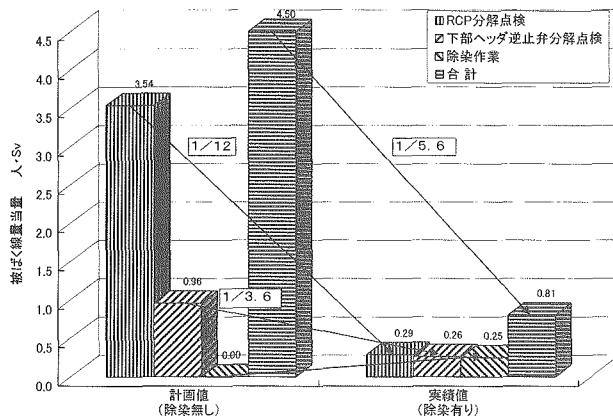


図 8 RCP等分解点検における系統化学除染の効果

染を実施しない場合の予測値と除染後の実績値とを比較することで評価するものとし、その結果を図 8 に示す。

図 8 から分かるように、RCP等の分解点検作業における総線量当量は、除染しない場合の予測値 4.5 人・Sv に対して、除染設備の設置、撤去を含む除染作業による被ばくも含めた実績値は 0.8 人・Sv であり、被ばく線量当量を 1/5.6 に低減することができ、3.7 人・Sv の低減効果をもたらした。特に RCP の分解点検に関しては 1/12 の低減効果であり、除染効果が顕著であった。

なお、定検作業全体としては、除染しない場合の予測値 6.9 人・Sv に対し、実績値 4.0 人・Sv となり、2.9 人・Sv の低減となった。

#### 4.3 放射能及び金属除去量

##### (1) 放射能除去量

今回の除染により原子炉冷却系 B ループの機器配管から溶出した放射能は CUW 脱塩器、除染剤分解触媒塔、除染設備内のフィルタ等に蓄積し除去された。これらの中、前 2 者に蓄積された量は水質分析結果により評価したが、残りのフィルタへの蓄積量は、フィルタの表面線量当量率測定結果から、<sup>60</sup>Co相当量として評価した。結果を表 2 に示す。

表 2 から分かるように、CUW 樹脂塔及び触媒塔の放射能蓄積量の合計は 17TBq ( $1.7 \times 10^{13}$  Bq) であり、触媒塔への蓄積量は全体の約 15% である。

核種別に見た場合、<sup>51</sup>Cr が全体の 45%、<sup>60</sup>Co 及び<sup>59</sup>Fe が各々約 20% であり、<sup>51</sup>Cr の寄与が多い。第 9 回定検時に還元除染法で行った B ループの除染では、<sup>51</sup>Cr 除去量は全体の約 3 % であったことから<sup>2)</sup>、今回の酸化還元除染法が Cr の除去に適し

表 2 B ループ系統化学除染時の放射能除去量

核種	第 15 回定検除去量 (Bq)			
	CUW 樹脂塔	触媒塔	フィルタ	
<sup>60</sup> Co	$3.6 \times 10^{12}$	$1.4 \times 10^{10}$	—	$3.6 \times 10^{12}$
<sup>59</sup> Co	$4.0 \times 10^{11}$	$2.3 \times 10^9$	—	$4.0 \times 10^{11}$
<sup>51</sup> Cr	$5.7 \times 10^{12}$	$2.1 \times 10^{12}$	—	$7.8 \times 10^{12}$
<sup>54</sup> Mn	$2.2 \times 10^{12}$	$1.6 \times 10^{10}$	—	$2.2 \times 10^{12}$
<sup>58</sup> Fe	$2.6 \times 10^{12}$	$4.6 \times 10^{11}$	—	$3.1 \times 10^{12}$
<sup>65</sup> Zn	$6.9 \times 10^{10}$	—	—	$6.9 \times 10^{10}$
合計	$1.4 \times 10^{13}$	$2.6 \times 10^{12}$	—	$1.7 \times 10^{13}$
<sup>60</sup> Co換算*	$5.9 \times 10^{12}$	$2.7 \times 10^{11}$	$2.5 \times 10^{11}$	$6.5 \times 10^{12}$

注：<sup>60</sup>Co換算値は各核種の線量当量率への寄与を比較するため、 $\gamma$ 線エネルギー、放出率等により、<sup>60</sup>Co相当量に変換したもの。ここでは合計値を表示している。

表 3 B ループ系統化学除染時の金属除去量

金属	第 15 回定検除去量 (kg)		
	CUW 樹脂塔	触媒塔	合計
Fe	52	10	62
Ni	0.9	—	0.9
Cr	0.8	1.2	2.0
合計	54	11	65

た除染法であることが分かる。

また<sup>60</sup>Co換算放射能量で見た場合、フィルタへの蓄積量は全換算放射能量の 4 % 程度であった。

##### (2) 金属除去量

水質分析結果から CUW 樹脂塔及び触媒塔への金属蓄積量を評価した。結果を表 3 に示す。

表 3 から分かるように、金属の除去量は Fe が 62kg と 95 % を占めた。その他の金属としては Ni が 0.9kg、Cr は 2.0kg であった。金属除去量においても、Cr 除去量は以前の除染と比較して約 1 術増加しており、放射能除去量と同様な結果となった。

#### 4.4 廃棄物発生量

除染作業により発生した廃棄物としては、廃樹脂量が  $4.1 \text{ m}^3$  であり、還元除染を実施した第 9 回定検時のほぼ半分であった<sup>2)</sup>。また廃棄触媒及びフィルタが各々  $0.5 \text{ m}^3$  及び 7 体であった。

廃樹脂は通常の CUW 廃樹脂処理手順により処理し、廃触媒等は遮蔽付ドラム缶に収納し、固体廃棄物貯蔵庫に収納した。

#### 4.5 除染時の材料モニタリング

系統化学除染中における原子炉冷却系構成材料の腐食状況を確認するため、圧力管内に試験片を装荷し、除染作業後に取り出して腐食状況を調査した。

その結果、いずれの鋼種においても腐食深さは  $1 \mu\text{m}$  未満であり、許容目安値 [ステンレス鋼 (SS)

:  $\leq 1 \mu\text{m}$ ] を下回っており、また局部腐食や応力腐食割れの発生は認められず、除染中の材料健全性が確認された。これらの結果は炉外材料健全性確認試験と変わりない結果であった。

## 5. おわりに

「ふげん」の第15回定期検査において、RCP及び下部ヘッダの分解点検作業の被ばく低減、及び今定検以後本格実施される亜鉛注入技術の補完を目的に、新しく開発された酸化還元除染法（HOP法）による原子炉冷却系Bループの系統化学除染を行い、良好な除染結果を得ることができた。

除染結果の概要をまとめて以下に示す。

- (1) 酸化還元除染法（HOP法）を原子炉冷却系Bループの系統化学除染に適用した。その結果、RCP及び下部ヘッダ分解点検時の被ばく線量に直接影響する機器・配管部分の総括除染係数は、目標としたDF10以上に対して、20.3を達成し、原子炉建屋（R/B）ポンプ階の空間線量当量率は約1/20に低減した。

また系統全体としてのDFは6.5であった。

- (2) RCP等の分解点検にかかる被ばく線量は、除染しない場合の1/5.6に低減され、総線量当量を3.7人・Sv低減した。

また定検全体の総線量当量は、除染しない場合の予測値6.9人・Svに対し、実績値4.0人・Svであり、総線量当量を2.9人・Sv低減した。

- (3) 今回の除染作業において、除染設備の設置、除染及び後片付けの一連の作業を安全に進めることができ、プラント及び除染設備の異常も無く、所期の目的を達成し、酸化還元除染法の有効性を実証した。

今回「ふげん」で実施した系統化学除染は、国内で開発された除染方法の有効性を実証したことになり、大きな意義をもっている。

今後は、次回定期検時に予定しているAループの化学除染をより効率的に進めるべく、除染計画、装置改造、運転方法の見直し等を進める予定である。

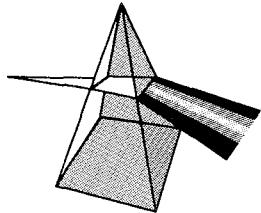
## 謝辞

系統化学除染の実施に当たり、除染担当メーカーである(株)日立製作所の中村文人氏及び栗田エンジニアリング(株)の玉川忠氏を始めとする関係者各位には計画段階から多大なる御協力を頂き、さらに除染作業に従事された三菱重工業(株)斎木秀男氏を始めとする関係者各位、及び富士電機(株)殿の各位にも多大なる御協力を頂きました。ここに、本紙上をお借りして関係者各位に厚く御礼申し上げ、感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) 高城久承、八木正邦 他：“ふげん発電所における短期亜鉛注入試験結果”，日本原子力学会「1999年秋の大会」予稿集，J50, p.627.
- 2) 直井洋介、北端琢也 他：“新型転換炉ふげん発電所における系統化学除染技術の開発と経験（II）系統化学除染の結果”，日本原子力学会誌, Vol.38, No.6, p.511 (1996).
- 3) 北端琢也、中村孝久 他：“新型転換炉ふげん発電所における水素注入法の開発”，日本原子力学会誌, Vol.35, No.1, p.75 (1993).
- 4) 中村文人、長瀬 誠 他：“ふげん発電所系統化学除染のための予備試験”，日本原子力学会「1999年春の年会」要旨集, K61, p.629.
- 5) 森田 聰、青井正勝 他：“ふげん発電所における系統化学除染結果”，日本原子力学会「1999年秋の大会」予稿集，J60, p.637.

## 【技術報告】



# IAEA/RCA個人線量計国際相互比較の結果

辻村 憲雄 百瀬 琢磨 林 直美

東海事業所 安全管理部

資料番号：7-2

Results of the IAEA/RCA Personal Dosemeter Intercomparison

Norio TSUJIMURA Takumaro MOMOSE Naomi HAYASHI  
Environment and Safety Division, Tokai Works

国際原子力機関（IAEA）は、地域協力協定（RCA）の放射線防護基盤の強化プロジェクトの一環として、1990年からアジア諸国を対象とした光子用個人線量計の相互比較を開始した。サイクル機構は動燃事業団時代の1990年から1996年までの計4回この相互比較に参加しており、第3回以降は個人線量計の照射も一部担当した。

本報告書では、過去4回の相互比較の結果を取りまとめ、機構の公式個人線量計であるTLDバッジの線量当量評価精度を検証した。この相互比較で評価の対象とされた線量は、現在国内で放射線防護関連法令等への採り入れが検討されている「個人線量当量( $H_p(d)$ )」であり、また照射条件等も国内で一般的に適用されている方法とは異なるものであったが、最新の相互比較の結果ではTLDバッジによる線量当量評価値はほとんど全ての試験項目について基準値に±10%以内の範囲に入った。TLDバッジの良好な線量当量評価性能を確認するとともに、個人線量当量の法令等への採り入れに先駆けて個人線量計測に関する技術上の課題を整理することができた。

*The intercomparison of personal dosimeters for photon was carried out between 1990 and 1996 as part of the IAEA/RCA "Strengthening of radiation protection infrastructure" project. Japan Nuclear Cycle Development Institute participated in the intercomparison as one of the in-house personal dosimetry service organizations in Japan and also served the host irradiating laboratory.*

*This report summarizes the dose evaluation results obtained from the JNC-TLD badges in the past four intercomparison programs. In the latest intercomparison the evaluated doses agreed to the reference doses with an accuracy of 10%.*

## キーワード

相互比較、実用量、個人線量当量( $H_p(d)$ )、TLDバッジ、ファントム*Intercomparison, Operational Quantity, Personal Dose Equivalent ( $H_p(d)$ ), TLD badge, Phantom*

## 1. はじめに

国際原子力機関（IAEA）は、地域協力協定（Regional Cooperative Agreement for Research, Development and Training related to Nuclear Science and Technology: RCA）の「放射線防護基盤の強化プロジェクト」の一環として、1990年からアジア太平洋地域のRCA加盟国を対象に個人線量計の国際的な相互比較プログラムを開催した。この相互比較プログラムは、RCA加盟国の個人線量測定技術の現状把握と線量測定・校正技術の向上を目的したものであり、サイクル機構東海事業所では、内部実施により個人線量測定サービス

を行っている機関の一つとして1990年から1996年までの計4回この相互比較に参加した。また、第3回以降のプログラムでは試験項目のうち一部の照射を担当した。

この相互比較では、国際放射線単位・測定委員会（ICRU）が新たに提案した線量概念である「個人線量当量（Personal Dose Equivalent）」が個人線量計による評価の対象量として一部採用されている。現在、国内では国際放射線防護委員会（ICRP）の新しい基本勧告の放射線防護関連法令等への採り入れ準備が進められており、その中に上記のような個人線量計による評価の対象とす

る線量の定義、数値の変更も含まれている。そのため、国内法令等への採り入れに先駆けて、評価の対象量を「個人線量当量」に変更した場合の個人線量計測に関する技術上の課題を事前に整理しておくことは、意義が高い。本報告では、これまでの相互比較の結果を取りまとめ、機構の公式個人線量計であるTLDバッジの線量当量評価精度を検証するとともに、上記に係る技術上の課題を前もって整理した。

## 2. IAEA/RCA個人線量計相互比較の概要

### 2.1 相互比較の目的

- IAEA/RCA個人線量計相互比較（以下、RCA相互比較）の目的は以下のとおりである。
- ① 光子に対するICRUの実用量（operational quantity）を基準として個人モニタリングを実施する線量測定サービス機関の能力評価
  - ② 個人線量計を校正するための照射場の提供（参加者が保有する照射設備では実現できないようなエネルギー、線質を持つ場）
  - ③ 個人モニタリング技術に関する情報交換

### 2.2 経緯と参加国

1988年10月に最初の活動である「個人及び環境放射線測定の相互比較に関するワークショップ」が東海村で開催された。このワークショップには、11カ国から12名の参加があり、それぞれの国の個人モニタリングの状況と個人線量計の諸特性に関する発表がなされた。この会合の結果を受け、1990年に第1回、1992年に第2回の相互比較が実施され、その結果に関するワークショップが東海村で開催された<sup>1), 2)</sup>。続いて1995年と1996年にそれぞれ第3回、第4回の相互比較を実施し、その結果に関する最終的なワークショップが1997年11月にインド（Bhabha Atomic Research Centre）で開催された。

第1回の相互比較には全RCA加盟国17機関が参加したが、相互比較の規模を拡大した第3回以降では国内外約30機関が参加した。国内からは、日本原子力研究所（原研）とサイクル機構が第1回から第4回、民間の個人線量測定サービス会社2社が第3回と第4回に参加した。

なお、この相互比較プログラムは、IAEA、放射線医学総合研究所、原研、サイクル機構、オーストラリア放射線研究所（ARL）及びニュージーランド国立放射線研究所（NRL）の協力のもとに実施された。

### 2.3 個人線量計相互比較の方法

個人線量計相互比較の方法は、各参加者の個人線量計を同一の条件で照射し、参加者には照射量を知らずに照射量を評価させ、その評価値を相互に比較検討するものであり、線量測定に係る技術力の分析、判断の手段として広く実施されている方法である。RCA相互比較の方法の流れを図1に示す。以下、図にしたがってその内容等について説明する。

相互比較では6種類の項目の照射試験が行われ、1つの照射につき3個の個人線量計を線量評価用として使用する。

- (1) 参加者は評価用として照射項目数当たり3個、バックグラウンド線量評価用と予備として12個の個人線量計を再生処理するなどした後に窓口である原研東海研究所に送付する。
- (2) 原研では放射性同位元素や放射線発生装置等を用いて所定の線量の照射を行った後、線量当量評価結果記録用紙、質問票と共に照射済個人線量計を各参加者に返却する。当初は原研が参加個人線量計の照射を一括して行っていたが、第3回以降は個人線量計を原研からサイクル機構東海事業所、ARL及びNRLに郵送し試験項目毎に照射を分担した。
- (3) 参加者は、返却された個人線量計を測定し、照射された線量当量の値を評価する。評価した線量当量を記入した記録用紙を原研に送付する。
- (4) 約2～3ヵ月後に原研より照射に利用した線源の種類、エネルギー、照射した線量当量値（基準値）が明らかにされる。この段階で参加者は各自が評価値と基準値との比較・検討を行う。
- (5) 各参加者から報告された線量当量値の取りまとめを原研で行う。

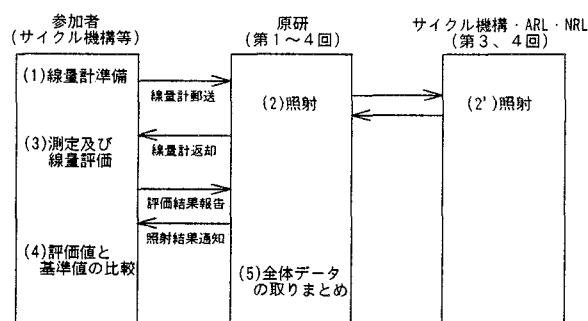


図1 RCA相互比較の流れ

表1 RCA相互比較の照射項目並びに評価対象量

	フェーズI		フェーズII	
	第1回(1990)	第2回(1992)	第3回(1995)	第4回(1996)
試験項目 (照射機関)	X線(Broad beam) 60.4keV (原研) X線(Narrow beam) 32.1keV (原研) 64.1keV (原研) 95.5keV (原研) 161keV (原研) 203keV (原研)  $\gamma$ 線 $^{60}\text{Co}$ $^{137}\text{Cs}$ $^{226}\text{Ra}$ (原研) (原研) (原研)		X線(ISO Wide spectrum series) 45keV (ARL) 79keV (ARL) 134keV (ARL) X線(ISO High air kerma rate series) 19.7keV (NRL)  $\gamma$ 線 $^{60}\text{Co}$ $^{137}\text{Cs}$ (原研) (サイクル機構)	
ファントム	使用せず	使用せず (一部原研平板水 ファントム)	ISO平板水ファントム	
評価対象量 [単位]	照射線量 [mR]	照射線量 [mR] $H_p(10)$ [mSv]	$H_p(10)$ [mSv] $H_p(0.07)$ [mSv]	

## 2.4 照射条件と試験項目

RCA相互比較の照射項目及び個人線量計による評価対象量を表1にまとめた。

第1回及び第2回の相互比較では、原研東海研究所がすべての個人線量計の照射を行い、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{226}\text{Ra}$ の $\gamma$ 線及び実効エネルギー32.1～203keVのX線が使用された。個人線量計は一部を除き自由空間中で照射され、その評価対象量は照射線量〔単位(R)〕である。照射線量は、個人線量計による評価対象量として概念的に古い量であるが、ICRUの実用量のアジア太平洋諸国への当時の浸透度をかんがみ相互比較における評価対象量として採用している。

一方、第3回及び第4回の相互比較では、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、ISO準拠のX線(Wide spectrum series)よりビームコードW-60、W-110、W-200、High air kerma rate seriesより同H-30)、あるいはそれらの線源を混合させた場で照射が行われた。前述したように照射は、原研( $^{60}\text{Co}$ )、サイクル機構( $^{137}\text{Cs}$ )、ARL(X線)及びNRL(X線)で分担した。また、照射の際にISO平板水ファントムを使用し、個人線量計による評価の対象量としてICRU組織で構成された30×30×15cmの平板ファントムの深さdにおける線量当量、「個人線量当量( $H_p(d)$ )」を使用した。 $H_p(d)$ は、ICRU Report 47<sup>3)</sup>で示された個人の放射線防護のための実用量であり、国内法令への採り入れが現在検討されている。

## 3. TLDバッジの仕様と線量評価法

RCA相互比較では、サイクル機構は機構の公式個人線量計であるTLDバッジを使用した。TLDバッジは、 $\beta/\gamma$ 線用TLD(松下産業機器株式会社製UD-808P)、中性子線用TLD(同、UD-809P)及び専用バッジケース(同、UD-887PH1)から

構成される。UD-808PのTLDの構成を表2に示す<sup>4)</sup>。

今回の相互比較で線量評価に使用したUD-808Pは、 $^{7}\text{Li}_2^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ 素子が3個、 $\text{CaSO}_4(\text{Tm})$ 素子が1個の合計4個のTLD素子から成る。第1、第2及び第4素子は、 $^{7}\text{Li}_2^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ であり、これは実効原子番号が人体組織のそれとほとんど同じ値であるため所定の厚さのフィルタ直下の組織吸収線量の近似値を与える。したがって、人体(あるいはファントム)装着時には、所定の深さにおける線量当量を測定することが可能である。また、第3素子は $\text{CaSO}_4(\text{Tm})$ 素子であり、これは低エネルギー $\gamma$ 線に対して特に高い相対感度を持ち、入射 $\gamma$ 線のエネルギーの推定等に使用する。

TLDバッジによる $\gamma$ 線の照射線量及び線量当量の評価方法を説明する。

### (1) 照射線量の評価方法

第1回及び第2回の相互比較では、個人線量計は自由空間中で照射され、評価の対象量は照射線量である。TLDバッジは、人体あるいはファントム上に装着した状態で線量当量を評価するよう設計されたものであるが、線量評価に使用する蛍光体に空気(あるいは生体組織)と実効原子番号がほぼ同等である $\text{Li}_2^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ を使用していること、TLDの測定に使用する読み取り装置はTLDを自由空間中で照射した条件下で校正がなされていること、の2点の理由により、自由空間中の照射に

表2 UD-808PのTLD素子及びフィルタ構成

素子番号	蛍光体及びフィルター	備考
1	$^{7}\text{Li}_2^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ +樹脂17mg/cm <sup>2</sup>	$\beta$ 線70μm線量当量評価用
2	$^{7}\text{Li}_2^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ +樹脂63mg/cm <sup>2</sup>	$\beta$ 線エネルギー評価用
3	$\text{CaSO}_4(\text{Tm})$ +樹脂1,000mg/cm <sup>2</sup>	$\gamma$ 線エネルギー評価用
4	$^{7}\text{Li}_2^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ +樹脂1,000mg/cm <sup>2</sup>	$\gamma$ 線1cm線量当量評価用

(フィルタの厚さにはバッジケースの厚さも含まれている)

限ってTLDの読み取り値を何らエネルギー依存性の補正もせずにそのまま「照射線量」の近似値と見なすことができる。したがって、照射線量の評価には第1素子 ( $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu}) + 17\text{mg}/\text{cm}^2$ 樹脂) を使用し、その読み取り値からバックグラウンド線量を差し引いた値を照射線量の評価値として報告した。また、数100keV以上の高エネルギー $\gamma$ 線の照射の場合には、第3素子 ( $\text{CaSO}_4(\text{Tm}) + 1,000\text{mg}/\text{cm}^2$ 樹脂) から照射線量を評価した。この理由は、数100keV以上のエネルギー領域では照射線量に対する $\text{CaSO}_4(\text{Tm})$ のエネルギー依存性が無視できるためである。また、 $\text{CaSO}_4(\text{Tm})$ は  $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ に比べて発光効率が大きいため統計変動が小さいこと、フェーディングが小さいことといった線量評価上の利点がある。

## (2) $H_p(d)$ の評価方法

東海事業所の定常モニタリングで使用している $\gamma$ 線の1cm線量当量の評価式を以下に示す。

$$H_\gamma = K_\gamma(E) \times (E4 - BG) \quad \dots\dots(1)$$

$H_\gamma$  :  $\gamma$ 線の1cm線量当量 [mSv]

$K_\gamma(E)$  : 校正定数 [mSv/R  $^{137}\text{Cs}$  eq.]

$E4$  : 第4素子の読み取り値 [mR  $^{137}\text{Cs}$  eq.]

$BG$  : バックグラウンド線量 [mR  $^{137}\text{Cs}$  eq.]

ここで、校正定数  $K_\gamma(E)$  は、数100keV以上の高エネルギー $\gamma$ 線に対しては、10.0 [mSv/R  $^{137}\text{Cs}$  eq.]、低エネルギー $\gamma$ 線の場合には 11.0~12.0程度となる。東海事業所ではプルトニウム燃料の取扱いに伴い  $^{241}\text{Am}$ による60keVの被ばくを受ける作業者については校正定数として 11.5 [mSv/R  $^{137}\text{Cs}$  eq.] を使用している。この値は、JISファンтом (PMMA製) 上に設置した場合のTLDバッジのエネルギー特性と1cm線量当量のエネルギー依存性の比較により決定した。なお、低エネルギー $\gamma$ 線の混在の有無及びその実効的なエネルギーに関する情報は、蛍光体素材の異なる第3素子と第4素子の発光比から推定した。

一方、第3回及び第4回の相互比較においては、個人線量計の評価対象量としてICRU平板ファントム中の深さ  $d$  の点で定義された線量当量 ( $H_p(d)$ ) が採用されている。(1)式で評価の対象としている1cm線量当量はICRU球の深さ10mmの点で定義された線量当量であるため、TLDバッジにより  $H_p(10)$ を評価するには、 $H_p(10)$ と1cm線量当量のエネルギー依存性の違いをあらかじめ考慮に入れる必要がある。そこで(1)式の基本的な構成はそのまま、校正定数の値のみを変えた次式を使用した。

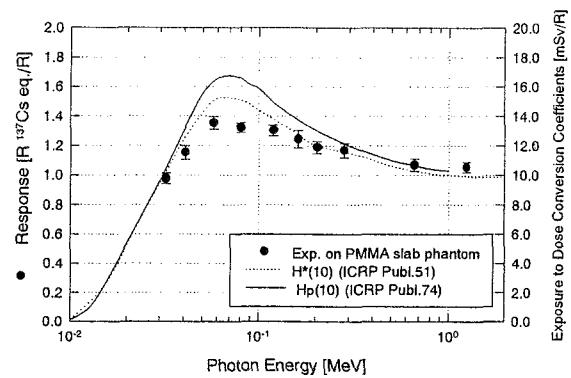


図2 TLDバッジの第4素子 ( $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu}) + 1,000\text{mg}/\text{cm}^2$ 樹脂) のエネルギー依存性  
(PMMA製平板ファントム上で照射)

$$H_p(10) = K_{p,d=10}(E) \times (E4 - BG) \quad \dots\dots(2)$$

$$H_p(0.07) = K_{p,d=0.07}(E) \times (E1 - BG) \quad \dots\dots(3)$$

図2に第4素子の $\gamma$ 線に対するエネルギー依存性を示す。図には、それぞれ1cm線量当量( $H^*(10)$ )及び $H_p(10)$ のエネルギー依存性<sup>5)</sup>も示した。1cm線量当量と $H_p(10)$ を比較すると、80keV近傍で $H_p(10)$ の方が10%程度値が大きい。 $70\mu\text{m}$ 線量当量と $H_p(0.07)$ を比較した場合でも同様の傾向が見られ、これは、線量当量が定義された体系の幾何形状の違いによるものであり、平板体系の方が球体系に比べて後方散乱線の吸収線量への寄与が大きいためである。

## 4. 線量評価結果

### 4.1 判定条件

本相互比較では、個人線量計による評価値の正確さを判断するための一つの目安として、以下に示す考え方を適用した。

評価値を基準値で除したとき、その値に許容される上限  $R_{UL}$ 、下限  $R_{LL}$  は次式で表される<sup>6)</sup>。

$$R_{UL} = 1.5 \times \left( 1 + \frac{H_0}{2H_0 + H_1} \right) \quad \dots\dots(4)$$

$$R_{LL} = \frac{1}{1.5} \times \left( 1 - \frac{2H_0}{H_0 + H_1} \right) (H_1 > H_0) \quad \dots\dots(5)$$

ここで、 $H_i$ は照射された線量、 $H_0$ は個人線量計が記録すべき最小の線量であり、 $H_1 < H_0$ の場合は  $R_{LL} = 0$  として取り扱われる。 $H_0$ は、ICRP Publ.75<sup>7)</sup>によれば「モニタリング期間と1mSvを

超えない年実効線量から導かれるべき」としており、仮に年間に12回のモニタリングを実施するすれば、導出される $H_o$ の値は約0.08 (=1/12) mSvに相当する。この値は、TLDバッジや一般的なフィルムバッジの記録レベルである0.1mSvにほぼ相当する。(4)及び(5)式で表される上下限は、一般に「トランペット曲線」と呼ばれ、こうした個人線量計相互比較で広く利用されつつある。

#### 4.2 第1回及び第2回の結果

第1回及び第2回の相互比較ではそれぞれ6項目、合計12項目の照射がなされた。そのうち、10項目が自由空間中、2項目が原研平板水ファントム（外径寸法30×30×15cm、肉厚10mmのPMMA製）上で照射された。評価の対象量は、前者が照射線量 [R]、後者が $H_p(10)$  [mSv] である。

第1回、第2回の相互比較における線量評価結果をそれぞれ図3、図4に示す。図では、横軸に照射された線量（基準値）、縦軸に照射した線量

に対する評価値（報告値）の比を示しており、さらに(4)及び(5)式で表されるトランペット曲線も示した。なお、ここでは便宜的に $H_o$ の値を0.1mSvにほぼ相当する10mRとした。

自由空間中での照射については、 $^{60}\text{Co}$  2,500mRの照射を除けば報告値は-20%~+0%の範囲内で基準値に一致している。 $^{60}\text{Co}$  2,500mRの照射での約1.3倍の過大評価は、TLDバッジのエネルギー依存性や評価の考え方方に問題があったわけではなく、読み取り装置の高線量域での熱蛍光計数系である周波数カウンタの校正に問題があったことが後に判明した。周波数カウンタを再校正した結果、照射線量評価値は基準値に対して1.01となり、一致した。

一方、第2回の実効エネルギー60.4keVのX線の原研平板水ファントム上での照射については、エネルギー依存性の補正をしたにもかかわらず約30%の過小評価となった。この原因については次節で述べる。

#### 4.3 第3回の結果

1995年に実施された第3回の相互比較と以前までの相互比較との主な相違点は以下の3点である。

- ① ISO準拠のX線を使用。
- ② ISO平板水ファントム（外径寸法30×30×15cm、照射面のみ肉厚2.5mm、他は肉厚10mmのPMMA平板製）を使用。
- ③ 個人線量計の評価対象量として、ICRU平板ファントムの深さ $d$ における線量当量、 $H_p(d)$ を使用。

個人線量計の照射は、前述のように原研東海（ $^{60}\text{Co}$ ）、サイクル機構（ $^{137}\text{Cs}$ ）、ARL（X線）及びNRL（X線）で分担して行った。今回の相互比較での試験項目は計6項目である。X線はISO準拠のWide Spectrum Seriesのうち管電圧が60,110及び200kV、High Air Kerma Rate Seriesのうち管電圧が30kVのものの計4点であり、X線の実効エネルギーはそれぞれ45、79、134及び19.7 keVである。

TLDバッジによる線量評価では、今回の相互比較で評価の対象とした $H_p(d)$ に関する特性などのバックデータは必ずしも十分ではなかったため、東海事業所で定常的に使用している線量評価の考え方を基本的に適用した。すなわち、複数のTLD素子の発光関係からTLDバッジに入射した $\gamma$ 線のエネルギーを推定し、そのエネルギーに応じたエネルギー依存性の補正をするという方法である。

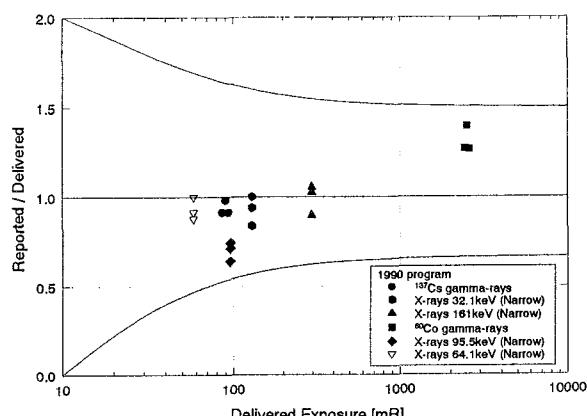


図3 第1回相互比較（1990年）の結果

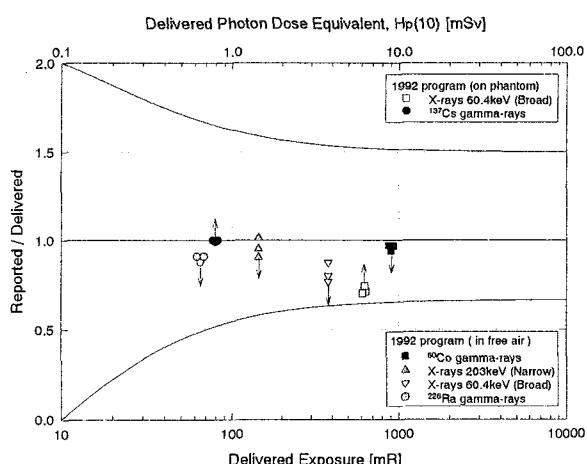


図4 第2回相互比較（1992年）の結果

線量評価結果を図5に示す。今回の相互比較では、 $H_p(10)$ と $H_p(0.07)$ を別々に評価・報告したが、両者の傾向は同様であったので、ここでは $H_p(10)$ についての評価結果のみを示した。TLD素子の発光関係などから推定したX線の実効エネルギーは、実際に照射されたX線の実効エネルギーとおむね一致していたが、TLDバッジによる線量評価結果は45～134keVの範囲で約30%の過小評価であった。第2回の相互比較で、TLDバッジを水ファントムに設置し実効エネルギー60.4keVのX線を照射した際にも $H_p(10)$ を約30%過小に評価しており、これらのことから東海事業所で現在使用されている線量評価の考え方と、今回の相互比較における照射の条件、評価の対象量に対して本来適用されるべき考え方との間の不整合が示唆された。

第2回と第3回の相互比較において、45～134keVの範囲で $H_p(10)$ を約30%過小に評価した原因として以下の要因が考えられる。第1の要因として、ICRU球の深さ10mmの点で定義された1cm線量当量とICRU平板ファントムの深さ10mmの点で定義された $H_p(10)$ の量的な相違があること。第2の要因として、従来、TLDバッジのエネルギー依存性の評価に使用していたJISファントム(PMMA平板ファントム)とISO平板水ファントムの後方散乱特性(ファントムからの後方散乱線がTLD素子に与える影響)の相違が挙げられる。これら2つの要因が、TLDバッジを用いて $H_p(10)$ を評価する際にどれだけの影響を与えるかを、以下の手順により検討した。

第1の要因として挙げた、線量当量の数値的な相違については、ICRU平板ファントムの深さ10mmで定義された $H_p(10)$ に対するICRU球の深さ10mmの点で定義された1cm線量当量の比を計

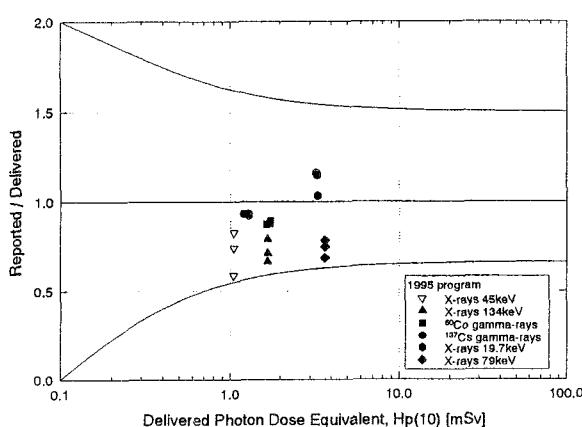


図5 第3回相互比較(1995年)の結果

算する。この比を $F_1$ とする。

$$F_1 = H_{SP, ICRU}(E; 10) / H_{SL, ICRU}(E; 10) \quad \dots\dots(6)$$

第2の要因として挙げたファントムの材質による後方散乱特性の違いについては、大きさ30×30×15cmのPMMAとICRU組織で構成されたファントム中の深さ10mmで定義された線量当量(計算値[8])の比を求め、これを $F_2$ とする。この比は、理想化された線量計を2種類のファントムの深さ10mmの位置に埋め込んで得られる応答の比と考えることができるので、ファントムの後方散乱特性の相違を表す指標となる。なお、相互比較で使用したファントムは平板水ファントムであるが、ICRU組織と水は密度並びに構成原子がほぼ同じであるため、それらの間の後方散乱特性に違いはほとんどないと考えられる。

$$F_2 = \frac{H_{SL, ICRU}(10)}{H_{SL, PMMA}(10)} \quad \dots\dots(7)$$

$$\approx \frac{H_{SL, WATER}(10)}{H_{SL, PMMA}(10)} \quad \dots\dots(7)$$

比 $F_1$ と比 $F_2$ を $\gamma$ 線のエネルギーの関数として表したものを作成したものを図6に示す。 $F_1$ と $F_2$ は共に $\gamma$ 線エネルギー60～80keV近傍で0.9程度の値となり、両者を掛け合わせた値、 $F_1 \times F_2$ は約60keV近傍で0.8程度となることが分かる。

したがって、PMMA平板ファントム上で得られた個人線量計の応答をICRU球で定義された線量当量(従来の1cm線量当量)に規格化するよう定めた校正定数を利用して線量当量を評価するという現在の方法では、今回の相互比較のように評価の対象量を $H_p(10)$ に、個人線量計を照射す

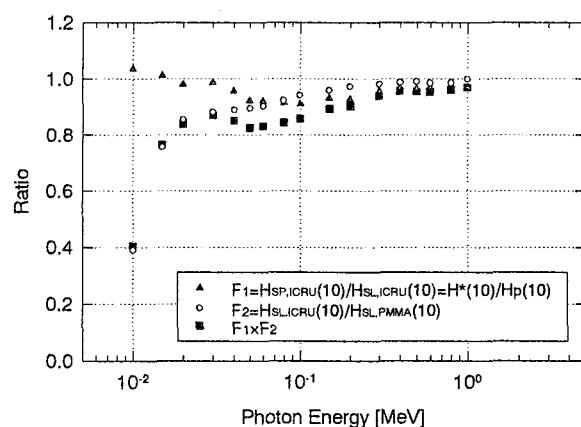


図6 過小評価の要因となるパラメータ $F_1$ 、 $F_2$ のエネルギー依存性

る際に平板水ファントムを使用した場合に図6に示した $F_1 \times F_2$ の分だけ $H_p(10)$ を系統的に過小評価することになる。これが、第2回あるいは第3回の相互比較で実施された60keV近傍のX線の照射で、 $H_p(10)$ を30%過小に評価した主な原因と考えられる。

#### 4.4 第4回の結果

1996年に実施された第4回の相互比較では、第3回の相互比較で使用された線源を組み合わせた条件での照射、入射角度を参加者に知らせない条件での照射、さらに $^{137}\text{Cs}$ と $^{60}\text{Co}$ の照射ではそれぞれ個人線量計の検出下限近傍、ICRPが勧告した実効線量の年限度に相当する20mSv/年( $=100\text{mSv}/5\text{年}$ )近傍の線量の照射がなされた。照射は、前回同様、原研、サイクル機構、ARL及びNRLで分担し、試験項目中の全てがISO平板水ファントム上に個人線量計を設置した条件下でなされた。

今回の相互比較では、複数の線源を組み合わせた条件下で照射がなされ、その組合せは不明であったが、実測されたTLDバッジの第3素子と第4素子の発光比より実効エネルギー等を推定し、第3回の相互比較の結果を反映してそれぞれのエネルギーに対する校正定数を設定し、線量を評価した。

評価結果を図7に示す。照射された $\gamma$ 線とX線のエネルギー範囲は複合照射も含めて19.7keV～1.25MeV、線量範囲は0.3～20mSvと極めて多様な条件のものであったが、第3回の試験結果を踏まえて校正定数を設定し線量評価の段階で適切に反映することができたため、評価した $H_p(10)$ はほとんどの試験項目で±10%以内の範囲に入った。

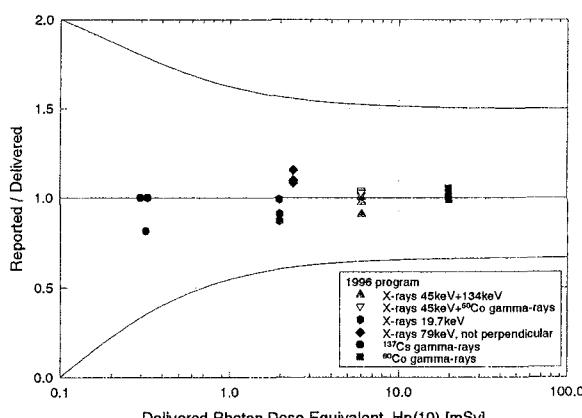


図7 第4回相互比較（1996年）の結果

#### 5. おわりに

IAEAが1990年から1996年にわたって、RCA加盟国の放射線防護基盤の強化プロジェクトの一環として実施したRCA相互比較の結果を取りまとめた。サイクル機構は第1回から第4回まで、内部実施により個人線量測定サービスを行っている機関の一つとして参加するとともに、また第3回以降は相互比較の試験項目のうち一部の照射を担当した。

この相互比較を通じて、以下の知見が得られた。

- (1) TLDバッジによる線量評価値は全て許容範囲((4)式及び(5)式に示したトランペット曲線)の中に入っており、特に第4回の相互比較では $\gamma$ 線エネルギー19.7keVから1.25MeVの幅広いエネルギー範囲にわたって、評価値は基準値に対して±10%以内と極めて良く一致した。
- (2) ファントムによるTLDバッジのレスポンスの変化が明らかとなった。現在国内では、PMMA製のファントムが個人線量計校正用の標準ファントムとしてJISに定められているが、組成及び密度がより人体に近い水ファントムを個人線量計の校正目的で適用した場合、個人線量計による評価値は $\gamma$ 線のエネルギーにもよるが10%程度の系統的な相違が生じる。
- (3) 個人線量計の評価対象量として $H_p(d)$ が新たに法令等に採り入れられても、適切な校正定数を再設定するなどの対応により、 $H_p(d)$ を正確に評価できる。
- (4)  $\gamma$ 線を評価の対象とした国際的な個人線量計相互比較への初めての参加であり、良い経験となった。相互比較は、個人線量計による線量評価値の妥当性を対外的に立証する場でもあり、今後もこうした相互比較に積極的に参加する必要がある。

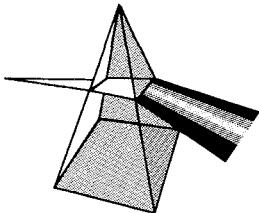
#### 参考文献

- 1) H.Murakami：“Results of the IAEA/RCA Personal Dosemeter Intercomparison in the Asian and Pacific Region”，Radiat. Prot. Dosim., 54, 1, p.19-23 (1994).
- 2) 村上博幸：「アジア地域における個人線量計相互比較とワークシヨップ」，保健物理，28, p.243-245(1993).
- 3) ICRU Report 47, “Measurement of Dose Equivalent from External Photon and Electron Radiations” (1992).
- 4) 石黒秀治、武田伸莊：“ $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ 素子による自動読取型個人線量計の開発(Ⅰ)  $\gamma$ 線、 $\beta$ 線線量当量評価法”，保健物理，16(1981).
- 5) ICRP Publication 74：“General Principles for the Radiation Protection of Workers” (1997).
- 6) IAEA Safety Standard Series No.RS-G-1.3：“Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation” (1999).

- 7 ) ICRP Publication 75 : "Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation" (1996).  
8 ) B.Grosswendt : "The Angular Dependence and irradiation

Geometry factor for the Dose Equivalent for Photons in Slab Phantoms of Tissue-Equivalent material and PMMA", Radiat. Prot. Dosim., 35, 4, p.221-235 (1991).

## 【技術報告】



# 中空ペレット製造技術開発

## —開発計画とこれまでの開発結果の概要報告—

皆川 進 川崎 隆夫 堀 幸雄

東海事業所 プルトニウム燃料センター 製造加工部

資料番号：7-3

Report of Annular Pellet Fabrication Technology Development  
—Outlines of Development Program and Interim Result—Susumu MINAKAWA Takao KAWASAKI Yukio HANAWA  
Plutonium Fuel Fabrication Division, Plutonium Fuel Center, Tokai Works

サイクル機構では、MOX燃料ペレットに中心孔を設けた中空ペレットの製造技術開発を進めている。中空ペレット製造技術は、サイクル機構に課せられた使命（FBRサイクルの確立）を達成するために不可欠な燃料コストの低減につながる必要な技術である。開発は、5つのフェーズに分けて実施しており、現在、造粒・成型試作機の設計・製作・据付が終了したフェーズ3の段階にあるため、開発の全体計画とともに、フェーズ3までの開発結果の概要を報告する。

なお、本成型試作機に関しては、世界の核燃料加工施設の中で、全自動で6個の中空ペレットを一度に成型する成型システムではなく、今回、サイクル機構が初めて開発した。これらの性能は、処理速度で有利とされているロータリープレスに比べても遜色のない技術である。

*We, the Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC), have been developing fabrication of hollow annular pellets. The fabrication technology of annular pellets reduces fuel costs, which is necessary to achieve JNC's mission (establishment of a FBR cycle). This development has 5 phases. Now, JNC has reached Phase 3 which is the completion of designing, making and installing the prototype equipment of granulation and pressing. This paper summarizes whole development program and the interim results at Phase 3.*

*In all the nuclear fuel fabrication plants, there is not system that makes 6 pieces of annular pellets through one cycle automatically, but now, this system has been developed for the first time by JNC. It achieves productivity of rotary press which has high compacting.*

## キーワード

MOX燃料、中空ペレット、製造技術開発、FBRサイクル、造粒、成型、試作機

*MOX Fuel, Annular Pellets, Development Fabrication Technology, FBR Cycle, Granulation, Pressing, Prototype Equipment*

## 1. はじめに

中空ペレット製造技術開発は、中実低密度ペレットであるFBR燃料の加工コストの低減を目的として、平成4年度にFBR中空ペレット燃料開発計画を策定し、その後、平成5年度に見直しを行い、開発を進めてきた。

中空ペレット製造技術の確立には、造粒・成型技術開発が必要である。造粒技術開発は、中空用金型孔に自動で充てんできる造粒粉の製造方法の確立と、造粒粉仕様値の確定が、成型技術開発では、成型中に中空用コアロッドが破損しないよう十分な耐久性を有する材料を選定することが必要

である。そのため、これらを実証していく上で、プルトニウム燃料第三開発室の自動化設備をベースにして、量産規模の造粒・成型試作機を設計・製作し、試験を通して自動で安定的かつ、連続的に製造できることの確認と、その際の処理能力を把握し、MOX中空ペレット実機設備仕様の基本的要件を明確にすることが本技術開発の目的である。

以上の開発は5つのフェーズに分けて実施しており、現在、造粒・成型試作機の設計・製作・据付が終了したフェーズ3まで終了している。

本報告は、中空ペレット技術開発の全体計画とこれまでの開発結果(フェーズ1～3)の報告である。

## 2. MOX中空ペレット量産製造技術開発の目的及び製造仕様

MOX中空ペレット製造技術開発の目的は、製造加工コストの低減を図ることであり、以下の理由による。

中空ペレットは、高密度ペレットであり、スマヤ密度を低密度中実ペレットと同じとするために、ペレット中心部に中心孔を開けた形状のペレットである。低密度ペレット（中実、約 $5.4\phi \times 8$  mm、85%T.D.）は、製造時にペレット内部にポア（空孔）を生成させる密度降下剤を使用する。そのため、原料粉末と密度降下剤との混合のばらつきによる密度のばらつきが生じ、製品収率に悪影響を及ぼす。その点、中空ペレットは、高密度のペレットであり、密度降下剤を用いないことから、密度のばらつきを小さくすることができ、製品収率の向上を図ることができる。また、ペレット中心孔を開けることにより、照射中のペレット中心温度を低くおさえることができることから、ペレットの線出力密度を高くでき、燃料ピン本数の低減も可能で、ペレット生産個数の低減と、部材費の低減を図ることができる。以上より、中空ペレット製造技術開発は、製造加工コストの低減のために必要な技術開発である（図1参照）。

なお、平成5年度、設計側から提示されたMOX中空ペレットの製造仕様は以下のとおりである。

本技術開発で得られた成果を基にすれば、更に外径が太くなった場合においても、製造しやすい方向に向かうため十分対応ができるものと考えている。

- ① 外径約： $6.2\sim 6.3\phi$  mm ±0.05mm
- ② 中空径：約 $2\phi$  mm
- ③ 内外径偏芯：最大0.1mm

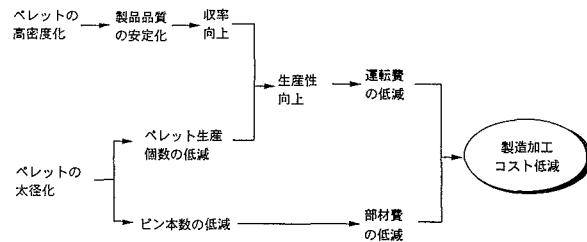


図1 中空ペレット製造技術開発の目的

- ④ 高さ：8～10mm
- ⑤ ペレット密度：約95%T.D.

## 3. サイクル機構におけるMOX中空ペレット製造実績とその際の問題点<sup>1)～8)</sup>

サイクル機構におけるMOX中空ペレット製造は、各種照射試験に供することを目的として、プルトニウム燃料第一開発室（以下、PFDF）及びプルトニウム燃料第二開発室（以下、PFDF）で実施してきた。

中空ペレット試作が開始された1967年の製造法は、予備焼結を行ったペレットにボール盤で孔を空ける方法を探っていた。この方法では、時間と手間が掛かりかつ製造収率も悪く、製造法としては現実的でなかった。

1976年からは、金型成型法でMOX中空ペレットを製造してきた（表1参照）。その製造方法は、図2に示すとおり、ダイス中心部にコアロッドを配置し、粉末を充てんして圧縮成型することにより、コアロッドを引き抜いた後が円筒孔となることで、中空ペレットを得る方法である。

しかし、ダイス中心部にコアロッドが配置されていることにより、ダイス内へ粉末の充填を妨げ

表1 金型成型法によるPPFFでの中空ペレット製造実績

製造時期	キャンペーン	直径 (mm)	中空径 (mm)	高さ (mm)	密度 (%T.D.)	製品個数 (個)
1984～1985 1990～1991 1993	常陽照射試験 INTA-1 INTA-2 "	5.40 6.49 6.54 6.59	1.9 1.9 1.9 1.9	9.0 9.0 9.0 9.0	85 92, 95 92, 95 95	250 590 250
	LDP-3	7.32	1.8	9.0	95	
1976～1977 1979～1980 1984～1985 1986～1987 1994～1985 1985～1986	HELDEN照射試験 IFA-514 " IFA-529 IFA-554/555 IFA-559 IFA-590	10.54 10.54 10.6 12.4 12.4 9.05 9.10	1.85 3.5 1.85 2.0 3.5 1.8 2.70 1.90	10.0 10.0 10.0 13.0 13.0 13.5 13.0 13.0	95 95 95 95 95 95 95 95	60 300 50 60 200 100 500 20,000
	BWRブルサーマル照射試験	10.31	3.6	10.3	95	

HALDEN；HBWR型研究炉（HALDEN、ノルウェー）  
BWR；敦賀1号炉

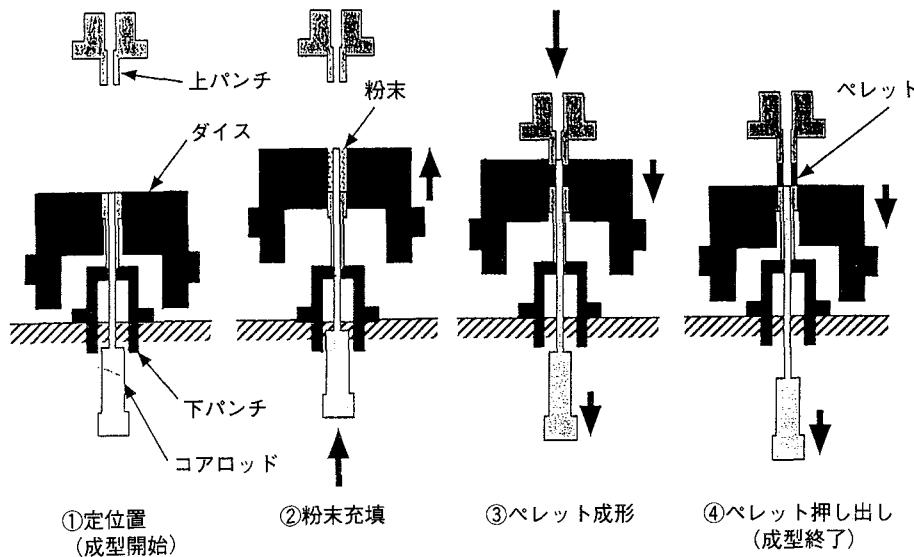


図2 中空ペレット成型手順（ウイズドロアル式）

ることから、直径  $8\phi$  mm以下のMOX中空ペレットの製造は人手によりダイス内へ粉末を供給する手充てんで対応した。

また、成型中にコアロッドが座屈破損することがしばしば発生した。これらのこととは、製品個数が少なかったことから納期的に大きな問題とならなかつたが、MOX中空ペレットを安定した品質で、量産する場合は、解決しなければならない課題として残った。

#### 4. 技術開発課題及び計画

##### 4.1 技術開発課題

量産規模でMOX中空ペレットを製造する上での技術課題は、第3項でも述べたとおり、PFDF、PFFFにおける製造実績（照射試料）から、以下のとおりである。

① 中空用金型孔に、自動で充てんできる造粒粉の製造方法を確立し、造粒粉の仕様値を確定すること。

- ② 成型中にコアロッドが破損しないよう、十分な耐久性を有する材料を選定すること。
- ③ プルトニウム燃料第三開発室（以下、PPPF）の自動化設備をベースに、量産規模の造粒・成型試作機を設計・製作し、試験を通して自動で安定的かつ、連続的に製造できることの確認と、その際の処理能力<sup>注1)</sup>を把握すること。
- ④ 以上の試験結果を基に、MOX中空ペレット実機設備仕様の基本的要件を明確にすること。

##### 4.2 技術開発計画

第4.1項の技術開発課題に対する方策を以下のとおり定めた。

- (1) 中空用金型孔に、自動で充てんできる造粒粉の製造方法の確立
  - 1) 造粒粉の製造方法確定
 

造粒法（乾式、又は湿式）、造粒方式を調査・選定後、量産規模の造粒試作機を設計・製作する。製作した造粒試作機を用い、造粒粉の

##### 注1) 処理能力の定義

処理能力：1ヶ月当たりの処理能力であり、以下の式より求める。（ロット/月）

$$\text{処理能力} = (\text{設備能力}) \times (\text{月間運転時間}) \times (\text{設備稼働率})$$

設備能力：設備が無故障で連続運転（理想運転）した場合の1シフト（8時間）当たりの処理能力（ロット/シフト）をいい、以下の式で求める。

$$\frac{1}{(\text{理想運転時の1ロット処理に必要なシフト数})}$$

月間運転時間：1ヶ月当たりのシフト数（シフト/月）

$$\text{設備利用率} : \frac{\text{月間運転時間} - \text{設備利用不可能時間}}{\text{月間運転時間}}$$

設備利用不可能時間とは、査察、クリーンアウト、段取り（装置原点出し、運転条件の設定等）、定常メインテナンス、（グローブ交換、ボックス内整理、搬送皿交換等）、設備利用が不可能な時間をいう。

$$\text{設備稼働率} : \frac{(\text{理想運転時の1ロット処理に必要なシフト数})}{(\text{設備停止時間} + \text{理想運転時の1ロット処理に必要なシフト数})}$$

$$= \frac{\text{理想運転時の1ロット処理に必要なシフト数}}{1ロット当たりの実績処理シフト数}$$

設備停止時間とは、故障復帰にかかる設備の停止時間をいう。

粒サイズ及び粒密度をパラメータとし、中空用金型孔内への充てんばらつきが最も少ない製造方法を確定し、この際の造粒粉収率<sup>注2)</sup>がどの程度得られるかを確認する。

## 2) 造粒粉の仕様値確定

前記の中空用金型孔内への造粒粉の充てんばらつきが最も少ない造粒粉の管理値を規定するための流動性測定器を選定後、管理値を明確にする。

## (2) 成型中にコアロッドが破損しないよう、十分な耐久性を有す材料の確定

各種、コアロッド候補材について磨耗試験、疲労試験を行い、耐久性を評価することによりコアロッド材を選定する。

選定した材料で中空用金型を設計・製作し、成型試作機に取付け、成型圧、成型回数をパラメータとして、量産試験を行うことによりコアロッド材の耐久性がどの程度あるのかを確認する。

## (3) 自動で安定的かつ、連続的に製造できることの確認と、その際の処理能力の把握

PFPPFの自動化設備をベースに更なる処理能力の向上対策を考慮した量産規模の造粒・成型試作機を設計・製作する。

試作機製作後は、模擬粉・ウラン粉末を用いた量産試験を実施し、設備の処理能力定数<sup>注1)</sup>である設備能力、設備利用率、設備稼働率のデータを取得する。

## (4) MOX中空ペレット実機設備仕様を明確にすること。

前記(3)項のデータを基に、MOX中空ペレット実機設備の必要とする設備台数等の基本的要件を明確にする。

これらの方策に対する技術開発は以下の5つのフェーズで実施する。

フェーズ1：調査・方式選定

フェーズ2：造粒・成型試作機概念設計

フェーズ3：詳細設計・製作・据付

フェーズ4：模擬粉・ウラン試験

フェーズ5：実機仕様の確定

なお、現在の進捗は、フェーズ3まで終了している。

## 5. これまでの開発結果

### 5.1 フェーズ1（調査・方式選定）

第4.2項の技術開発課題に対する4つの方策に対し、調査・方式選定に係る作業を表2のとおり実施した。

以下、表2に沿ってこれまでの開発結果を報告する。

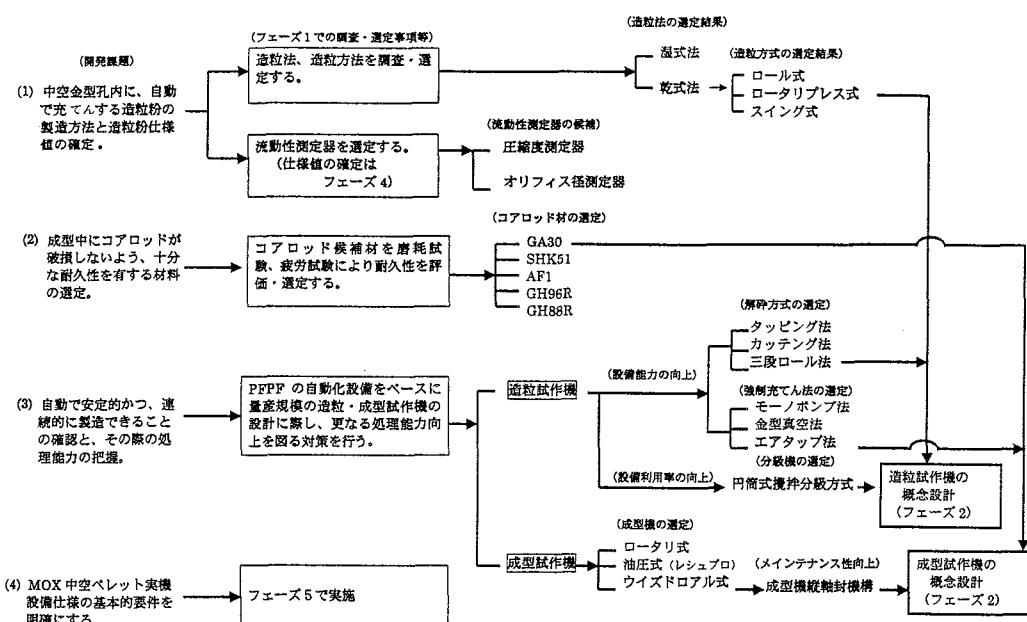
#### (1) 中空用金型孔に、自動で充てんする造粒粉の製造方法と造粒粉仕様値の確定

##### 1) 造粒粉の製造方法確定

###### ① 造粒法の選定（乾式、又は湿式）

造粒法には、溶液を使用して粒を造る湿式法

表2 フェーズIでの製造技術開発の展開



注2) 造粒粉収率：以下の式のとおり。  
造粒粉収率 = 100 (製品量)/(仕込み量)

と、溶液を使用せず粒を造る乾式法に分類できる。MOX燃料ペレット製造においては、臨界管理の観点より、湿式法では、臨界管理ユニット（グローブボックス単位）で取り扱える核燃料物質量が極端に減少する（例えば、乾式法では、 $18.1\text{kg/Pu}^*$ <sup>注3)</sup> 取り扱うことができるが、湿式法では、 $0.53\text{kg/Pu}^*$ と約3/100に減少する）。

また、サイクル機構では過去に湿式法による造粒を実施していたが、MOX粉が造粒装置へ固着し、これをクリーンアウトするために多大な時間と労力を必要とした。

一方、乾式造粒法は、粉末を仮成型する工程が増えるものの、グローブボックス内でのプルトニウムの取扱量を、より多くすることが可能となり、さらにクリーンアウト労力も軽減できることから、乾式造粒法を採用することとした。

## ② 造粒方式の選定

乾式造粒法は、一般に造粒する粉末を一定の形状に圧縮し、これを、解碎・分級することにより、所定の粒サイズを得る圧縮造粒法が（ロール式、ロータリープレス式）用いられている。PFPPFにおいても両方式を使用した実績がある

ことから、使用実績調査を行って、方式選定の基礎データとすることにした。また、日本粉末工業技術協会から報告されている粉末の付着力を利用して、ノーバインダーで造粒するという、スイング造粒法について、造粒前MOX粉末と付着力、粒度分布の物性が比較的似ているタンゲステン粉末を用いて造粒試験を行った。その結果、試験粉の1割にも満たないごく少量が、1～3 mmのダマ状となったが、ピンセットで触ると簡単に崩れ、造粒粉に調整することはできなかった。したがって、この方式では、我々が望む造粒粉が得られないと判断した。以上の調査結果を図3に示す。図3の評価結果より、ロータリープレス式造粒法以外の方式は適していないため、解碎方法及び振動篩網点検時間短縮対策に係る開発を実施することとし、（これらの対策は、第5.1.(3)、(1)項参照）ロータリープレス式造粒法を選定した。

## 2 ) 造粒粉の仕様値確定<sup>9,10)</sup>

流動性を測定する測定器の調査を行った。測定方法は各々異なるが、測定結果としては、流動性指標を表していることから、測定値間には相関性があるものと考えた。

6種類のそれぞれ流動性の異なる粉末を用

分類	処理方法	使用実績	調査項目			評価結果	備考
			ホールドアップ量	供給される造粒粉の品質	処理能力*		
ロール造粒法	<p>粉末供給口 オーガ 圧縮ロール 成形体(板状) 保持ロール オーバーサイズ板 保持ロール 保持板 アンダーサイズ板(リサイクル) 製品(造粒粉)</p> <p>金網 (850 μm) 金網 (180 μm)</p>	<p>MOXでの実績有(PFPPF)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>粉末を圧縮ロールで圧縮、塊状とし、これを粉碎・粒化により粒度を揃える方法。</li> </ul>	X	△	○	不可	<ul style="list-style-type: none"> <li>現在のPFPPFでは、この方式による造粒は行っていない。</li> </ul>
ロータリープレス式造粒法	<p>粉末供給口 ロータリープレス機 保持ロール 金網 (850 μm) 金網 (180 μm)</p> <p>アンダーサイズ板(リサイクル) 製品(造粒粉)</p>	<p>MOXでの実績有(PFPPF)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>粉末をロータリープレスで直接(タブレット状)し、これを解碎・粒化することにより粒度を揃える方法。</li> </ul>	○	○	○	可	<ul style="list-style-type: none"> <li>タブレット解碎方式の改善が必要。</li> <li>振動篩の金属点検時間を短縮する対策が必要。</li> </ul>
スイング造粒法	<p>粉末供給口 製品(造粒粉) 圧縮空気(圧送) フィルタ</p>	<p>MOXでの実績無</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>粉粒の持つ付着力を利用して、処理粉を正面上より上下にスイングすることにより、造粒する方法。</li> </ul>	○	X	X	不可	

図3 乾式造粒方式調査・評価結果 (MOX粉使用実績からの調査・評価)

注3)  $\text{Pu}^*$  :  $\text{Pu}^* = ^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu} + ^{235}\text{U}$

い、流動性測定器<sup>注4)</sup>で測定した結果、図4に示した相関関係にあることが分かった。このことは、ある一つの測定結果より、他の測定結果

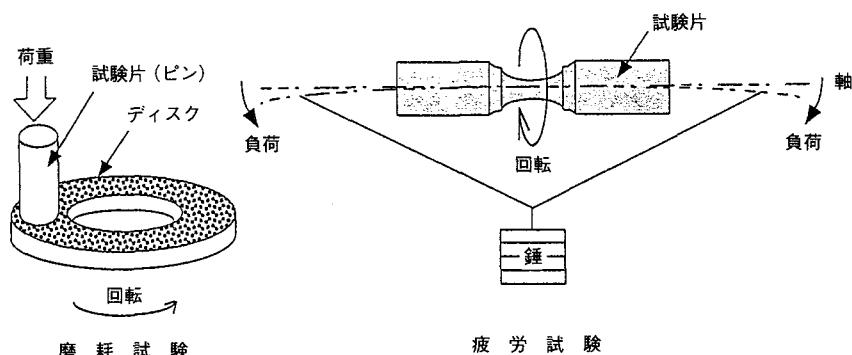
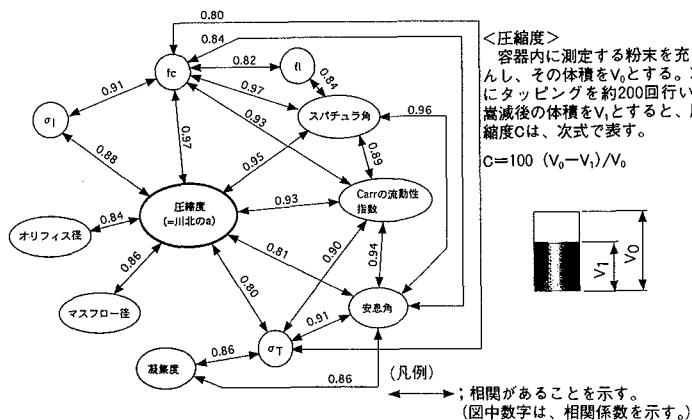
が推測できることになる。なお、測定方法は測定が簡単にでき、かつ、測定値の読み取り誤差が少ない圧縮度及びオリフィス径を有力候補とした。また、造粒粉の管理値の確定は、フェーズ4の模擬粉・ウラン試験で実施することとしている。

## (2) 成型中にコアロッドが破損しないよう、十分な耐久性を有す材料の確定

### ・コアロッド材の選定<sup>11, 12)</sup>

以下の材料について、疲労試験、摩耗試験を行い、耐久性を調査した(図5)。

- ① GA30材：超硬合金  
中粒タングステン系WC-Co
- ② SKH51材：高速度工具鋼  
Fe-Cr-Mo-B-W-C-V
- ③ AF1材：耐摩耗用超硬合金  
超々微粒WC-Co



試験条件	
試験片材質；GA30, AF1, GH96R, GH880R, SKH51	
<b>&lt;磨耗試験&gt;</b>	<b>&lt;疲労試験&gt;</b>
試験機；ピンオンディスク式摺動磨耗試験機 ピン寸法；φ2.6×L30mm ディスク寸法；φ175×t17mm ディスク材質；溶融シリカ、カーボンセラミックス 摺動距離；Max20,000m 摺動速度；23m/min. 環境；室温、大気中 潤滑；無潤滑 磨耗粉；速速吸引除去	試験機；小野式回転曲げ疲労試験機 容量；10kgf·m 試験片形状；JIS Z2274(1978)に定める 2号試験片を基本として設計 回転速度；2800rpm 環境；室温、大気中

図5 コアロッド材選定試験

### 注4) 流動性測定項目の意味

- ① スパチュラ角(度)：一定の方法で堆積させた粉末中にスパチュラを挿入して引き上げたときにできる堆積角度。角度が大きいほど流動性は悪い。
- ② Carrの流動性指數(ー)：粉末の安息角、圧縮度、スパチュラ角、凝集度を測定し、測定値を各々25点づつ配点し、0点(流動性非常に悪い)から100点(流動性最も良好)で流動性を表現する方法。
- ③ fc(g/cm<sup>2</sup>)：粉末の引っ張り、せん断試験より求められる単軸崩壊応力。値が大きいほど流動性が悪い。
- ④ σ<sub>t</sub>(g/cm<sup>2</sup>)：粉末の引っ張り試験より求められる粉末の引っ張り応力。値が大きいほど流動性が悪い。
- ⑤ 安息角(度)：水平面上へ上方から粉体を注入して円錐状に堆積させ、その斜面の傾斜角度。角度が大きいほど流動性は悪い。
- ⑥ ホッパー・マスフロー径(cm)：粉末の引っ張り、せん断試験より求めた粉末のマスフロー直径。
- ⑦ オリフィス径(cm)：逆円錐容器に粉末を入れ、容器底面の開口径を徐々に大きくしていく、粉末が流れ始める直径。径が大きいほど流動性が悪い。
- ⑧ 川北のa(ー)：粉末をタッピングしていく過程を理論的観点より数式化したものの定数。a=圧縮度であることは、理論的に証明されている。
- ⑨ σ<sub>c</sub>(g/cm<sup>2</sup>)：粉末の引っ張り、せん断試験より求められる粉末の最大主応力。
- ⑩ f<sub>t</sub>(ー)：粉末の引っ張り、せん断試験より求められる流動度。
- ⑪ 凝集度(%)：標準筒を用いて、これを所定時間、一定の強さで振動させ、筒上残量から粉末の凝集程度を測る。

- ④ GH96R材：粗粒  
WC-Co-Ni-Cr  
⑤ GH880R材：耐摩耗用超硬合金  
超粗粒WC-Co-Ni-Cr

調査の結果、疲労試験では、すべての材料が目標性能として定めた $3.6 \times 10^8 \text{ Pa}$  ( $3.7 \text{ ton/cm}^2$ )：成型時にコアロッドに働くと予想される引張圧縮応力) を満足したが、その中でもAF1材とGA30材が優れていた。摩耗試験では、AF1とGA30が最も優れていた。しかし、摩耗量の目標性能として定めた $0.025 \text{ mm}/20,000 \text{ m}$  (100万回の成型距離に相当) を達成したのはGA30材のみであった。

この結果より、GA30材を選定した。なお、耐久性の確認は、フェーズ4の模擬粉・ウラン試験時に、GA30材で製作した中空用金型を成型試作機に取り付けて確認する。

### (3) 自動で安定的かつ、連続的に製造できることの確認と、その際の処理能力の把握

PPPFの自動化設備<sup>13)</sup>をベースに量産規模の造粒・成型試作機を設計・製作することに際し、更なる処理能力の向上を図る対策を講じることとした。造粒試作機では、解碎方式及び振動篩網の点検時間短縮対策を(図3「ロータリープレス式造粒法の備考欄」参照)、成型試作機では成型機の選定(図9)及びメインテナンス性

の向上を実施した。

#### 1) 造粒試作機

##### ① 解碎方式の選定

MOX粉での製造実績より(図3)、設備能力が0.5(ロット/シフト)と低かった。この要因は、タブレット解碎時の良品粒径サイズ(=造粒粉)である約0.2~0.9mm範囲外の微粉となるため、再造粒を行う必要があることによる。したがって、設備能力向上のために解碎方式について調査・選定した。

##### a) タッピング解碎法

この解碎方式は、振動ふるい機内に樹脂製のタッピングブロックを入れ、振動ふるい機の振動により、タブレットを解碎する。

##### b) カッティング解碎法

タッピングブロックの代わりにカッタ形状の回転羽根を配置し、回転羽根を回転させることにより、タブレットを解碎する。

##### c) 三段ロール解碎法

カッターロールの解碎間隔を3段階に徐々に狭めてタブレットを解碎する。

以上の調査及び評価結果を図6に示した。図6の評価結果より、三段ロール解碎法が最も優れていたことから、三段ロール解碎法を造粒試作機に採用することにした。

また、平行して、造粒良品割合が50%程度で流

分類	処理方法	使用実績	調査項目			備考	
			メインテナンス性	処理速度 (40kg/h以上必要)*	評価結果		
			△	×	不可		
タッピング解碎法	<p>・分段操作を行う底筋内部に、タブレットを解碎するタッピングブロックを入れておき、底筋の振動でタブレットを解碎する。</p>	- MOXでの実績有 (PPPF)	△	×	不可		
カッティング解碎法	<p>・分段操作を行なう底筋に、回転羽根を配置し、回転羽根を回転させることにより、タブレットを解碎する。</p>	- MOXでの実績無	×	○	可	<ul style="list-style-type: none"> <li>カッティング羽根のメインテナンス時には、タブレット供給窓と切り離さなければならない。</li> <li>また、回転羽根モーターごと(重量物)持ち上げなければならない。</li> </ul>	
三段ロール解碎法	<p>・カッターロールを三段配置し、上段から解碎間隔を徐々に狭めて解碎する。</p>	- MOXでの実績無	○	○	良	<ul style="list-style-type: none"> <li>正面の裏をせばローラー部のメインテナンスが簡単になる。</li> </ul>	

図6 解碎方式調査・評価結果

動性が劣る場合であっても、粉末充てんを可能とする、強制充てん機構についても調査した。

#### a) モーノポンプ法

粉末を噴射して、強制的に金型孔内に粉末を充てんする。

#### b) 金型真空法

金型孔内を真空とし、粉末を吸引する。

#### c) エアタッピング法

粉末にパルス状の圧力を加えることにより、金型孔内に粉末を充てんする。

以上の調査及び評価結果を図7に示す。図7の評価結果より、エアタッピング法が最も優れていたことから、成型試作機に組み入れること

にした。

#### ② 振動篩網の点検時間短縮対策

MOX粉での製造実績より(図3)、設備利用率が0.7と劣っており、その要因は、振動ふるい機のふるい網の健全性を確認するための分解点検作業に、約2シフトの時間を費やすことが設備利用率を低下させている一因でもあった。この課題を解決するために、短時間でふるい網の点検ができる分級機の調査を行った。この結果、分級性能が従来の振動ふるい機と変わらない円筒型攪拌分級機(図8)が既に、一般セラミック製造で実用化されており、これを造粒試作機に採用することとした。

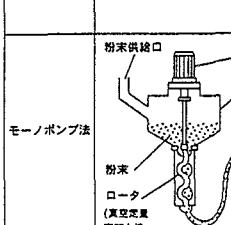
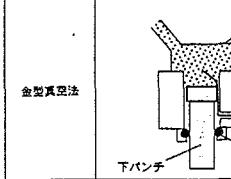
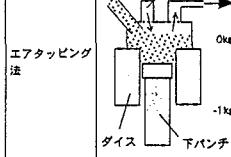
分類	充てん方法	使用実績	調査項目			評価結果	備考
			メインテナンス性	充てんばらつき (ケングスチング、モリブデン粉で試験。充てんばらつき:0.1g以下目標)	充てん性 (基準:10mm内で充てんすること)*		
モノポンプ法	 <ul style="list-style-type: none"> <li>粉末供給口</li> <li>モータ</li> <li>ホッパー</li> <li>ホース</li> <li>粉回収（リサイクル）</li> <li>ロータ</li> <li>（真密度充てん装置）</li> <li>下パンチ</li> <li>ダイス</li> </ul> <p>・ロータを回転し、真空を発生させる。このことにより粉末を噴射し、定量充てんする。なお、ホッパー内は、エアレーションが必要とする。</p>	・MOXでの使用実績無	△	×	×	不可	
金型真空法	 <ul style="list-style-type: none"> <li>シェーカ</li> <li>ダイス</li> <li>吸引</li> <li>下パンチ</li> <li>Oリング</li> </ul> <p>・粉末充てんタイミング時に真空吸引し、粉末を充てんする。</p>	・MOXでの使用実績無	△	△	△	不可	
エアタッピング法	 <ul style="list-style-type: none"> <li>高速バルブ</li> <li>真空引き</li> <li>0kg/cm<sup>2</sup></li> <li>-1kg/cm<sup>2</sup></li> <li>ダイス</li> <li>下パンチ</li> </ul> <p>・シェーカ内を減圧し、高速バルブ閉鎖によりリバース状の高速気流を粉末に与え、充てんする方法。</p>	・MOXでの使用実績無	○	○	○	可	

図7 強制充填方式調査・評価結果

\*ロータリープレスの処理能力より定まる。

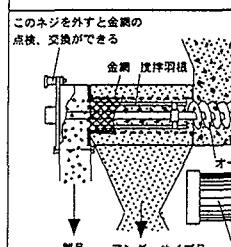
処理方法	使用実績	調査項目		評価結果	備考
		メインテナンス性	処理速度 (40kg/h以上必要)*		
 <p>このネジを外すと金網の点換、交換ができる 金網、攪拌羽根 オーガ モータ 製品（粗粒粉） アンダーサイズ品（リサイクル）</p> <p>・攪拌羽根を回転させることにより風力を発生させ、粗粒粉は金網により分級される。</p>	・MOXでの使用実績無	○	○	良	

図8 分級方式調査・評価結果

## 2) 成型試作機

## ① 成型機の調査・方式選定

以下に示す粉末成型機の調査を行った。

## a) ロータリ式

円盤上に複数個の金型を配置し、円盤が1回転する過程に、粉末充てん・成型・ペレット取出機構が設けられている。

## b) 油圧式（レシュプロ式）

均一なペレット密度を得るために、成型の駆動を油圧制御で行う。

## c) ウイズドロアル式（レシュプロ式）

処理能力向上のため粉末圧縮時の油圧制御とし、それ以外の駆動は、カムによる高速制御。

以上の調査及び評価結果を図9に示す。評価のポイントは、サイクル機構でのMOX粉成型時の実績より、ペレット高さが高くなると成型時にキャッピング<sup>注5)</sup>が発生することから、必ずキャッピング対策機構<sup>注6)</sup>を作動させて成型している（キャッピング対策機構は、ホールドダウン機構又は、エアクッション機構とも呼ばれている）。キャッピング発生の要因としては、

MOX粉は、PuO<sub>2</sub>粉とUO<sub>2</sub>粉の混合物であり、お互いの粉末の圧縮性が異なっていることが一因であると考えられる）。そのため、成型機の選定には、キャッピング対策機構を有することが必要条件であった。

図9の評価結果より、処理速度が1分当たりペレット90個成型できる6連式ウイズドロアル式プレスを採用することとした。

## 3) メインテナンス性の向上

駆動系のメインテナンス性向上対策としての軸封機構について、サイクル機構では既に駆動モータの軸封技術を実用化している。今回の開発は、モータ軸封機構の技術を応用した成型機の圧縮軸の軸封機構である。サイクル機構の成型機はこれまで駆動モータを除く設備全体をグローボックス内に収納したもので、メインテナンスはすべてグローブ作業により行っている。また、グローブボックス自体もペレット径が太くなるにつれ、大きくする必要があることから保守性に限界が生じる可能性がある。中空ペレット成型機では、ストローク軸封技術を確立す

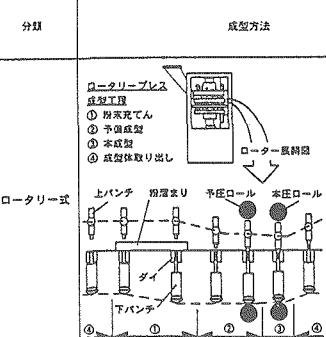
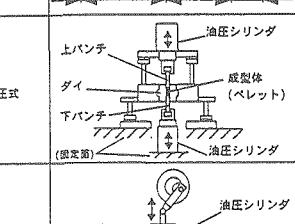
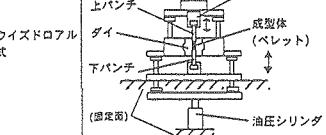
分類	成型方法	使用実績	調査項目			評価結果	備考
			メインテナンス性	成型ペレット品質	処理速度 (90個/min.以上)*		
					X	X	
ロータリ式	 <p>・円盤上に複数個の金型を配置し、円盤が1回転する過程に粉末充てん・成型・ペレット取出機構が設けられている。</p> <p>・ロータリーブリス 成型工程 ① 粉末充てん ② 予圧成形 ③ 本成形 ④ 成型体取り出し</p> <p>ロータリ風筒</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・適粒度としてのMOX使用実績あり。 (15mm×約1mm)</li> <li>・MOXペレット成型機としての実績なし。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・金型交換に時間要す。 ・金型交換時に粉末飛散が多い。</li> <li>・上下パンチのストロークが一定であるため、粉末の充てん量がばらつくことにより成型ペレット密度にも、ばらつきが生じる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・成型個数： 240個/min. (20rpm, 12パンチ)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・成型ペレット品質が劣る。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・成型個数： 240個/min. (20rpm, 12パンチ)</li> <li>・成型ペレット品質が劣る。</li> <li>・金型底径 15mm以上 (コアロッドなし)では、無造粒でも粉末充てんできる。</li> </ul>
油圧式	 <p>・成型のための駆動を油圧制御している。</p> <p>上パンチ ダイ 下パンチ (固定面) 油圧シリンダ</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MOX使用実績なし。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・駆動系(油圧発生時)は、全てグローボックス外に設置できるため、保守性が良好。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・成型ペレット密度が一定である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・成型個数： 6個/min.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・処理速度に問題があるため不可。</li> </ul>
ウイズドロアル式	 <p>・処理能力向上のため粉末圧縮時の油圧制御とし、それ以外の駆動はカムによる高速制御。</p> <p>上パンチ ダイ 下パンチ (固定面) 油圧シリンダ</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・モータ等の駆動系をグローボックス外に設置可能なため、保守性が良い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・成型後ペレット密度が一定である。</li> <li>・キャッピング対策機構あり(ホールドダウン機構)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・成型個数： 90個/min.(6連パンチ)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・成型ペレット品質が劣り、処理速度も目標に達していない。</li> </ul>		

図9 成型方式調査・評価結果

## 注5) キャッピング

粉末の圧縮成型過程にて、上下パンチによって、粉末の圧縮が終了し、圧縮力がゼロになった時点においては、ダイス壁面が成型体を強く締め付ける状態となる（これを残留壁面圧といいう）。キャッピングは、残留壁面圧が成型体の強度より強い場合に成型体にクラックや欠けを発生させる現象といわれている。

## 注6) キャッピング対策機構

注5での、成型体の強度を維持するための対策として、粉末の圧縮が終了した時点においても、上下パンチにより圧縮力を加えておく機構。

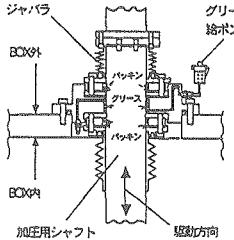
構造	使用実績	調査項目			評価結果	備考
		メインテナンス性 ( $\geq 1 \times 10^5$ ml/sec.)	気密性 ( $\geq 1 \times 10^{-7}$ ml/sec.)	処理速度 ( $\geq 90$ 個/min.)*		
	・MOX使用 実績無	○	○	○	良	・軸封を行うことにより、成型部のみグローブボックス内に設置でき、モータ等のメインテナンス性が向上する。 ・軸封部の気密を維持しているバッキン交換も可能な構造とした。

図10 軸封方式調査・評価結果

ることによって、グローブボックス内に収納する設備部を粉末供給部、ダイス及びパンチ部分のみにすることができ、従来のグローブボックスサイズ（約 7 m<sup>3</sup>）から約1/5のサイズ（約 1.5m<sup>3</sup>）程度にまで小型化が可能となり、メインテナンスの向上を大幅に図ることができる。この開発では、上下方向にスライドするストローク軸に対して軸封を行い、成型する部分のみグローブボックスとする、縦軸封機構（図10）を考案し、（特許出願中）模擬試験機で、60万回ストローク運転を行った。その結果、気密試験結果（図10）が良好であったため、縦軸封機構を成型試作機に採用することとした。

## 5.2 フェーズ2（造粒・成型試作機概念設計）

概念設計は、PFPPFの自動化設備をベースに、フェーズ1で方式選定した機器と、組合せ、システム化を図る検討を実施した。なお、試作機の据付場所は、プルトニウム燃料センターの燃料製造

機器試験室であるが、据付スペースの関係上、試作機の配置を「コの字」型とした（図11）。

### (1) 造粒試作機の概念設計

造粒試作機の処理フローを図12に、造粒試作機の主なる機器仕様を以下に示した。

- ① 添加剤混合機：デルタ型ミキサ（容量50 L）
- ② 打錠機：ロータリープレス（金型径15 φ mm、12連、総圧 5 ton）
- ③ 解碎機：三段ロール式解碎機（ロールグランユレータ）
- ④ 分級機：円筒型攪拌分級機（ターボスクリーナ）

### (2) 成型試作機の概念設計

成型試作機の処理フローを図12に、成型試作機の主なる機器仕様を以下に示した。

- ① 成型機：6連式ウイズドロアル方式（総圧 20ton）
- ② 密度測定法：自動抜取り方式（レーザー測長、天秤による重量測定）

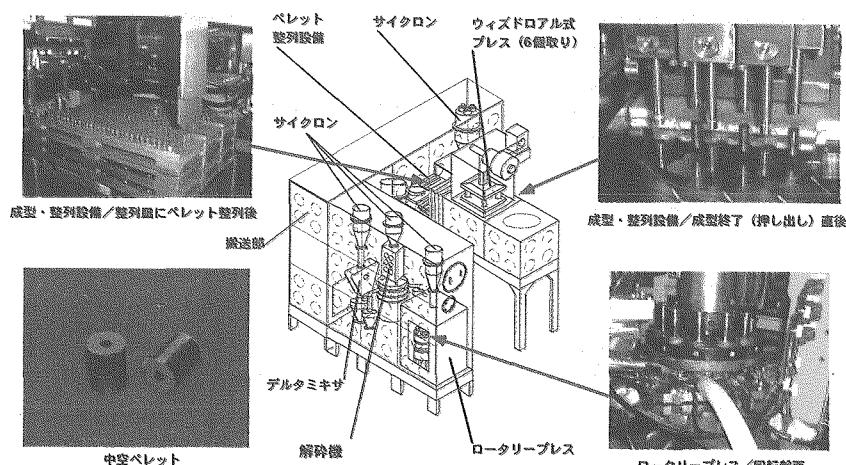


図11 造粒・成型試作機（写真是、製作時に撮影したもの）

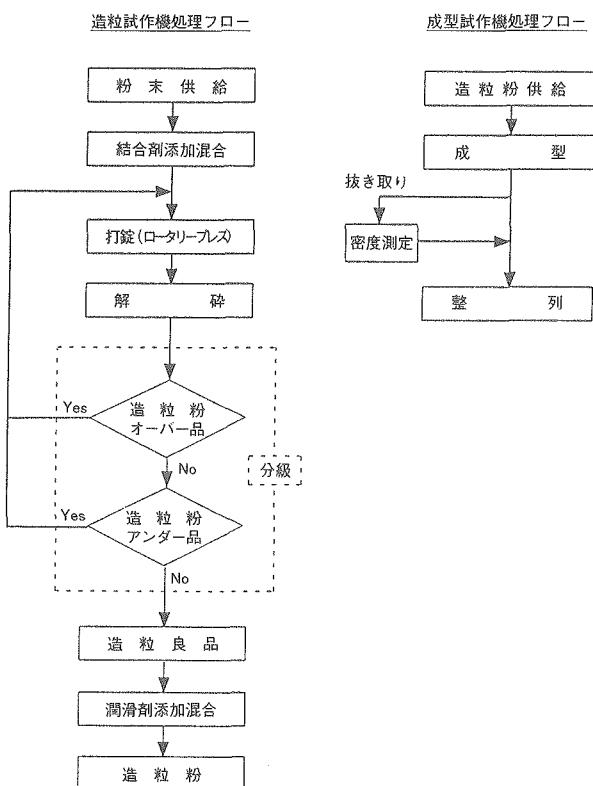


図12 造粒・成型試作機処理フロー

### ③整列方式：自動ペレット縦置整列

## 5.3 フェーズ3（詳細設計・製作・据付）

フェーズ2の概念設計結果を基に、MOX取り扱い設備の設計上の注意事項を定め、詳細設計、製作、据付を実施した。また、この期間フェーズ4で使用する模擬粉の選定試験を実施した。

### (1) MOX取扱い設備の設計上の注意事項

- MOX取扱い設備の設計上の注意事項は、以下の①～⑧等が挙げられる。
- ① グローブボックス内には、メインテナンス用のスペース（約1m<sup>3</sup>）を設ける。
  - ② プルトニウムからのα崩壊等よりグローブボックス内にオゾンが生成されるため、（粉末系で約0.25ppm）パッキン、電線の被覆材、グローブ等は、耐オゾン性を有する材質を選定する。
  - ③ 機器の取付けボルト等は、メインテナンス性を考慮し、グローブ作業が可能なように（手が届くように）パネル面より約30cm以内に配置する。
  - ④ ホールドアップ対策の観点から、粉末の受け扱い個所は、すべて集塵する。
  - ⑤ 粉末設備には、粉末飛散時、粉末がベアリングに噛みこみ作動不良となるため、LMガイド

（直動用のベアリング）は極力使用しない。

- ⑥ メインテナンス時に片手作業で対応できる設計とする。
  - ⑦ グローブ損傷防止のため、各機器のコーナ部はできる限り大きなR面取りをとる。
  - ⑧ プルトニウムからのα崩壊などにより、崩壊熱が発生するため、添加剤が昇華しない温度に冷却を考慮した設計とする。
- 等が挙げられる。

### (2) 模擬粉の選定試験

流動性の指標は、先に述べたように、圧縮度からも求められるため、造粒前のMOX粉の圧縮度データ（「もんじゅ」初装荷燃料製造の350ロット）を整理した結果、約23～46%の範囲にあった。

造粒・成型試作機試験に用いる模擬粉は、MOX粉と同様な、①流動性、②圧密性を有することが重要である。流動性は粉末が金型孔内へ流入する速度であり、圧密性は粉末が金型孔内に流入した後での粉末の空隙状態のことである（図13）。

すなわち、圧縮成型時に空隙が多い状態では高さの短いペレットとなり、逆の場合では高さが長いペレットとなる。成型機で使用する模擬粉であるため、流動性とともに圧密性もMOX粉と一致させたい。

そこで、充てんした粉末の空隙状態は空隙率で表すことができるため、

かさでの空隙率を $\varepsilon_b$ 、タップ後の空隙率を $\varepsilon_t$ 、かさ密度 $\rho_b$ 、タップ密度 $\rho_t$ 、粉末の真比重を $\rho$ とすると、

$$\varepsilon_b = 1 - (\rho_b / \rho) \quad \dots\dots(1)$$

$$\varepsilon_t = 1 - (\rho_t / \rho) \quad \dots\dots(2)$$

であり、MOX粉の測定値である $\varepsilon_b$ 、 $\varepsilon_t$ と同じ

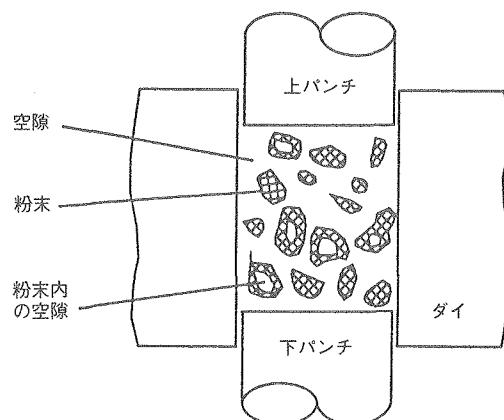


図13 金型孔内への粉末充てん図

値を持つ模擬粉を選定すれば、圧密性が一致することになる。

また、圧縮度Cは、

$$C = (\rho_t - \rho_b) / \rho_t \quad \dots\dots(3)$$

であるため、(1)、(2)式より得られる以下の(4)、(5)式から  $\epsilon_b$ 、 $\epsilon_t$  が同じ値であれば、流動性の指標である圧縮度も同じ値を持つことになる。

$$\rho_b = \rho (1 - \epsilon_b) \quad \dots\dots(4)$$

$$\rho_t = \rho (1 - \epsilon_t) \quad \dots\dots(5)$$

例えば、MOX粉で、圧縮度46%に相当する空隙率は、 $\epsilon_b$ =約80%、 $\epsilon_t$ =約60%であり、この条件に適合する粉末は、バリュウムフェライト粉末、モリブデン粉末であったため、これを、MOX用模擬粉とした。

## 6. 今後の製造技術開発計画

### 6.1 フェーズ4（模擬粉・ウラン試験）

フェーズ4では、模擬粉、ウラン粉末を用い、量産規模での試験を実施し、試作機の処理能力定数である、設備能力、設備利用率、設備稼働率データ等を取得する。なお、今回、新しく採用した機器については、単体での性能確認試験も行う。

フェーズ4での試験項目を表3に示した。

### 6.2 フェーズ5（実機設備仕様の明確化）

フェーズ4の試験結果より、MOX中空ペレット実機設備の設備台数等基本的要件を整備する。

### 6.3 開発スケジュール

表4に示されているとおり、平成11年度でフェーズ

表3 フェーズ4での試験項目

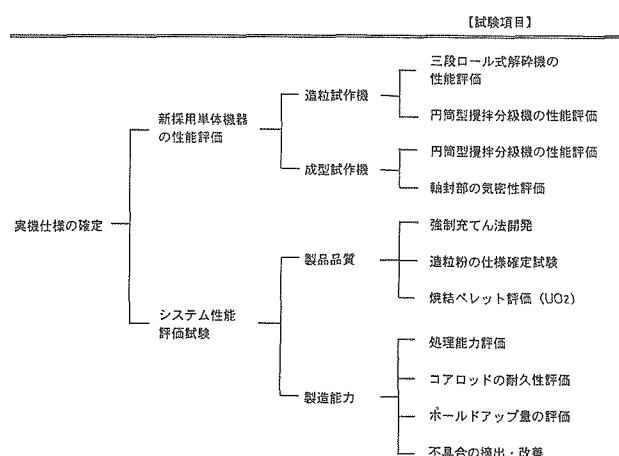


表4 中空ペレット製造技術開発スケジュール

項目	年度 (平成)	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
開発計画策定 (見直し)		○											
フェーズ1 (調査)			↓	↓	↓								
フェーズ2 (概念設計)				↓	↓								
フェーズ3 (詳細設計、製作据付)					↓	↓	↓	↓					
フェーズ4 (供試粉、UO <sub>2</sub> 粉試験)						↓	↓	↓	↓	↓	↓	↓	
フェーズ5 (実機仕様の確定)									↓	↓	↓	↓	

3まで終了し、平成12年度はフェーズ4を開始する。

## 7. おわりに

成型試作機に関しては、世界の核燃料加工施設の中で、全自動で6個の中空ペレットを一度に成型する成型システムではなく、今回、サイクル機構が始めて開発した。

これらの性能は、処理速度で有利とされているロータリプレスに比べても遜色のない技術である。

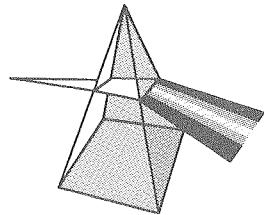
## 謝辞

木村化工機株式会社の天野次郎氏、岩崎隆氏、合田正彦氏、木村雅樹氏の他、関係された方々のご協力により、フェーズ3までスムーズに実施できました。ここに記し、深く感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) 飛田典幸、加藤直人 他：“「常陽」計測線付 C II型特殊燃料要素の製造記録（INTA-1）”，PNC TN 8430 86-007 (1986).
- 2) 飛田典幸、野上嘉能 他：“高速実験炉「常陽」照射炉心特殊燃料要素－C型特殊INTA-2燃料要素製造報告－”，PNC TN 8410 92-024 (1992).
- 3) 小幡真一、飯村直人 他：“高速実験炉「常陽」照射炉心特殊要素B型試験用集合体LDP-3特殊燃料要素製造報告”，PNC TN 8410 94-224 (1994).
- 4) 鹿島貞光、落合洋治 他：“「軽水炉用」プルトニウム富化燃料のHBWR照射試験（IFA-514）（II）”，PNC TN 841 79-38 (1979).
- 5) 鹿児 崇、飛田典幸 他：“MOX燃料高燃焼度照射試験特性に関する研究（ハルデン照射用燃料要素 サーベランス・データ集）”，PNC ZN 8450 88-001 (1987).
- 6) 小幡真一、飯村直人 他：“ハルデン炉照射試験用燃料要素（IFA-590）製造報告書”，PNC TN 8410 96-198 (1996).
- 7) 照沼直利、青木義一 他：“BWR Puサーマル用中空ペレットの製造試験”，PNC ZN 841 85-50 (1985).
- 8) 衣笠 学、山本純太 他：“FBR燃料用中空ペレットの製造試験報告”，PNC TN 843 84-02 (1984).
- 9) 三輪茂雄：“粉粒体工学”，朝倉書店 (1972).
- 10) 川北公夫：“粉粒体のトラブル対策”，日刊工業新聞社 (1980).
- 11) 越智義夫 他：“中空コアロッド材料の疲労試験－回転曲げ疲労試験－”（石川島計測（株）委託試験），PNC ZJ 1700 96-001 (1996).
- 12) 野上嘉能、小幡真一：“中空コアロッド材料の磨耗試験結果”，PNC TN 8410 96-218 (1996).
- 13) 塙 幸雄、皆川 進 他：“成型・整列設備の開発報告書”，PNC ZN 8410 98-042 (1998).

## 【技術報告】



# ウラン濃縮プラントにおける遠心機 処理技術の開発 —放射性廃棄物減容技術の開発—

遠藤 裕治 片岡 忍 山中 俊広  
美田 豊

人形峠環境技術センター 施設管理部

資料番号：7-4

The Development of the Centrifuges Dismantling at the  
Enrichment Plant

—Development of Reduction Methodology for the Radioactive Waste—

Yuzi ENDO Shinobu KATAOKA Toshihiro YAMANAKA

Yutaka MITA

Facility Management Division, Ningyo-toge Environmental Engineering  
Center

人形峠環境技術センターにおいて、ウラン濃縮遠心分離機を除染、解体する処理装置を設置して分離処理試験を開始した。ここでは、遠心分離機の機微情報の拡散を防止し、放射性廃棄物量の低減を目指した解体技術開発を目的としている。

これまで、遠心分離機部品から切り出した試験片での事前確認試験を行い、ウランで汚染された部分の分離除去に関して検討を進めており、一般鋼材に当初より含まれているウラン濃度までの汚染分離効果が確認されている。分離処理試験ではウラン濃縮試験に使用した遠心分離機を用いて実規模で適用可能な処理条件の検討を実施する。

*We installed the centrifuges dismantle equipment and started the testing operation at the Enrichment Engineering Facility in Ningyo-toge Environmental Engineering Center, JNC.*

*The purpose of the technological development is as follows.*

- Disappearance of the sensitive information about centrifuge designs from nuclear non-proliferation policy viewpoint.

- Decontamination of used centrifuges and decrease of the radioactive waste.

*We have been studying the decontamination methodology using test pieces by the benchmark test. As the results, we confirmed that an effectiveness of decontamination is achieved as same as the level of uranium concentration within the materials for non-nuclear use.*

*Currently, we are carrying out the fundamental test regarding the establishment of the dismantling conditions for used centrifuges.*

## キーワード

ウラン濃縮、核不拡散、遠心分離機、放射性廃棄物、除染、処理、解体

*Uranium Enrichment, Nuclear Non-Proliferation, Centrifuge, Radioactive Waste, Decontamination, Treatment, Dismantling*

## 1. はじめに

人形峠環境技術センター（以下、センター）では、昭和54年にウラン濃縮パイロットプラント第1期分（OP-1A）が運転開始してから約20年間にわたってウラン濃縮にかかる技術開発を行ってきた。また、これらの技術開発が終了したあとの使用済み遠心分離機の処理についても、開発当初より検討を行ってきた。ウラン濃縮原型プラント

の運転は平成12年度末に停止するが、一連のウラン濃縮技術開発を終結させる際に必要な技術として、使用済み遠心分離機を用いた「遠心機処理技術」開発の新たな展開を開発したところである。

遠心機処理技術開発の目的は次の2つがある。その1つは、核不拡散の観点から遠心分離機が持っているウラン濃縮技術にかかる機微情報を分からなくすることであり、もう1つはウランで汚

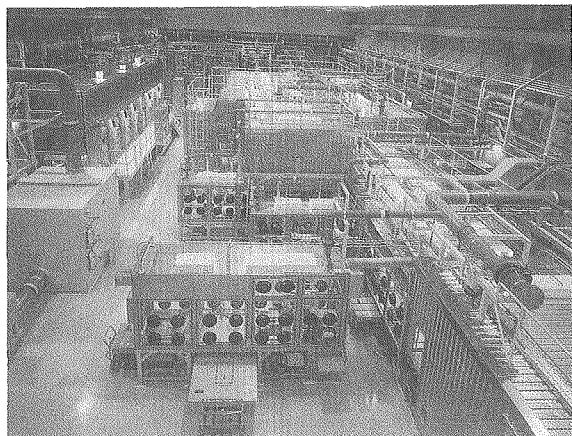


写真1 遠心機処理設備の全景

染された放射性廃棄物の発生量を合理的に低減することである。

上述、2つの目的のうち放射性廃棄物量を低減する処理技術開発を目的に遠心機処理設備（写真1）を平成10年度末に完成し、平成11年7月に運転を開始した。

以下に遠心機処理技術開発及び遠心機処理設備の概要について説明する。

## 2. 遠心機処理技術と核不拡散のかかわり

### 2.1 核不拡散と遠心分離機機微情報の管理

ウラン濃縮技術は核不拡散の観点から、ロンドンガイドラインでその設計、製造、運転に関する情報を厳重に管理することが求められている。中でも、遠心分離機についてはウラン濃縮技術の中核を成す重要な機器であり、国際査察においても、核不拡散の観点から遠心分離機が設置されたカスケード室への立入りには査察官を限定して受け入れている現状にある。

このような情報管理の対象とされるものには、遠心分離機技術が各国とも厳重な機密管理の下に置かれている自主技術であることを考慮して、遠心分離機の部品、設計情報はもちろんのこと、仕様を類推できるものも含まれる。ロンドンガイドラインのトリガーリスト<sup>1)</sup>を基に遠心分離機に係る機微情報の概要を表1に示す。

遠心機処理技術の開発では、この核不拡散に係る情報管理が今後も継続して求められることになるので、遠心分離機の機微情報を消滅処理する技術を確立して、核不拡散のための管理を低減していくことが目的となっている。

表1 ウラン濃縮遠心分離機に係るロンドンガイドライントリガーリストの概要

遠心分離機構成部品名		主要な仕様項目 (機微情報として管理すべきもの)
回転胴	ローター・チューブ	・寸法（厚さ、直径） ・形状（薄型シリンダー） ・材料（高強度一密度比材料）
	リング又はペローズ	・寸法（厚さ、直径） ・形状（螺旋円筒） ・材料（高強度一密度比材料）
	邪魔板	・寸法（直径） ・形状（円盤状） ・材料（高強度一密度比材料）
	トップ・キャップ ボトム・キャップ	・寸法（直径） ・形状（円盤状） ・材料（高強度一密度比材料）
磁気浮遊軸受		・寸法（内外径比） ・形状（円環状磁石、初期透磁率） ・残留磁気 ・エネルギー生成 ・ハウジング材料（耐UF <sub>6</sub> 性）
軸受／ダンパー		・形状
分子ポンプ		・寸法（内径、壁圧、長さ一直径の比、溝深さ）
モーター・ステーター		・周波数レンジ ・出力レンジ ・円環状固定子厚み

## 2.2 機微情報の消滅処理方法

遠心分離機の機微情報は、性能、寸法・形状、強度（材料成分）、耐食性（材質・表面処理）などに大別することができる。遠心分離機の各部品はその要求機能に応じて構成されるので、遠心機処理においては、部品ごとの機能情報に合わせて消滅処理方法を選択する計画である（図1）。

処理の一例を挙げれば、超高速回転する回転胴には、防振構造部品や高張力材料が使用されており、それぞれに機微情報が組み込まれているが、防振構造部品などの形状に機微情報を持つものは圧縮、破碎して寸法、形状を、高張力材料など材料成分に機微情報を持つものは異種金属と溶融してその成分比を分からなくする処理を行うなどである。

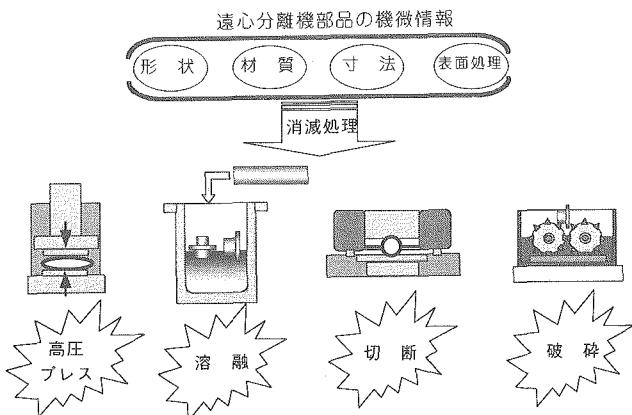


図1 遠心分離機の機微情報消滅処理方法

### 3. 遠心機処理技術と放射性廃棄物の処理のかかわり

#### 3.1 使用済み遠心分離機の発生量

現在、我が国のウラン系廃棄物保管量は8万数千本（200ℓ ドラム缶換算）程度と推定される。これに対して、センター内の遠心分離機をすべて放射性廃棄物とした場合のドラム缶数は3万6千本を超える。また、ウラン濃縮商業プラント遠心分離機も将来退役するとなれば、使用済み遠心分離機の発生量が我が国のウラン系廃棄物の極めて大きい部分を占めるものと推定している。

#### 3.2 ウラン系廃棄物処分の検討状況

低レベル放射性廃棄物の処分に対する法的な基準整備は発電所廃棄物が先行しており、クリアランスレベルの基準制定に向けても検討、調整が精力的に進められている。

しかし、ウラン系廃棄物に関しては次のような特徴により、発電所廃棄物の考え方を準用しにくいため、今後、原子力委員会の下で処分の概念について検討が予定されている。

- ① ウランは自然界に極めて広く存在する。
- ② 比放射能が低い反面、半減期が非常に長く、段階的な減衰が期待できない(<sup>235</sup>Uで約7億年)。
- ③ Ra、Po等の娘核種を生成して放射能レベルが上昇し、そのピークが濃縮度により数万年から百万年後に現れる。
- ④ ウラン濃縮施設では濃縮度、原料（天然ウラン、回収ウラン）で同位体比が異なり安全評価結果に影響を与える可能性がある。

#### 3.3 放射性廃棄物低減に対する考え方

ウラン系廃棄物においても大部分は低レベルまたは極低レベルのものであり、処理、処分の基準が明確になれば除染処理を行うことにより、放射性廃棄物量は大幅に低減できるものと考えられる。現在その整備に向けて原子力委員会を中心となって検討を開始したところである。

遠心機処理技術については、2つの方向から処理方法を検討することにした。1つは現行の法制度下で扱われている「放射性廃棄物でない廃棄物」の適用を受けるものである。この考え方には、既に原子炉建家解体の際に発生する廃コンクリートの取扱いに適用され、十分な実績ができており、最も現実的な手法である。使用履歴等から汚染がないことが明らかな場合や、汚染範囲が限定されていて汚染部を汚染していない部分から分離できる場合に適用されるもので、平成4年に原子力安全

委員会がその考え方を了承している<sup>2)</sup>。これを遠心機処理に適用する場合には、遠心分離機の構成部品についてUF<sub>6</sub>ガスで汚染した材料表面のごく浅い部分を汚染していない部分から分離することが必要になる。この分離処理技術を確立し、放射性廃棄物として取り扱う量を数パーセントまでに減容するものである。

もう1つはクリアランスレベルの制定に対応しようとするものであり、発電所廃棄物を対象としたクリアランスレベルや各国のクリアランスレベルを参考にして、仮に最も厳しい数値で制定されても困らないレベルまでに除染する方法を、合理的で経済性を保ちながらシステムとして確立することである。日本ではウラン系廃棄物でのクリアランスレベルの検討はいまだに着手されていないが、基本は被ばくを一定レベル以下とすることで、放射性廃棄物としての管理を行わないとする考え方であり、再利用にかかる種々のプロセスを考慮した核種ごとの許容値として検討されるものと考えられる。

遠心機処理技術開発では、まず現在の法体系の下で実施可能な「放射性廃棄物でない廃棄物」にかかる技術開発を進め、最終的には経済性を考慮した技術体系の確立を目指す。例えば「放射性廃棄物でない廃棄物」の経済性については、汚染部分の深さを明確にしてその部分を分離除去するので、ウラン濃度を確認する溶融設備が省略できる可能性があることなどを考慮する必要がある。

センターでは、平成12年3月から使用済み遠心分離機を用いた処理試験を開始した。この試験結果を取りまとめて、今後のウラン系廃棄物に対する処理、処分の基準検討を更に加速するためのきっかけとしたいと考えている。

我が国の国土事情などを考慮すれば、処分せざるを得ない廃棄物は極力少なくし、金属などの有用資源を十分安全な基準の下に再利用を図るシステムの確立が望まれる。同様に、整理事業となつたウラン濃縮施設においても、放射性廃棄物を極力低減する措置を講じ、その技術を我が国の廃棄物処理の一つの道筋として、商業プラントへ反映していきたい。

#### 3.4 技術開発の検討経緯と進め方

以上述べてきたように、機微情報管理の観点から圧縮、溶融、破碎などの処理で部品ごとの機微情報の消滅処理を行い、放射性廃棄物管理の観点からは「放射性廃棄物でない廃棄物」やクリアランスレベルの適用を受けることで大幅な低減効果

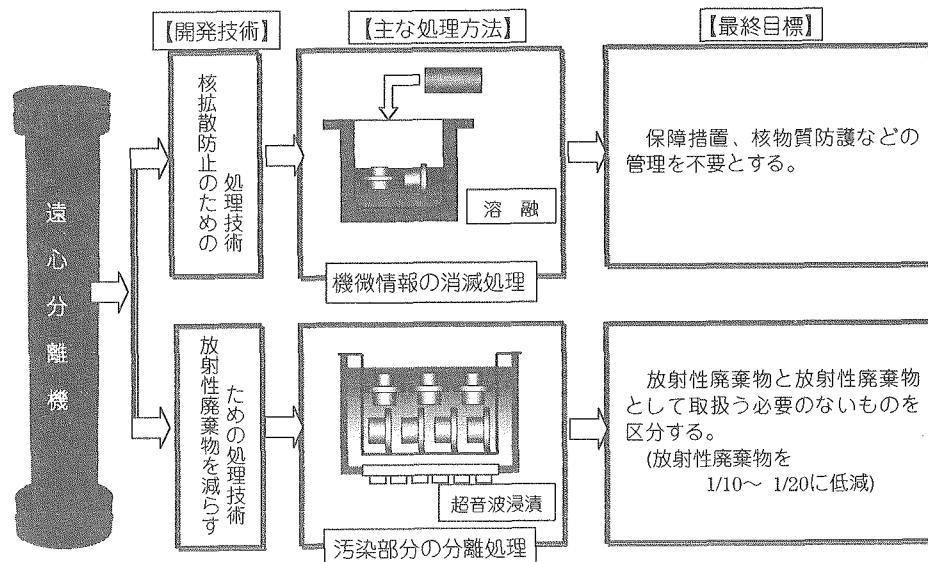


図2 遠心機処理技術の概要

を得ることを基本的な考え方としている(図2)。処理技術開発の順序としては、放射性廃棄物処理を行う過程で機微情報の消滅処理が併せて行える場合が多く、逆に機微情報消滅処理を先行する場合、溶融、破碎等の処理では放射性物質が混入し廃棄物処理方法への制約があることから、放射性廃棄物処理にかかる検討を先行して進めることとした。

遠心機処理方法の検討は、プラント規模で遠心法濃縮施設の建設を始めた昭和52年頃より、溶融除染法、酸溶解除染法などの処理方法についてR&D等を実施してきた。その結果、除染方法については経済性や除染能力及びヒューム除去などの安全設備性能を確認するために要する期間、費用の点で硫酸等の溶液を使用した化学除染法を選択した。

遠心機処理設備は、これらの検討結果に基づいて平成8~10年度に建設工事を行い、平成11年7月に試運転を開始した。

遠心機処理設備で試験する遠心分離機は表2の

とおりである。これらの遠心分離機は生産能力こそ異なるが、構成部品はおおよそ標準化され、例えば寸法が $\mu\text{m}$ オーダーで把握できているなど、処理システムとして統一的に扱えるメリットがある。ウラン濃縮原型プラントの遠心分離機についても、一部の処理装置、機材等の追加、改造を行うことで対応できる設計としている。

遠心分離機の各部品は厳しい品質管理の下に設計、製作され、同一環境下で運転されているため、処理においても代表的な遠心分離機で事前に処理条件を確立すれば、多数台の遠心分離機を同じ方法で処理できるという特徴がある。このことは、厳密な論理構成が要求される「放射性廃棄物でない廃棄物」の適用に当たって、実施上の課題である検証時間の短縮やコストの軽減について有利な点である。

### 3.5 金属表面からの汚染部分の分離処理技術

「放射性廃棄物でない廃棄物」の適用には次の条件を満たすことが必要である(図3)。

- ① 汚染の範囲が明らか
- ② 汚染部分と汚染のない部分を分離することができる

遠心分離機部品のほとんどはフッ素ガスに対して耐食性のある金属材料であり、10年程度 $\text{UF}_6$ ガスにさらされていたとしても、その汚染部分の深さは表層のごく浅い範囲であることが予測されたので、上述①及び②の条件について検討を行った。

表面に耐食性皮膜をもつ部品の試験片について試験を行った結果から、汚染範囲は表面の皮膜内に留まっており、希硫酸を用いた分離処理では汚

表2 遠心機処理設備と処理対象遠心分離機

施設名	遠心分離機		遠心機処理設備での対応
	パワーウラント濃縮プラント	第1期(OP-1A)	
濃縮工学施設		昭和54年運転開始	
	第2期(OP-1B)	昭和55年運転開始	
	第3期(OP-2)	昭和57年運転開始	
ウラン濃縮工場	第1運転単位(DOP-1)	昭和63年運転開始	装置増設、器材追加で処理可能
	第2運転単位(DOP-2)	チェンバー 遠心分離機	今後、開発予定 装置増設、器材追加で処理可能
		平成元年運転開始	

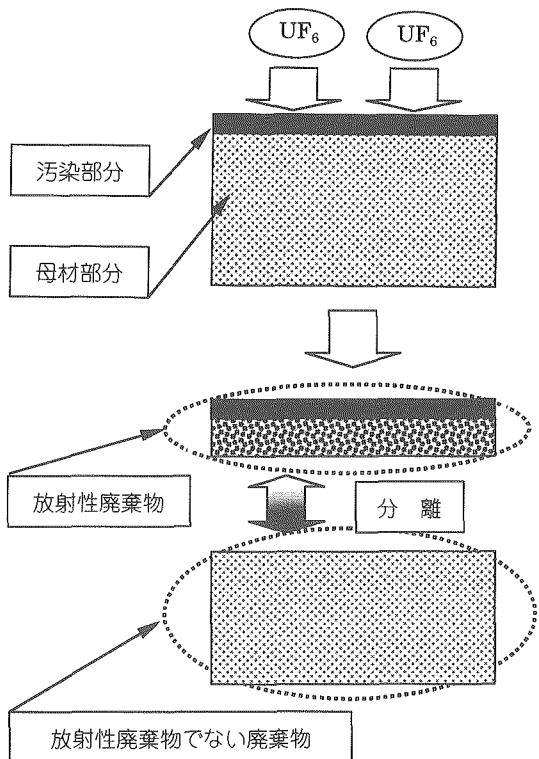


図3 「放射性廃棄物でない廃棄物」のイメージ

染部分を除去して、母材部分のウラン濃度レベルまで処理できることを確認した。汚染範囲を分離除去するメカニズムは図4に示すとおりである。

① 硫酸が母材の皮膜側部分に浸透し、皮膜部分を母材から徐々にはく離（分離）させる。母材部分には、硫酸に溶けにくい金属元素の残さ部分が徐々に広がってくる（b）。

② 皮膜部分と母材部分が分離する（c）。

③ 母材部分に残った残さ部分は、超音波洗浄を行うことで粉碎され、新しい金属面が現れる。これらの汚染分離のメカニズムをさらに明確なものとするためには、ウランが天然に広く分布する特徴に着目して金属材料中にもともと存在するウラン濃度を把握することが重要であり、これに基づいて「汚染部分の深さ」、「汚染分離完了」を判定することができる（図5）。データ数は少な

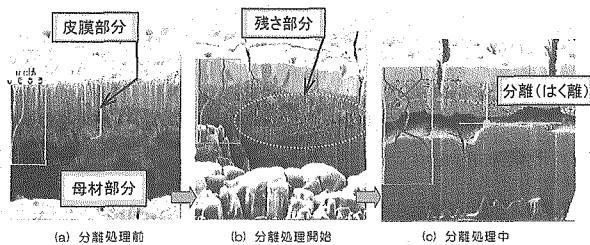


図4 汚染分離のメカニズム

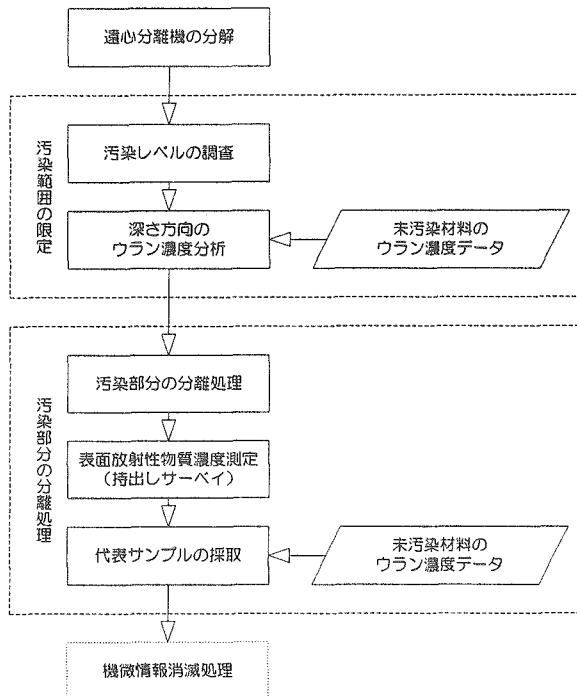


図5 遠心分離機の処理プロセス

いながら現在までに集計している一般金属中のウラン濃度を図6に示す。

遠心分離機部品は多種多様な材質、表面処理を用いており、これらの汚染形態を詳細調査することや、上述した遠心機処理のためのプロセスをひとつひとつ明確にしていくことがウラン系廃棄物の処理を検討するための重要なデータとなる。

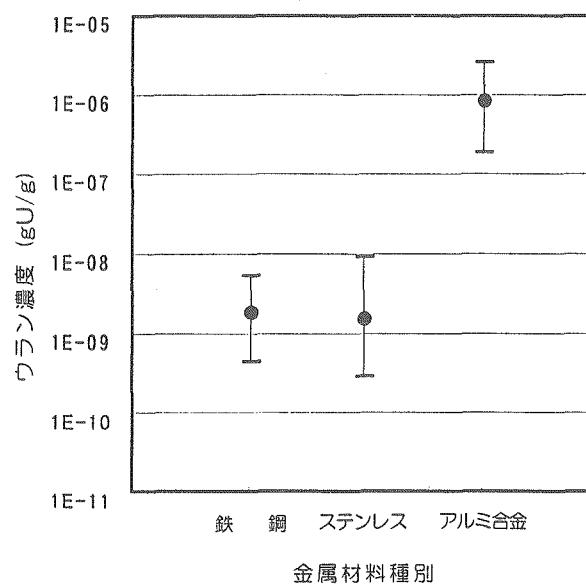


図6 一般金属中のウラン濃度

#### 4. 遠心機処理に係る関連技術

##### 4.1 滞留ウラン除去・回収処理技術

ウラン濃縮施設の解体に際してはフッ化ハロゲンガスを用いた系統除染が海外でも適用されており、ウラン濃縮原型プラントにおいても七フッ化ヨウ素( $\text{IF}_7$ )を用いた新しい処理技術の確立を目指している(滞留ウラン除去・回収試験)。滞留ウラン除去・回収技術は、核物質計量管理上のMUF量を低減することを目的としているが、同時に設備内部の放射性物質低減により、ウラン濃縮原型プラントの解体作業における汚染、被ばく量の低減、同プラント遠心分離機を処理する際の除害設備を簡素化するための技術でもある。

##### 4.2 サーベイ技術

処理した部品を管理区域から持ち出す場合、法令に基づいて放射性物質の表面密度を計測する必要がある。特にウランの表面密度計測では飛程の短い $\alpha$ 線を効率よく計測する必要があり、遠心分離機部品の表面形状に沿った放射線計測技術の検討を進めている。

遠心分離機部品を大形部品(回転胴等)と小形部品(大形部品以外)に分けた場合、大形部品をシンチレーション方式の検出器を用いて、回転させながら自動計測するシステムを開発した。また、形状が複雑で部品数も多い小形部品についても、効率良く放射能計測を行うために「ホスイッチ型サーベイ装置(写真2)」を開発した。

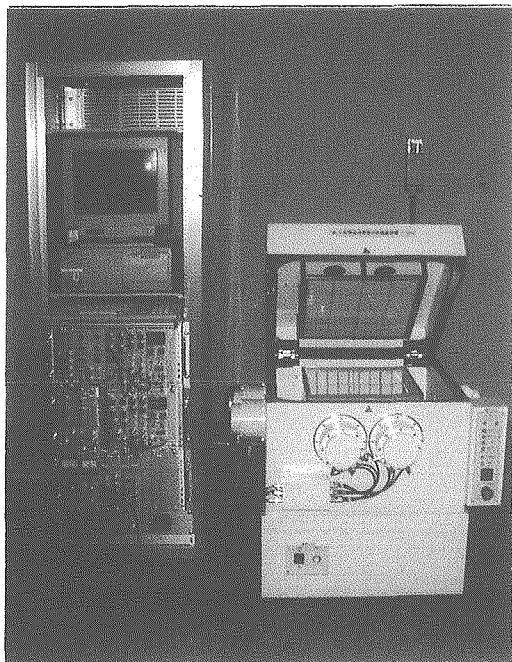


写真2 ホスイッチ型サーベイ装置

「ホスイッチ型サーベイ装置」はボックス内の全面(6面)に検出器を配置し、内部に小形部品を収納して、 $\alpha$ 線、 $\beta$ ( $\gamma$ )線を同時に測定するものである。この装置は外部の放射性物質の影響を受けにくく、ボックス内を真空状態することで $\alpha$ 線の飛程が大気圧下の約38倍に伸びるため、複雑な形状の部品であっても放射能測定が短時間でできる特徴を持っている。

##### 4.3 技術評価委員会

遠心機処理で得られた試験結果を基に「放射性廃棄物でない廃棄物」やクリアランスレベル適用の申請を行おうとした場合、その処理方法が第三者の目から見ても妥当なものであることが必要である。遠心機処理では廃棄物処理技術、政策にかかるサイクル機構外の有識者で構成する遠心機分離処理試験評価委員会に試験データを評価していただき、その意見を試験内容に反映する方式で技術開発を進めている。

#### 5. 今後の技術開発内容

汚染部分の分離処理技術は、一部の部品について試験片規模での確認がほぼ完了しており、今後、実遠心分離機の部品毎の汚染状況調査に加え、処理時間、洗浄能力などをパラメータとした試験による処理条件の検討を継続実施する。

また、ウラン濃縮原型プラント遠心分離機の処理に関しても処理手法の検討を開始しており、同型遠心分離機を持つ日本原燃(株)とも技術交流しながら技術開発を進めていると考えている。

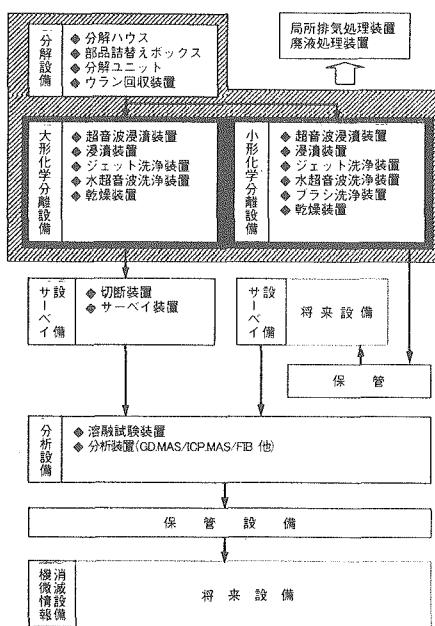


図7 遠心機処理設備の構成

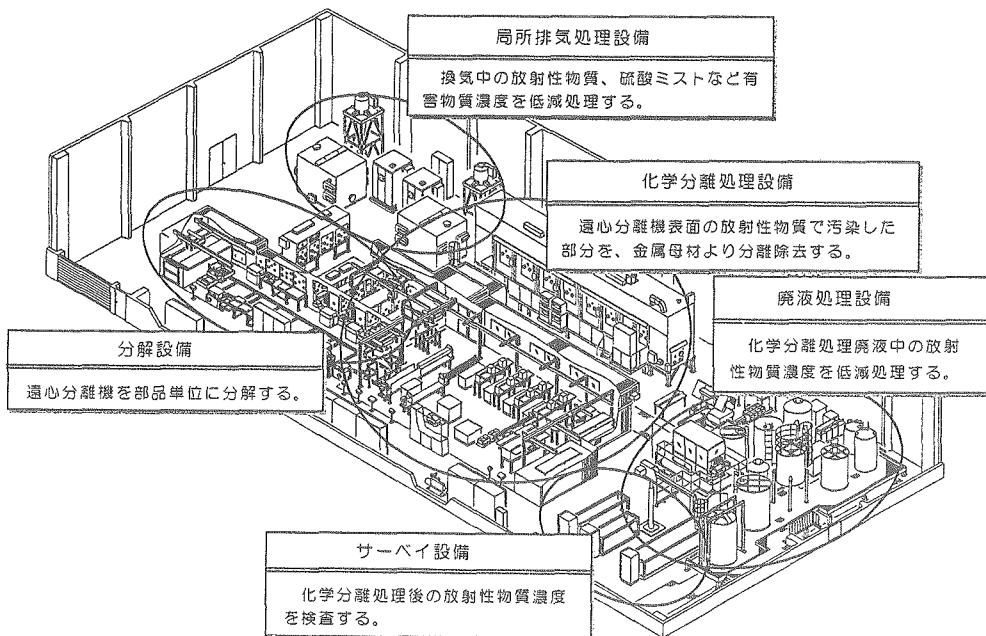


図8 遠心機処理設備鳥瞰図

## 6. 遠心機処理工程及び設備の概要

遠心機処理設備は分解、化学分離処理、サーベイの主要工程で構成される（図7、図8）。

遠心分離機は分解設備の中で部品単位に分解し、処理工程ごとに仕分け分類される。分解作業は、搬送装置上に遠心分離機を横置きにして積載し、各分解ユニットの引抜き装置を用いてグローブポート作業で行う。

分解した遠心分離機部品は形状から大形部品と小形部品に分類し、大形部品は専用処理装置にて、小形部品は部品ケージに収納して汚染した部分の分離処理を行う。化学分離処理設備における分離処理方法は希硫酸等を用いて浸漬、超音波浸漬処理で汚染分離を行い、水超音波、ジェット洗浄、ブラシ洗浄処理などで汚染分離後の二次的な汚染除去処理を実施する方法を取っている。

これらの分離処理を行った部品は、自動汚染検査のため部分的に切断処理を行ったのち、サーベイ装置にて表面の汚染検査を行い、政令等で定められた値以下であることを確認して保管する。

また、上述の主要工程に加え、分解、分離処理作業を行う環境（ハウス内）を負圧に保ち、内部の有害物質を除害処理するための局所排気処理装置、化学分離処理設備から発生する廃液を処理する廃液処理装置などが設置されている。

遠心機処理における化学分離処理作業では、これまでの「除染」というイメージと異なり、フォ

ーカストイオンビーム（FIB）、グロー放電質量分析装置（GD-MAS）、二重収束型ICP質量分析装置（ICP-MAS）等の分析装置を用いて「汚染部分の深さ」、「汚染部分の分離メカニズム」を体系的に調査、解明して処理方法を確立していく。

また、分離処理後の確認、検査方法に関しても $\alpha$ 線計測の困難性を考慮して、曲面検出器など部品形状に沿った検出装置を開発し、順次、性能検証を進めているところである。

## 7. おわりに

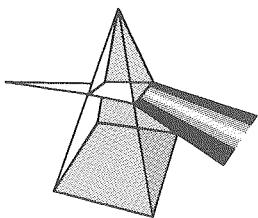
遠心機処理技術の開発は、遠心機処理設備の運転開始でこれからが本番となるが、核不拡散及び放射性廃棄物処理という所期の目的、さらに本技術開発の位置付けなどから、次の点に配慮した技術の確立に努める考えである。

- ① 合理的な処理プロセスの確立
- ② 二次廃棄物の削減
- ③ 処理コストの低減
- ④ 次期設計データの蓄積

## 参考文献

- 1) 財団法人核物質管理センター：核物質管理ハンドブック，p71-75 (1995).
- 2) 原子力安全委員会：“低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準について（了承）” (1992).

## 【技術報告】



# 記載シートを用いた組織的な岩芯の記載 —ウラン探鉱を例として—

笹尾 英嗣 鶴田 忠彦 飯田 義正

東濃地科学センター

資料番号：7-5

Systematic Logging Utilizing a Log Sheet Designed for Drill Core Descriptions - An Example in Uranium Exploration Activities -

Eiji SASAO Tadahiko TSURUTA Yoshimasa IIDA  
Tono Geoscience Center

不整合関連型鉱床を対象としたウラン探鉱活動において、組織的な岩芯記載を行うために開発した記載シートを紹介する。

記載シートは、観察すべき項目の統一とデータの品質の確保を目的に使用しており、砂岩用記載シート、基盤岩用記載シート、計測データ記録用シートの3種類からなる。

これらのシートは、世界最大のウラン鉱床地帯であるカナダ・アサバスカ地域へ進出した際に独自に作成したものであり、ウラン鉱化に関連する様々な特徴を把握できるよう、改良を加えてきた。その結果、記載すべき項目とその精度において要求される品質を満足できるシートに仕上がった。このシートの利用により作業効率が向上したほか、データの表示方法を改善できた。

*We describe the log sheets used during uranium exploration activities for unconformity-related uranium deposits by JNC.*

*The purpose of using the logging sheets is to standardize the objects which all geologists must observe and for data quality assurance. The log sheets are a three-part set describing basement lithology, sandstone lithology and geotechnics.*

*We devised our own log sheets to describe both the sandstone and the underlying basement rock when we started exploration in Athabasca Basin, Canada. We modified the sheets to gain a better understanding of the geological features related to uranium mineralization, and made final improvements to satisfy required quality based on the criteria of descriptive objects and accuracy. Use of the log sheets resulted in effective performance of core logging and improvement in the display of data.*

## キーワード

ウラン探鉱、記載シート、砂岩、基盤岩、岩芯、試錐、カナダ、アサバスカ地域

Uranium Exploration, Log Sheet, Sandstone, Basement Rock, Drilling Core, Drilling, Canada, Athabasca Basin

## 1. はじめに

ウラン探鉱における岩芯記載シートの本格的な利用は、1970年代後半に米国での砂岩中に胚胎する砂岩型ウラン鉱床を対象とした探鉱で始められた。これは、記載項目を統一して観察の観点を整理することにより、記載者が異なることによって生じる記載のばらつきの防止を図ることを目的としたものである。この記載シートは、必要な事項を漏れなく観察し、記載するというチェックリストとしての性格を有するのみならず、調査の際に要求されるできる限り多くの情報を正確にかつ効

率的に収集できるという効果をもたらした。

サイクル機構では、国内外でのウラン探鉱活動を通してウラン探鉱に適した記載シートを作成し、使用してきた。現在使用している記載シートは、世界最大のウラン鉱床地帯であるカナダ・アサバスカ地域に進出するにあたり、米国で使われていた記載シートを参考にしながら、独自に作成したものである。この記載シートについては、サイクル機構が100%の権益を保有しているカナダ・クリスティーレイク地区での現地作業で使用しながら、不都合な点を改善してきた。その結果、

記載する項目の数、データの質の 2 点において、ウラン探鉱活動を行う上で要求される品質を満足できる記載シートを作り上げることができた。

この記載シートの利用により、作業効率が向上したのみならず、データの表示方法を改善することができた。

本報告では、この試錐岩芯の記載シートの概要を紹介し、このシートの利用によって得られた効果について報告する。

## 2. なぜ記載シートが必要なのか

ウラン探鉱の目的は、ウラン鉱床を発見することである。

ウラン探鉱の歴史の初期の段階では、放射能探査により地表部に存在する鉱床は比較的容易に発見された。しかし、その後、放射能探査で見つかるべきものは見つかってしまって、現在では鉱床が地表に露出しておらず、地表には何の手がかりもないような鉱床が探査対象となっている<sup>1)</sup>。このような鉱床の中でも、近年、主要な探査対象となっているのは、不整合関連型鉱床と呼ばれる鉱床タイプのものである。

不整合関連型鉱床は、地質学的には始生代末期の花崗岩類及び下部原生界の変成岩類と下部～中部原生界の砂岩層の不整合面の近傍に位置し、鉱床の生成年代は16～13億年前であり、品位が非常に高く(平均品位0.2～20%U)、単一鉱床当たりのウラン量も多い(数千～20万トンU)という特徴を有する<sup>1)</sup>。不整合関連型鉱床は、ウラン量は多いものの面的な広がりはあまり大きくなない。一例として、カナダ・アサバスカ地域に所在するシガーレイク鉱床は、ウラン量約11万トンU、品位は12.3%Uと世界でも最大級のウラン鉱床であるが、その広がりは長さ約2,150m、幅25～100m、厚さは最大20mである<sup>2)</sup>。この鉱床は地表下410～450mに分布しており、このような鉱床を地表から試錐により掘り当てるることは容易ではない。一方で、鉱床の周囲の岩石には、鉱床の存在を示唆する指標が存在する。例えば、ウラン鉱床の周囲に発達する粘土変質帯が挙げられる。

このような指標を確実に見いだすことは、ウラン鉱床発見のプロセスとして極めて重要であるが、その指標の有無を確認するためには、詳細な観察とそのための時間が必要である。また、経験の少ない技術者の場合には、観察漏れもあり得る。こうした問題を解決するためには、事前に記載する事項を選定しておき、チェックリストとしてまとめておくことが考えられる。

次に各項目のデータの質について考える。例として、粘土変質の強さを表す場合、粘土化の程度に

応じてその区分は任意に設定できる。しかしながら、この区分は肉眼観察で行われるため、あまりに細かく区分した場合、技術者の経験の有無によってばらつきが生じたり、記載に長い時間を要することが予想される。また、岩石に含まれる鉱物の量も絶対値で表すことは可能であるが、肉眼観察ではその精度は極めて低いと考えられ、技術者間でかなりの差が生じると思われる。したがって、ウラン探鉱を行う上で必要なデータの質を満たし、かつ誰もがそのレベルを達成できる精度の設定が必要である。

以上より、記載を行う際に重要な点として、目的に応じた記載項目の選定と、各データの質の確保の 2 点が挙げられる。

また、カナダ・クリスティーレイク地区では、探査対象深度は400m以深のため、現地作業として試錐が主体となっており、試錐調査終了後、速やかに現地キャンプを撤収することは、コスト低減のために必要不可欠である。このため、記載のスピードは試錐の掘進速度とあまり大きく異なることが望ましい。したがって、上記の 2 点に加えて、データ収集の効率性を加味する必要がある。

これら 3 点の要求を満たすために、サイクル機構の資源部門では事前に記載項目を明記した記載シートを使用してきた。データの精度の設定については、データ収集の効率性も考慮に入れ、変質の強度や鉱物の量比を 5 段階に区分している。例えば、変質の強度は、「無い」、「ごく弱い」、「弱い」、「中程度」、「強い」の 5 つに区分して記載している。この区分は石英の溶脱の程度にほぼ対応しており、「ごく弱い」は石英は溶脱していないが、長石などの鉱物が変質しているもの、「弱い」は石英がごくわずか溶脱しているもの、「強い」は石英が完全に溶脱しているもの、「中程度」は「弱い」と「強い」の中間程度のものに対応させている。鉱物の量比についても「無い」、「ごく少ない」、「少ない」、「中程度」、「多い」の 5 段階に区分している。

この記載方法により、記載すべき事項の見落としが無くなったのみならず、技術者間での記載精度の差が少くなり、記載データについて一定の品質を確保することができた。

## 3. カナダで使用している記載シート

### 3.1 鉱床の周囲に認められる指標

先に述べたように、不整合関連型鉱床は下部原生界の変成岩と下部～中部原生界の砂岩層の不整合付近に存在することを最大の特徴とする。このほか、これまでに発見されている不整合関連型鉱床の多くに共通する特徴をまとめると、以下のよ

うな点が挙げられる。また、各々の特徴について、記載の際に重要な指標を括弧内に示す。

- ① 石墨を含む変成岩そのものあるいはその近くに存在することが多い（石墨の量比）。
- ② 砂岩層堆積後に活動した逆断層に沿って存在することが多い（逆断層の存在）。
- ③ 基盤岩の岩相に規制されて存在することもある（基盤岩の岩石種）。
- ④ 鉱床の近くでは石英が溶脱されており、粘土化が著しい。一方、鉱床から少し離れた所では

二次的な石英の成長が認められることが多い（変質の強度）。

- ⑤ 石英の溶脱と粘土化に伴う岩石強度の低下や体積の減少に伴い、鉱床周辺では割れ目が発達することが多い（割れ目等の構造）。

ウラン鉱床発見のためには、これらの指標を確実に把握する必要があるため、記載事項の選定に当たっては、これらを漏れなく記載できるようにしなければならない。

なお、上記の指標を大項目に分類すると、石墨

表1 計測データ記録用シート

PNC Exploration (Canada) Co. Ltd. Project Christie Lake Area B Hole No. C896-074  
 Logging Sheet (A) v.3.0 Date Feb. 16-18/96 Logger YI Page 4 of 4  
 for gootechnical data

Drill Date	Box #	From m	To m	Rcc. cm	RQD cm	No. of Fractures	Gamma			Bedding/Foliation	Max Grain Deg TCA	Sandstone Accu. Cgl	Clay Thickness Clast
							V	I	H				
81	368	371	300	269	0 1 2	60 20				60-85	19	143	0
	371	374	294	262	0 0 4	60				60-85	19	126	3
	374	377	306	248	3 0 7	(35) 60 95 cgl	(374.9) 376.6			60-85	9	81	1
	377	380	298	202	4 2 9	65				55-80	10	47	0
	380	383	296	236	1 2 5	75 cgl	380.8			60-85	12	79	1
	383	386	302	238	1 1 6	55				55-85	6	16	3
	386	389	300	256	0 5 5	60				55-90	8	19	4
	389	392	299	235	0 0 4	85 cgl	391.3			60-85	10	82	3
	392	395	299	282	0 0 4	105 cgl	394.3			65-85	13	192	1
	395	398	300	248	0 0 6	95 cgl	395.7			65-85	10	213	0
2/16 (N)	398	401	301	219	2 3 7	80				60-85	10	85	0
	401	404	298	207	4 0 7	65				55-80	15	90	2
	404	407	295	168	0 1 9	80 cgl	404.6			65-85	20	230	0
	407	410	300	151	5 9 11	85 cgl	409.2			60-85	16	109	0
	410	413	225	28	1 2 4	110 clay	411.0?			60-85	15	153	0
	413	416	196	66	5 3 5	85 cgl	415.0			60-85	16	100	1
	416	419	279	20	9 8 15	100 clay	416.4			60-85	9	63	0
	419	422	212	15	11 4 7	105 cgl	419.6			75-90	17	25	0
	422	425	280	45	3 8 7	105	423.0			65-0	10/20	3	0
	425	428	295	190	4 3 8	60				0-40	25		
2/17 (D)	428	431	299	214	5 6 2	50				0-55	10	422.8m	
	431	434	294	40	7 7 7	50				30-45	20		
	434	437	293	133	6 6 1	45				25-45	30		
	437	440	292	119	1 8 2	40				20-40	20		
	440	443	300	146	0 4 1	500	440.9			30-60	8		
	443	446	297	115	1 3 1	130				10-40	12		
	446	449	290	64	6 4 2	220	446.9			5-25	7		
	449	452	303	44	4 7 6	500	449.5			15-35	8		
	452	455	300	221	4 2 1	70	(450.6)			20-30	11		
	455	458	291	180	0 3 1	65				30-55	40		
2/17 (N)	458	461	292	227	2 3 3	55				NA	20		
	461	464	252	189	2 2 3	50				NA	30		
	464	467	297	205	0 3 4	35				NA	50		
	467	470	274	212	0 0 3	30				NA	40		
	470	473	294	174	0 5 4	35				NA	25		
	473	476	303	203	2 3 5	40				15-25	20		
105	476	479	303	267	0 0 0	45				40-55	40		
	479	482	300	225	1 1 3	35				15-30	20		
	482	482.6	62	62	0 0 0	35				25	5		

の量比と基盤岩の岩石種は岩相として、逆断層と割れ目の数は構造としてまとめることができるので、結局、重要な指標として「岩相」、「構造」、「変質」の3点が挙げられる。

### 3.2 記載シートの概要

探鉱試錐では、岩芯は通常3mごとに回収されるが、その際に試錐技師により、その時点での試錐のロッドの長さに基づく深度を示す札(深度札)が置かれる。岩芯の回収長は地質状況などによって異なる。

PNC Exploration (Canada) Co. Ltd.  
Logging Sheet (B) v.3.0 for sandstone

Project Christie B  
Date 2/16/1996

Hole No. CB96-054  
Logger YY  
Page 10 of 11

Depth m	Lithology	Structure												Alteration			Mineralogy				Remarks		
		G R A P H I C	S N A S G I Z E	A R U L C I T Y	C O L S D E A N	C C L S D E I H M	C C L I P A K N	C I H C A N	Z O N E K T	C O A T K E N	S G R A P H I C	T E P E	T Y P E	I N T P A N G	D I C E N m m	T Z O A K T mm m	R O L L A T E T	Clay	Silic tic	Hema nite	Limo nite	Pyrite	
											Type (color)												
360																							
365																							
370																							
375																							
380																							
382.0																							
385																							
390																							
391.2																							
395																							
400																							

図1 砂岩用記載シート

るため、回収された岩芯の長さの累積をそのまま試錐孔の深度と見なすことはできない。そこで、岩芯の記載はこの深度札に示された深度に基づいて行う。

例えば、岩芯の回収率はある深度札から次の深度札までの区間の長さに対する岩芯の回収長の百分率で表すため、3mが記載の単位となる。一方で、岩相などは任意の間隔で記載できる。

このように記載のスケールが異なることから、記載シートとして、計測データ記録用シートと岩芯記載シートの2種類を使用している(表1、図1)。

計測データ記録用シートには、岩芯の回収長、最大粒径など、定量的に表現できる項目を集めてある。これらの記録は巻き尺で長さを測定したり、割れ目の数を数えるという、比較的単純な作業であり、3 m分をまとめて記録する。一方、岩芯記載シートには、岩相、構造、変質について、肉眼観察の結果を記録する項目を集めてある。これは地質・鉱物について、ある程度の経験と熟練を要する作業である。これらの項目の記載は、作業効率等を勘案し、1 m分をまとめて行っている。

岩芯記載は通常2名で行われるため、主たる記載者が岩芯記載を行い、記載補助者が計測データの記録を行うことによって、効率的にデータを収集している。

次の各々のシートの概要を述べる。

### 3.3 計測データ記録用シート

このシートに記録する項目は、「構造・変質に関する情報、放射能に関する情報、岩相に関する情報」の3種類である（表1）。記録項目と記録する内容を表2に示す。

構造・変質に関する項目のうち岩芯の回収量とRQD（岩盤の健全性を表す指標：表2参照）は、断層や割れ目帯の存在などの構造の有無の指標として使用できるほか、粘土変質が強くなるにつれこれらの指標は低くなるので、変質の指標としても使用できる。

放射能の記録は、放射能異常の把握のために行われる。試錐孔全体にわたる放射線（ $\gamma$ 線）強度は、試錐終了後に行う放射能検層により把握されるが、検層深度は誤差を含む<sup>3)</sup>。このため、このシートに記録された放射能のピークの深度と、検

層で記録されたピークの深度の比較により、検層深度の誤差の補正を行っている<sup>3)</sup>。

岩相に関する情報については、砂岩層では最大粒径と礫岩層の厚さ及び岩相記載を基に層序区分を行う。この手法により区分された層序を試錐孔間で対比し、砂岩層の傾斜や断層の変位などの地質構造を解明している<sup>4)</sup>。

### 3.4 岩芯記載シート

岩芯記載シートに記載する項目は岩相に関する項目、構造、変質、鉱物である。このうち、岩相と鉱物は、岩石の種類によって異なるため、砂岩用記載シート（図1）と基盤岩用記載シートの2つを使用している。砂岩用記載シートに記載する項目を表3に、基盤岩用記載シートに記載する項目を表4に示す。

岩相の記載内容は、岩石の種類の把握そして層序区分を行うための基礎データである。

構造については、計測データ記録用シートに記録した割れ目等の傾斜角、厚さ、充填鉱物の有無などを記載し、個々の構造の性質を把握する。

変質についても構造と同様に、強度や種類を記載し、変質の特徴を把握する。

鉱物については、岩相と同様、岩石の種類を把握するために記載する。さらに、砂岩層では赤鉄

表3 砂岩用記載シートに記載する項目

記載項目	記載する内容	記載の目的
砂岩の岩相	岩相	岩石の種類
	粒度	粒子の全體としての大きさ
	淘汰度	粒子のそろいかたの程度
	円磨度	粒子の丸さ
	礫岩層	量比
	粘土の偽礫	個数
	粘土の薄層	層厚
	斜交層理	量比
構造	種類	断層や割れ目など
	強度	構造の多さ
	傾斜角	構造の角度
	個々の厚さ	断層の割れ目一つずつの厚さ
	ゾーンの厚さ	割れ目帯や断層帯の厚さ
	充填鉱物	鉱物の種類
	断層鏡肌	断層鏡肌の傾斜角
		断層の延長方向の把握
変質	粘土変質	強度と種類（産状）
	珪化	強度と種類（産状）
鉱物	赤鉄鉱	量比と種類（産状）
	褐鉄鉱	量比と種類（産状）
	黄鉄鉱	量比と種類（産状）

表2 計測データ記録用シートに記録する項目

記録項目	記録する内容	記録の目的
掘削深度	深度札に書かれた深度	岩芯が回収された深度の把握
岩芯回収量	2つの深度札の間で回収された岩芯の長さ	構造の強弱の把握
RQD	15cm以上割れ目のない岩芯の長さの合計	構造の強弱の把握
割れ目の数	岩芯軸に対する傾斜角によって水平、斜交、垂直に3区分して、各々の数	構造の強弱の把握
ガンマ線	最大の強度、バックグラウンド、最大の放射線強度が得られた深度	放射能異常の把握、放射能異常の位置を用いた検層深度の補正
層理（砂岩）、葉理（基盤岩）の岩芯軸に対する傾斜角	構造の角度	岩石の一般的性質の把握
最大粒径	最も大きい粒子の長径	岩相変化の把握、砂岩の場合には層序対比に利用
礫岩層の層厚の累積値	礫層の厚さを足し合わせたもの	砂岩の岩相変化の把握、層序対比に利用
粘土偽礫	粘土偽礫の数	砂岩の岩相変化の把握

表4 基盤岩用記載シートに記載する項目

記載項目	記載する内容	記載の目的
基盤岩の岩相	岩相	岩相の把握
	粒度	粒度をmm単位で記載
	葉理	強度、しゃう曲の有無、傾斜角
	斑状変晶	量比と鉱物の種類
	セグリゲーション	石英-長石バントの量比
構造	種類	断層や割れ目など
	強度	構造の多さ
	傾斜角	構造の傾斜角度
	個々の厚さ	個々の断層や割れ目の厚さ
	ゾーンの厚さ	割れ目帯や断層帶の厚さ
	充填鉱物	鉱物の種類
	断層鏡肌	断層鏡肌の傾斜角
変質	粘土変質	強度と種類(産状)
	珪化	強度と種類(産状)
鉱物	石英	量比と溶脱の程度
	カリ長石	量比と変質の程度
	電気石	量比と変質の程度
	黒雲母	量比と変質の程度
	ザクロ石	量比と変質の程度
	赤鉄鉱	量比と種類(産状)
	褐鉄鉱	量比と種類(産状)
	鉄を含む緑泥石	量比と種類(産状)
	黄鉄鉱	量比と種類(産状)
	石墨	量比と種類(産状)
	炭酸塩鉱物	量比と種類(産状)

鉱の量比により漂白作用の強弱を把握できる。また、基盤岩では变成岩にもともと含まれる鉱物のほか、変質によって形成された鉱物（赤鉄鉱、褐鉄鉱、鉄を含む緑泥石、黄鉄鉱）及び脈に伴う鉱物（炭酸塩鉱物）も記載する。

#### 4. 記載シート使用の効果

##### 4.1 データ取得の効率化

従来の文章記述による記載方法では、変質強度に応じて、例えば「0～1m 強い変質」のように、変質強度とそれが見られる深度を記載していた。しかし、この方法では、変質強度の境界をどこにするかの判断は難しいという問題があった（図2を参照）。

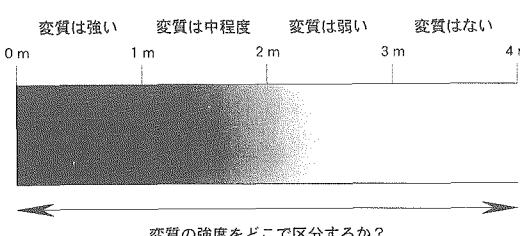


図2 変質強度が連続的に変わるもの区分

変質強度や鉱物の量比の区分は、実際にはそれほど厳密である必要はないが、記載を行う上で適当な場所に境界を設定する必要があり、この判断に長い時間を要したことがあった。また、現場での実例として、一旦区分をしてみたものの、別の深度で同様の状況に出くわした場合、境界の設定に迷ったり、前の区分が適切ではないと思うことも少なくなかった。

岩芯記載シートでは、1mを一つのまとまりとして記載するが、この場合、まとまりとまとまりを比較して強度を記載すればよく、境界深度等を細かく記載する必要はないので、従来の記載方法よりも変質強度や鉱物の量比の区分を容易に行える（図2）。さらに、境界が明瞭な場合などには、その深度等を特記事項に文章で記載すればよい。こうしたことから、現場で判断に迷うことが少なくなり、結果として記載に要する時間が短縮された。

##### 4.2 データの表示の改善

図3は従来の文章記述による記載内容に基づく柱状図（図3a）と、記載シートの粒度データを数値化したもの（図3b）、及び計測した最大粒径と累積の礫岩層比をグラフ化したもの（図3cとd）である。横の破線は粒度、最大粒径、礫

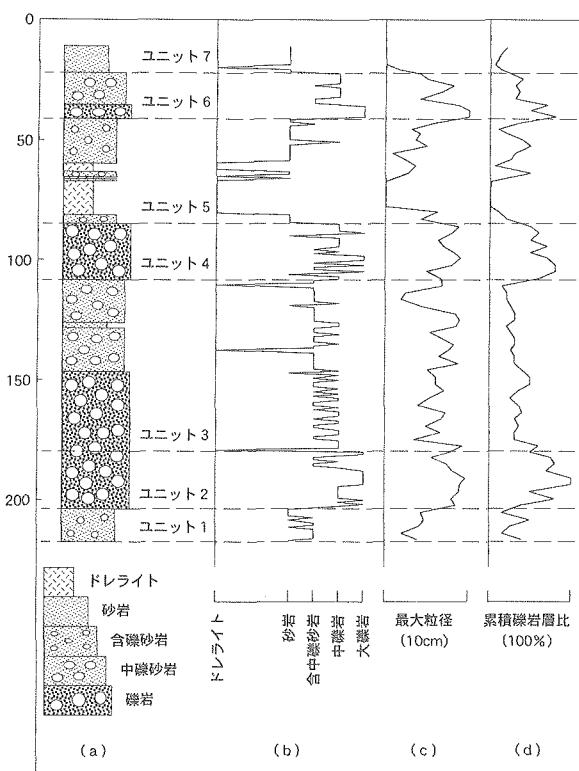


図3 グラフ表示した砂岩の記載データ

- (a) 従来の記載方法によって作成した柱状図  
 (b) 粒度データ (c) 最大粒径 (d) 累積礫岩層比

岩層比の3つのデータに基づいて区分した岩相境界を表す。なお粒度については、砂岩を0、中礫を含む砂岩を1、中礫岩を2、大礫岩と3とした。また、砂岩中に貫入するドレライトには-3を割り振った。

図3より、従来の文章記述による柱状図と各種データに基づく層序区分はおおむね一致しているが、柱状図ではユニット2とユニット3の境界を認識することはできないことが分かる。

粒度、最大粒径、礫岩層比からユニット2と3の違いを見ると、ユニット2では大礫岩が卓越し、礫岩層比が高いが、ユニット3では中礫岩になり、最大粒径、礫岩層比はユニット2に比べて低くなる。一方、柱状図ではいずれも礫岩となっており、礫の大きさまでは識別されていない。

ユニット3において柱状図では深度150m付近で礫岩と中礫砂岩に区分されている。粒度データ(図3b)においてもこの深度より浅部では含中礫砂岩が卓越する。しかし、最大粒径と礫岩層比ではこのような違いが明瞭に識別できない。礫岩層比は下位から上位に向かって漸減しており、全体として上方細粒化を示す一連の地層である可能

性がある。

また、柱状図でユニット6上部の中礫砂岩としているものは、他のデータがユニット3下部の礫岩と類似していることから、本来は礫岩とすべきものである。これは下位の礫岩(大礫を主体とする礫岩)に比べて礫岩層比が低く、粒径が小さくなっているため、見掛け上、中礫砂岩としたのではないかと思われる。この例のように、従来の肉眼観察による記載では、本来絶対値で表される礫の大きさなどを相対化してしまうことなどにより、計測データなどの絶対値との差異が生じる可能性が高いといえる。

このように記載シートの利用により、取得したデータをより客観的に評価できるようになった。一例であるが、粒度データを数値化することにより、岩相の変化あるいはその傾向をよりよく把握できる。さらに、図3に示した記載・計測データ以外にも、放射能検層の結果や分析結果等の他のデータとの比較検討も容易に行えるようになった。

## 5. おわりに

今まで約30年間にわたる海外でのウラン資源調査探鉱活動において、サイクル機構は多くの貴重な経験をし、様々なノウハウを学んできた。本論ではそのようなノウハウの1つである、サイクル機構が不整合関連型ウラン鉱床を対象とした探鉱で使用している記載シートを紹介した。

この記載シートは、世界最大のウラン鉱床地帯であるカナダ・アサバスカ地域での不整合関連型鉱床を対象とした探査を効率的に実施するために作成したものである。この記載シートの利用により、作業効率が向上したのみならず、取得したデータをある程度定量的に表示できるようになった。

また、記載シートはマイクロソフト社のエクセルで作成しており、記載事項の不足や変更などの必要が生じた際には、汎用ソフトであるために、容易に修正することが可能である。さらに、砂岩用記載シートで相対値で記載する項目についても、例えば、粒度のデータを基に砂岩を0、中礫混じりの砂岩を1、中礫主体の礫岩を2、大礫主体の礫岩を3とすることにより、グラフ表示が可能であり、各データの変化等を読み取りやすい。

近年、探鉱データの取りまとめに用いられている地理情報システム(GIS)のソフトウェアは、エクセルのワークシートからのデータの読み込みが容易であり、記載データをGISへ入力すること

により、化学分析データ等の探鉱データとの比較・検討、そしてデータの一元管理が可能となった。

この記載シートは必要最小限のデータを漏れなく観察し、記録するために大きな役割を果たしており、データの品質向上にも貢献している。

#### 謝辞

本論を取りまとめるに当たり、海外でのウラン資源調査探鉱に従事されたサイクル機構の職員、及びサイクル機構の現地法人であるPNC Exploration (Canada) Co. Ltd.とPNC Exploration (Australia) Pty.Ltd.のスタッフの方々には、岩芯の記載等に

おいてこれまで長年にわたりご尽力を賜った。ここに記して、深く感謝する。

#### 参考文献

- 1) 水島礼二、飯田義正 他：“動燃事業団の海外ウラン調査探鉱”，動燃技報，No.106, p.3~59, PNC TN1340 98-002 (1998).
- 2) P.Bruneton : “Geology of the Cigar Lake uranium deposit (Saskatchewan, Canada)”, in Economic Minerals of Saskatchewan, Saskatchewan Geological Society, Special Publication, No.8, p.99~119 (1987).
- 3) 飯田義正、池田幸喜 他：“検層深度誤差の原因と補正”，動燃技報, No.98, p.54~58, PNC TN1340 96-001 (1996).
- 4) 飯田義正、池田幸喜 他：“アサバスカ層群マニトーフォールズ累層の地質層序と対比”，動燃技報, No.99, p.73~80, PNC TN1340 96-002 (1996).



# 「もんじゅ」高度化炉心概念の検討

金城 秀人 横堀 仁\*

敦賀本部 國際技術センター  
\*新型炉技術開発株式会社

資料番号：7-6

Conceptual Design Study on Upgraded Monju Cores

Hidehito KINJO Hitoshi YOKOBORI \*

International Corporation and Technology Development Center,  
Tsuruga Head Office

\* Advanced Reactor Technology Co.,Ltd.

敦賀本部国際技術センターでは、「もんじゅ」炉心を利用して将来のFBR技術を実証するとの観点から、燃料高燃焼度化や運転サイクル長期化等の炉心性能向上と、照射試験用施設としての機能拡充（照射領域確保、中性子照射量増大）を目指した次期高度化炉心概念を検討した。この炉心性能向上と照射機能向上に適合するドライバー燃料仕様を高密度ペレットを中心に種々検討し、主要な炉心核・熱特性、ポイド反応度やドップラ効果、制御棒反応度特性等を評価した。

その結果、炉心特性、安全特性への悪影響を抑えつつ所要の性能向上（炉心平均燃焼度10万MWd/t、サイクル期間6カ月以上）が図れ、また炉心内に6～12体の照射領域を確保できるとの見通しを得た。これにより高度化炉心としての成立性を確認した。

*A conceptual design study has been performed in the International Corporation and Technology Development Center to investigate the performance of upgraded future Monju cores with increased fuel burnup of 100GWd/t (discharged subassembly average) and longer refueling intervals of at least 180 efpd/cycle. The cores also provide an irradiation capability as a test bed for high neutron fluence and other experiments. Core configuration and fuel specification of higher fuel pellet density has been parametrically investigated to satisfy the above requirements. Evaluations of the major core characteristics have been made with respect to core neutronics, safety parameters (such as sodium void reactivity and Doppler effect), thermal hydraulics and reactivity control.*

*It can be said that these cores could achieve the targeted core performance and provide six to twelve test spaces with higher neutron flux level, without causing remarkable draw-back on the core neutronics and safety aspects. The upgraded core concept has, therefore, been found basically feasible.*

## キーワード

高度化炉心、「もんじゅ」、照射機能、炉心特性、高速炉、設計研究

*Upgraded core, Monju, Irradiation, Core Characteristics, Fast Reactor, Design Study*

## 1. はじめに

敦賀本部国際技術センターでは、高速増殖原型炉「もんじゅ」（以下、「もんじゅ」）を利用した将来のFBR技術実証に向けた研究開発の一環として、燃料高燃焼度化や運転サイクル長期化等の炉心性能向上と、照射試験用施設としての機能拡充（照射スペース確保、中性子照射量増大）を目指した高度化炉心概念を検討している。

本研究は、「もんじゅ」の発電炉としての技術実証及び経済性向上実証と、今後予定される種々

の照射試験を通じて炉心の高度利用を図るために行うものであり、この炉心性能高度化のあり方、方策に關し提案されている考え方<sup>1)</sup>のうち、ここではほぼ開発済の炉心材料導入を含む炉心燃料仕様の一部変更で早期に性能向上を図ることに主眼を置き、具体的な炉心候補概念をケーススタディとして検討・提案するようにした。

この「もんじゅ」自体の炉心性能向上要求と、照射場拡大や中性子照射量増大に向けた照射機能拡充とは対立する面を含んでいるため、炉心設計

上のパラメータを程良く設定して両者の要求をバランスさせる必要がある。したがって本検討においても、まず高度化すべき項目、性能目標が達成時期を含めて現実的にどの程度両立可能であるかの検討からはじめる。

「もんじゅ」は運転再開後、安全・安定運転を通じて発電プラントとしての十分な運転経験、実績を積み重ねた後、将来のFBR技術確証を行う場として、炉心性能の高度化に向けた改造を行うことが計画されており、この高度化炉心への移行には多様な道筋が考えられているが、ここでは図1に示すような段階的ステップアップを想定した。すなわち、現状技術ベースで早期の高度化移行を意図した高度化炉心（I）から、将来のFBR実用化技術の全炉心規模での実証までを意図した大幅な性能向上を狙う高度化炉心（II）への段階的移行である。

高度化炉心（I）ではサイクル長を6カ月以上、平均燃焼度を10万MWd/t程度まで増加させ、炉心領域での照射集合体スペースを10体程度確保して実用化段階の炉心燃料概念等要素技術の実証を図る。一方、高度化炉心（II）ではサイクル長を12カ月以上、平均燃焼度も15万MWd/t程度を目指とする。

これらの検討に当たり、燃料集合体のみの仕様変更によって所要の炉心性能向上を図ることを基本とし、原子炉構造や冷却材流量、温度、原子炉出力等の基本プラント仕様は変更しないものとする。したがって、燃料集合体の外形状や本数は現状炉心のままでし、燃料ピン径、集合体当たりのピン本数、炉心高さ、プルトニウム富化度（装荷割合）が炉心仕様の変更項目である。

本稿では以上の炉心高度化ステップのうち、現

状技術の適用で着実な性能向上が見込めるここと、及び今後絞り込まれる予定の実用化炉心要素技術を集合体規模で早い段階から確証し、全炉心規模での実証につなげるのが効率的であるとの観点から、照射機能を具備した高度化炉心（I）を中心に検討し、高度化炉心（II）の検討は次稿以降に報告する。また以下では特に断らない限り、「高度化炉心（I）」の意味で「高度化炉心」と記述する。

## 2. 検討方法

### 2.1 基本条件<sup>2),3)</sup>

現状の炉心技術 材料を適用して早期に高度化炉心へ移行することを主眼とすることから、原子炉熱出力、原子炉出入口温度等の基本プラント条件や原子炉構造、主冷却系設備等のハード改造を伴わず、燃料集合体仕様の一部変更により性能向上を図ることを基本とする。このため検討に際しては下記の条件を適用する。

#### (1) 基本プラント仕様、ヒートバランス

現行仕様（原子炉熱出力714MWt、原子炉出入口温度：529°C/397°C）どおりとする。

#### (2) 原子炉構造、主冷却系設備、炉心径、集合体サイズ（ラッパ管外径、集合体長）

現行仕様どおりとする。

#### (3) 炉心・燃料仕様条件

1) 炉心の構成は、均質2領域炉心とし、制御棒、中性子遮蔽体の炉心構成要素の配置・本数は現行仕様どおりとするが、径プランケット燃料集合体については、コスト低減、Pu需給状況等の観点から、当面は削除（反射体等に置換）する。なお、炉心領域に6～12体の照射試験集合体の装荷を想定する（図2）。

#### 2) 燃料組成

##### ① プルトニウム（Pu）同位体組成

炉心燃料に用いるPu同位体組成は、軽水炉燃料の取出燃焼度4.5万MWd/t相当とし、以下を想定する。

$$\begin{aligned} & ^{238}\text{Pu} / ^{239}\text{Pu} / ^{240}\text{Pu} / ^{241}\text{Pu} / ^{242}\text{Pu} / ^{241}\text{Am} \\ & = 3.0 / 52.0 / 27.0 / 9.5 / 7.0 / 1.5 \end{aligned}$$

この組成は、設計で使用したものと比べて核分裂性物質割合が72%から61.5%に低下しているが、実機に装荷された初装荷燃料に近い組成となっており現実的な想定である。

##### ② Pu 富化度上限値は32wt%まで許容する（融点降低<sup>2)</sup>や再処理時の溶解性及び上記①を考慮に入れて想定）。

##### ③ 炉心及びプランケット燃料に使用するウラン

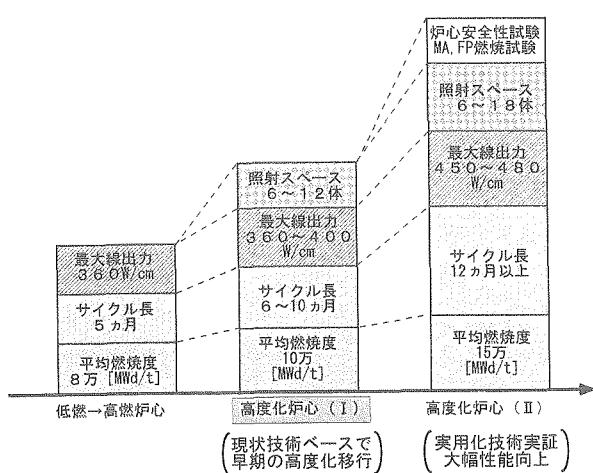


図1 高度化炉心への移行イメージ

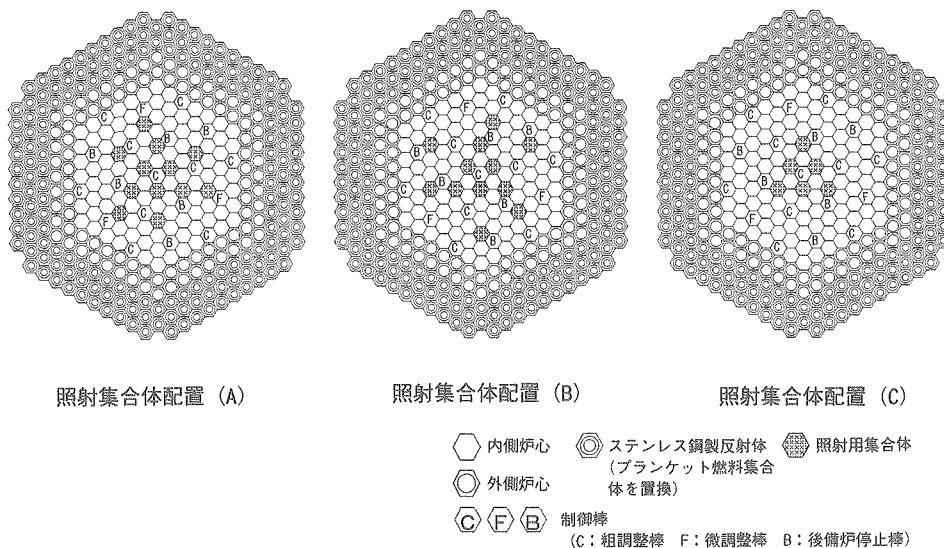


図2 「もんじゅ」高度化炉心配置図(例)

は<sup>235</sup>Uの含有率0.2wt%の劣化ウランとする。

### 3) 燃料被覆管材質

高燃焼度条件での高温クリープ強度に優れる改良オーステナイト鋼 [PNC1520鋼、15Cr-20Ni鋼 (Ti, Nb添加)]<sup>4), 5)</sup>の採用により、熱流力設計基準である被覆管最高温度を700°Cまで許容するものとする。

### 4) 照射試験用集合体仕様

実際に装荷される照射試験集合体の想定として、図3に示すように大型バンドル照射試験体 (燃料比率: 0.5~0.75、常陽A型特殊燃料集合体に相当<sup>6)</sup>) と再装荷型継続照射用集合体 (燃

料比率: 0.4~0.7) を主に使用するものとし、温度・流量制御型コンパートメント型集合体 (燃料比率: 0.1~0.2、常陽B型特殊燃料集合体に相当) の一部使用も想定して、平均燃料体積比率を60%とする。

### (4) 反応度制御設備上の制限

現在概念設計検討中の、「もんじゅ」長寿命化制御棒 (20カ月炉内滞在、<sup>10</sup>B量增加) を将来導入することを前提に、燃焼反応度制限を3.3%  $\Delta k/kk'$  (現行は2.6%  $\Delta k/kk'$ ) まで許容する。また、制御棒反応度値の評価にも同仕様変更を反映する。

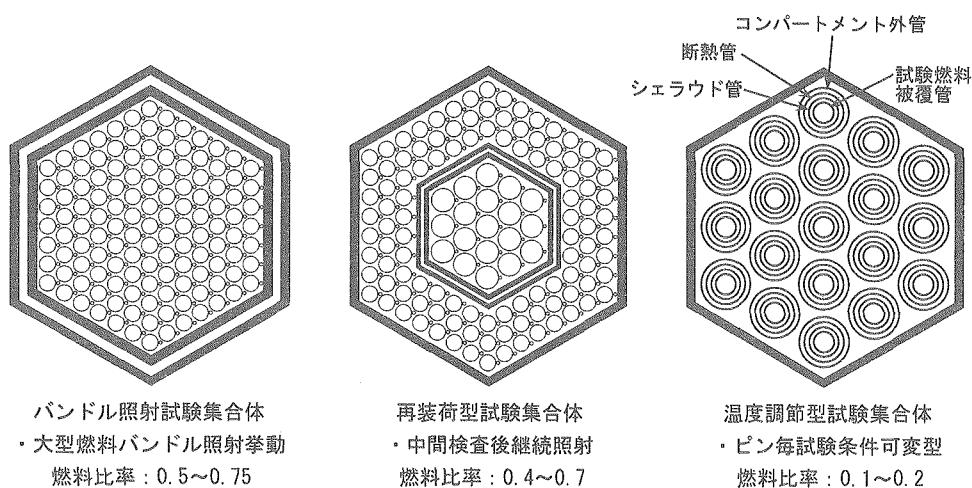


図3 照射試験燃料集合体(例)

## 2.2 基本仕様

### (1) プラント基本仕様

2.1 の基本条件に沿った基本プラント仕様を現行の平衡炉心（以下、現行炉心）の仕様とともに、表1にまとめる。高度化炉心では目標到達燃焼度10万MWd/tの範囲で運転サイクル日数を6カ月以上10カ月程度まで延ばすものとする。また、径プランケットを削除すること以外は現行炉心構成どおりとする。

### (2) 燃料仕様の検討

#### 1) 燃料仕様検討の基本的考え方

高度化炉心の運転用燃料集合体（以下、ドライバー燃料）の仕様、特に燃料要素仕様、炉心長等は以下の考え方に基づいて設定する。一般に運転サイクル日数を長期化して燃焼度増大を図るために、燃料体積比を増加させて内部転換比率を高め、燃焼反応度を低く抑える必要があり、ピンを太径化したりペレットの密度を増加して実効的な燃料比率を高めることが有利である。またドライバー燃料に比べて燃料としての反応度、すなわち出力割合の低い照射用集合体を炉心領域に多数装荷したり、径プランケット燃料集合体を削除する場合には、その反応度補償分をドライバー燃料で負担するため集合体一体当たりの出力が増し、この集合体出力増加に伴う線出力増大を抑制するためにはピンを細径化してピン本数を増したり、炉心高さを増やすことが必要となってくる。この炉心の長尺化は必要とするPu富化度を低く設定でき、内部転換比率が向上することでサイクル日数長期化にも有利であるが、一方でナトリウムボイド反応度増加や炉心上下方向の遮蔽に対する影響があるため、許される範囲に限界がある。さらに長尺炉心は中性子束の低下を招き、照射効率の点

からも好ましいものではない。また、ピン径増加による燃料体積比の増加に関しても、冷却材流路面積の減少によりバンドル部圧力損失が増加し、現行の炉心流量配分機構の調整範囲に収めようとすればおのずと許容範囲に限界がある。

このように運転サイクル期間を伸して燃焼度を増加するには、可能な限り燃料体積比を増し、炉心の内部転換比率を高めることは必要であるが、更に性能をアップしたり照射領域を確保するためには仕様を変更する場合には、炉心安全性、燃料健全性や炉心周囲の遮蔽性能への影響等も考慮に入れて許容限界を把握することが必要となる。したがって、高度化炉心の燃料仕様検討に当たっては、目標とする炉心性能・機能と燃料仕様範囲との関係を把握した上で、許認可上無理のない燃料仕様範囲を設定するものとする。

#### 2) 燃料仕様検討手順

高度化炉心の目標とする高燃焼度化・長期運転サイクル化と照射機能拡充のうち、運転稼働率向上に着目した長期運転サイクル化を検討の出発点とする。この運転サイクル期間増加に伴う燃焼反応度を抑制するため、炉心燃料集合体仕様を変更するが、炉心径、集合体外径・配列ピッチ等の制約条件下で、変更の自由度があるのは炉心高さと燃料体積比に直結するピン径及びペレット密度である。

そこで、初めに炉心高さ・燃料体積比と運転サイクル日数をパラメータとして、これらと燃焼反応度との関係を求める。次に、炉心高さや燃料ピン径の変更がもたらす熱・燃料設計上のインパクトについて検討し、これらの検討結果から高度化炉心の燃料基本仕様を暫定的に定める。その結果に基づき、照射用集合体の配置案を比較検討し、出力ピーニング特性や中性子照射量の点から見て好ましい炉心概念を定める。

#### 3) 燃料仕様の設定

まず、平均燃焼度10万MWd/t、サイクル期間を6カ月、照射集合体スペースを12体分とした場合について、実効燃料体積比、炉心高さと燃焼反応度との関係を求め、図4に結果を示す。燃焼反応度の制限条件 ( $\leq 3.3\% \Delta k/kk'$ ) を満足するのは、図の太線より下部の範囲である。炉心高さを現行の93cmのままとする場合には、実効燃料体積比は少なくとも0.30以上が必要であり、現行炉心(0.28)では不足するが、現行ペレット形状のまま高密度化 [85→90~93%T.D (理論密度)] することで実現可能な数値である。燃料体積比を現行のまとまとすると炉心高さを110cm程度に増加することが必要であるが、長尺化は炉心圧損増加、

表1 「もんじゅ」 基本プラント仕様

項目	現行高燃焼度炉心	高度化炉心
1. 基本プラント仕様		
(1) 原子炉熱出力 (MWt)	714	←
(2) 冷却材		
(a) 原子炉入口温度 (°C)	397	←
(b) 原子炉出口温度 (°C)	529	←
(c) 冷却材流量 (t/h)	15,360	←
2. 燃料交換		
(1) 燃料交換方式	5バッチ分散方式	←
(2) 燃焼期間 (EFPD)	148×5 約8万	183×5~304×4 約10万
(3) 取出平均燃焼度 (MWd/t)		
3. 炉心構成		
(1) 炉心型式	均質2領域炉心	← (照射領域は除く)
(2) 炉心燃料集合体本数 (内側/外側) (体)	108/90	96~108/90 (照射領域12) 削除
(3) プランケット燃料集合体 (体)	174	←
(4) 制御棒集合体 (微調整棒/ 粗調整棒/後備炉停止棒) (体)	3/10/6	

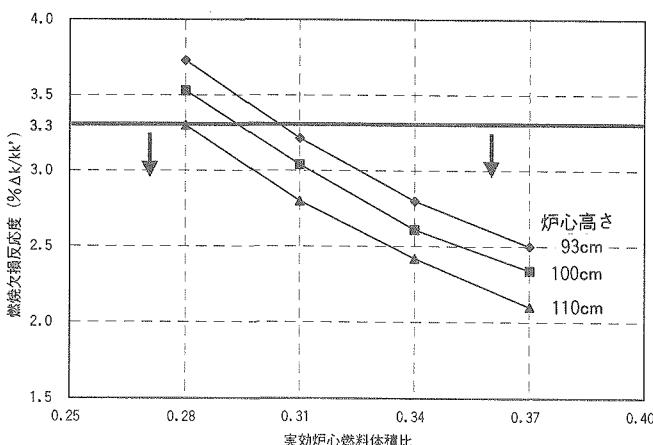


図4 実効燃料体積比と燃焼欠損反応度

ボイド反応度劣化及び中性子束の低下等の点で好ましくない。そこで、炉心高さは現行のままとし、実効燃料体積比増加策として高密度ペレット化が仕様候補となる。

もう一つの実効燃料体積比増加策は、集合体当たりのピン本数を減らして燃料ピン径を増加することであり、現行のラッパ管に収納可能なピン径として7.6~7.8mm程度のものが考えられる<sup>1)</sup>。このピン本数減(169→127本)により燃料最高線出力密度は30%以上、360w/cmから480w/cm程度(91本バンドルの場合は660w/cm以上)に増大するため、燃料溶融防止の点から内径が2mm以上の中空ペレット化が不可欠となり、その分燃料体積比は減少する。この127本の太径・中空ペレット燃料は、被覆管肉厚やギャップ幅等を変えたり95%T.Dまで高密度化しても、現行サイズのラッパ管に収納する限り、その実効燃料体積比は高々0.31~0.32程度にとどまり、中実高密度燃料より大幅には増えない。また、更に太径化した91本中空燃料では実効燃料体積比は大きくなるが、炉出力を30%以上下げたり炉心高さを110cm以上にして最大線出力密度増大を抑制する必要がある。もちろん、太径・中空燃料は燃料製造コスト低減や新燃料プレコンディショニング(出力上昇時のならし運転による燃料組織変化促進)が省略できる等の利点があり、今後の仕様最適化によっては燃料体積比率もある程度改善しうるが、許認可に耐えうる照射実績データや燃料製造・供給体制が現状必ずしも充分ではないことも考慮すべきである。そこで、早期の移行を目指す高度化炉心のドライバー燃料としては、優先順位を下げるのがより現実的であると考え、燃焼度10万MWd/t、運転

表2 「もんじゅ」高度化炉心の仕様

[炉心]	現行炉心	169本 中実高密度	127本 太径中空
被覆管径 (mm)	6.5	←	7.6~7.8
ペレット外径/内径 (mm)	5.4/0	←	6.5~6.6/2.0~2.2
ペレット密度 (%T.D.)	85	90~93	95
実効燃料体積比 (%)	28	30~31	31~32.4
炉心高さ (cm)	93	93~100	100~110
被覆管材質	316相当鋼	PNC1520	PNC1520
径プランケット	有	削除	削除
照射領域	0	6~12	3~6

サイクル期間6カ月、照射集合体を最大12体装荷を実現するためのドライバー燃料仕様は、現行ピン径の中実・高密度化燃料を基本とする(表2)。

また、太径中空燃料については、高度化炉心(II)で目標とする運転サイクル期間12カ月以上を念頭において、燃焼度10万MWd/tの範囲でサイクル日数をなるべく延長した長期運転サイクル炉心用の燃料仕様として暫定的に定め、その成立範囲を検討するものとした。最長10カ月の運転サイクル期間を想定して定めた燃料仕様を、現行炉心仕様と比較して同じく表2に示す。

### 2.3 炉心特性評価方法

プルトニウム富化度、出力分布・燃焼特性、実効増倍率、各種反応度係数、制御棒価値及び反応度収支等の主要炉心特性を図5に示す手順により

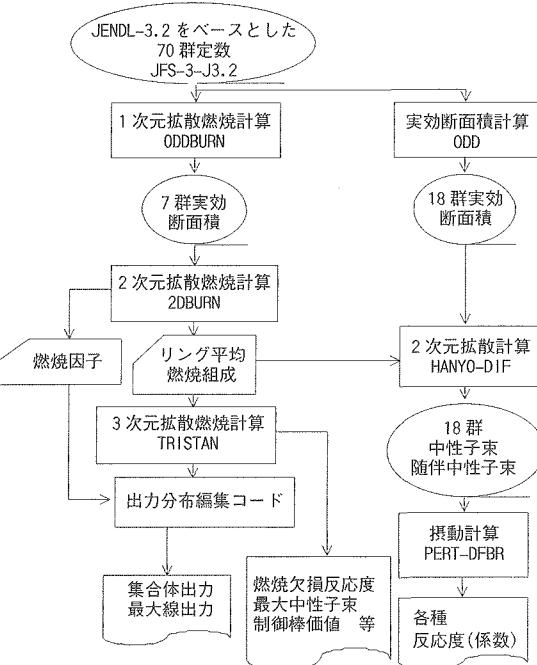


図5 核特性評価の計算手順

評価した。各特性は許認可時使用コード<sup>7)</sup>及び詳細解析手法により求めた。各手順の要点を以下に示す。

#### (1) Pu富化度調整

平衡炉心の燃焼末期において制御棒のバイト分( $0.3\% \Delta k / kk'$ )の余剰反応度を有し、なおかつ内側炉心と外側炉心のピーク出力比が平坦化するように、内側炉心と外側炉心それぞれのPu富化度を決定する。すなわちPu富化度を暫定して燃焼計算を実施し、下記条件が満たされるまで内側炉心、外側炉心それぞれのPu富化度を繰り返し調整し決定する。

- ① 平衡炉心燃焼末期の実効増倍率： $k_{eff} = 1.003$ 以上
- ② 平衡炉心燃焼初期/末期の内側/外側炉心のピーク出力比： $\sim 1.0$

このPu富化度の調整は7群に群数縮約した定数を用いて2次元RZ体系拡散燃焼計算で実施する。

#### (2) 出力分布・燃焼特性

上記で決定された平衡炉心燃焼初期の組成を基に3次元拡散燃焼計算を実施して、平衡炉心燃焼初期から末期における炉心特性(出力分布、燃焼欠損反応度等)を計算する。上記と同様に7群に群数縮約した定数を用いて3次元tri-Z体系による拡散燃焼計算で実施する。

#### (3) 反応度係数

##### 1) ドップラ係数

2次元RZ体系での一次摂動計算により反応度変化を求める。正常炉心の中性子束並びに随伴中性子束と定格出力運転時の燃料温度分布に基づいて計算したマクロ断面積 $\Sigma(T)$ (T: 温度K)と、燃料温度が一様に500K増加した場合のマクロ断面積 $\Sigma'(T')$ ( $T' = T + 500$ )との差 $\delta\Sigma = \Sigma' - \Sigma$ を用いて摂動反応度 $\Delta k / kk'$ を求めた後、

$$T \frac{dk / kk'}{dT} = \frac{\Delta k / kk'}{\ln\left(\frac{T+500}{T}\right)} \quad \dots\dots(1)$$

により計算する。

##### 2) 出力係数

出力変化に伴う反応度変化は燃料、構造材、冷却材等の温度変化による、膨張変化に伴う反応度変化(=等温温度係数)と炉心組成の温度変化による実効共鳴断面積の変化に伴う反応度変化(=ドップラ係数)の2つの要因からなる。したがって、出力変化に伴う炉心各部の温度変化を算出し、等温温度係数、ドップラ係数より反応度変化を算出し、単位出力変化当たりの反応度を求めてこれ

を出力係数とする。

#### 3) ナトリウムボイド反応度

設置許可申請書に示すように、「もんじゅ」は冷却材の沸騰を防止する設計となっており、炉心がボイド化することはないが、仮にボイド化したとの仮想的な条件での反応度変化を、炉心特性把握の一環として評価する。

2次元RZ体系での一次摂動計算により反応度変化を求める。ナトリウムボイド反応度は、正常炉心の中性子束、随伴中性子束を基にボイド時の断面積変化から反応度変化を求める。ナトリウムボイド組成で70群実効ミクロ断面積を計算し、これを正常炉心の70群中性子スペクトルを用いて、ボイド時の18群縮約マクロ断面積を作成する。18群縮約マクロ断面積を用い、摂動計算を行い、ボイド反応度値を求める。

さらに、モーツアルト実験解析で得られたE/C(実験値/計算値)の補正を漏洩項と非漏洩項に導入し、ボイド反応度を求める。

$$\begin{aligned} V &= \alpha \times [(\text{核分裂項}) + (\text{吸収項}) + (\text{減速項})] \\ &\quad + \beta \times [(\text{漏洩項})] \end{aligned} \quad \dots\dots(2)$$

$\alpha$  : 非漏洩項に対するE/C補正因子

$\beta$  : 漏洩項に対するE/C補正因子

#### (4) 制御棒価値と反応度収支評価

制御棒挿入体系と引抜状態での実効増倍率 $k_1$ 、 $k_2$ を拡散計算により求め、下式より反応度変化量である制御棒価値( $\Delta\rho$ )を計算する。

$$\Delta\rho = (k_2 - k_1) / (k_1 \times k_2) \quad \dots\dots(3)$$

$k_1$  : 制御棒挿入体系での実効増倍率

$k_2$  : 制御棒引抜体系での実効増倍率

### 3. 検討結果

#### 3.1 高度化炉心の炉心特性評価

##### (1) 照射炉心体系の主要炉心特性

将来想定される照射試験実施状態での炉心特性を把握するため、内側炉心内に最大12体分の照射領域を確保した炉心体系での核特性解析を行った。ここでバンドル照射及び再装荷型試験体を9~10体、燃料比率の低いコンパートメント型の2~3体装荷を仮定すると平均で60%の燃料体積比率となり、これら12体の試験体配置を想定している。図2で既に示したように照射集合体配置は出力分布への影響を小さくするため対称に分散させ、制御棒挿入深度に影響されにくい後備炉停止棒に隣接する配置を基本とする。また各配置案に対し、炉心高さ及び試験体の本数(燃料比率)等

を変えたパラメータ解析を行い、高速中性子束レベルがなるべく高く、最大線出力や燃焼反応度が小さくなる下記3解析ケースを選び、さらに各種反応度特性、熱流力特性等を評価した。

解析ケース1—集合体配置(A)、炉心高さ：93cm

解析ケース2—集合体配置(B)、炉心高さ：93cm

解析ケース3—集合体配置(B)、炉心高さ：100cm

(配置は同じで炉心高さを変更)

出力分布・燃焼特性、各種反応度特性、制御棒価値及び炉心燃料要素温度等の主要炉心特性値を表3にまとめた。なお、各種特性の計算精度については、「もんじゅ」のモックアップ実験である「モーツアルト」、FCA、ZPPR等の臨界実験解析や「もんじゅ」性能試験解析によりその信頼性を確認している。例えば出力分布のC/E(計算値/実験値)は0.96~1.04、制御棒価値のC/Eは0.95~0.97である。

各特性の要点は以下の1)~4)のとおりである。

### 1) 出力分布・燃焼特性

① 照射集合体配置、炉心高さ及び試験体燃料比率を変えたパラメータ解析の結果、Pu富化度は内側、外側炉心で26.5/31.5[wt%]となり、炉心高さや試験体燃料比率を増せば、それぞれ0.5~1wt%下げができる。

燃焼欠損反応度は各ケースとも現行値( $2.6\Delta k/kk'$ )より増加し、 $3.0\Delta k/kk'$ を超えるが基本条件で示した制限値 $3.3\Delta k/kk'$ を満足する。後述するように反応度収支における所要反応度はこの分だけ増加する。

② 最高線出力密度は最も厳しい場合で375W/cm

となり、炉心高さを100cmに増加すると、現行値並の362W/cmまで低下する。流量領域毎の集合体最大出力、最高線出力密度の分布については4)熱流力特性の項で述べる。

取出し平均燃焼度はほぼ10万MWd/tとなるが、100cm炉心では若干下がって9.7万MWd/tとなる。

③ 高速中性子束は現行炉心と比べると約1割低下し、最も高い解析ケースで $3.4 \times 10^{15} n/cm^2 \cdot s$ 程度である。これは燃料中のフィッサル量が多いため中性子束が減少したためである。なお、解析ケース2で同時に装荷する照射用集合体数を6体程度とする場合には、 $3.6 \times 10^{15} n/cm^2 \cdot s$ とほぼ現行並の中性子束となった。

### 2) 各種反応度評価

炉の動特性、安全性を評価する上で必要な反応度(係数)のうち、代表的なものとしてドップラ反応度(係数)とボイド反応度を評価した結果、

① 各解析ケースともにドップラ係数(負の絶対値)が $5.1 \sim 5.3 (\times 10^{-3} Tdk/dt)$ となり、現行炉心( $5.7 \times 10^{-3} Tdk/dt$ )に比べて7~11%程小さくなる。

これは主に、炉心部のPu富化度を高くとつて径プランケット部や照射領域の反応度補償を行ったために、ドップラ反応度を支配する $^{238}U$ の量が相対的に少なくなっているためと考えられる。Pu富化度が近いので各ケース間の差は小さいことが分かる。

② また、表3にはこの反応度係数を用いて0%から100%までの出力補償反応度を評価して示

表3 「もんじゅ」高度化炉心の主要炉心特性

炉心	高度化炉心(照射体配置炉心)			高度化炉心 (長サイクル 炉心)	現行炉心
	ケース1	ケース2	ケース3		
照射用集合体配置パターン	A	B	B	C	—
炉心高さ	93cm	93cm	100cm	110cm	93cm
Pu富化度(PuO <sub>2</sub> /MOX/wt%)	27.0/31.5	26.8/31.5	26.5/31.0	23.5/29.5	22.4/29.9
サイクル日数(日)×バッチ	183×5	183×5	183×5	304×4	148×5
燃焼欠損反応度(%Δk/kk')	3.2	3.2	3.0	3.5	2.6
最大線出力(内側/外側炉心,W/cm)	370/374	375/374	362/357	410/402	357/350**
取出し平均燃焼度(MWd/t)	約10万	約10万	約9万7千	約9万6千	約8万
高速中性子束(×10 <sup>15</sup> n/sec/cm <sup>2</sup> )	3.3	3.4	3.3	2.7	3.7
高速中性子照射量(×10 <sup>20</sup> n/cm <sup>2</sup> )	2.5	2.6	2.5	3.8	2.3
1炉心燃料集合体最大ボイド反応度( $10^{-4}\Delta k/kk'$ )	1.40	1.45	1.39	1.83	(1.1~1.5)
ドップラ係数(×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT)	-5.2	-5.2	-5.4	-5.0	-(-5.7~7.6)
主炉停止系制御棒価値*(%Δk/kk')	8.0	8.5	8.2	7.5	7.8
出力補償反応度(0~100%, %Δk/kk')	1.02	1.04	1.02	1.10	1.22
燃料被覆管/ペレット最高温度(°C)	—	700/2600	—	—	675/2580

\* ) ワンロッドスタック時(公称値)

\*\*) 高燃移行炉心の値

したが、ドップラ係数の減少が主因となり、現行炉心（8万MWd/t高燃焼度平衡炉心）と比べ2割減少しており、後述するように反応度収支上は好ましい方向となる。

- ③ ボイド反応度については、設置許可申請書に示すように、「もんじゅ」は冷却材が沸騰して炉心がボイド化することはないが、仮に1炉心燃料集合体がボイド化した場合の最大反応度を求めるとき約 $1.45 \times 10^{-4} \Delta k/kk'$ となり、現行炉心の範囲 $((1.1 \sim 1.5) \times 10^{-4} \Delta k/kk')$ にある。

### 3) 制御棒価値と反応度収支

制御棒反応度価値の評価では、従来の検討経験から、炉心の燃料体積比を高くすると制御棒価値は相対的に低下することが予想されたため、別途実施中の「もんじゅ」制御棒長寿命化設計で検討されている吸収体仕様を参考に、あらかじめ<sup>10</sup>B量を増加した仕様で評価した。主炉停止系制御棒のワンロッドスタック時反応度価値はノミナル値で8～8.5%Δk/kk'、設計余裕を含む最小値は7.6%Δk/kk'である。これに対し、表4に示す

ように、燃焼欠損反応度增加や出力補償反応度の低下を考慮した所要反応度の合計（最大値）は7.3%Δk/kk'で、制御棒反応度価値（最小値）を下回り、反応度収支として成立する。後備炉停止系制御棒については、もともと余裕が大きいので、本炉心においても十分な余裕を持って成立する。

### 4) 熱流力特性（流量配分評価、被覆管最高温度、燃料最高温度）

前項1)の出力分布・燃焼特性評価における集合体出力分布結果を基に、熱流力特性を評価した。

① 流量領域毎最大発熱集合体に着目して炉心流量配分の予備評価を行った結果、被覆管最高温度基準値700°Cを満足する必要流量合計値は現行値を約63kg/sec下回ることから、流量配分の成立性を確認した（表5）。なお集合体必要流量算出に当たっては、最大発熱集合体の被覆管最高温度を許認可で使用された熱流力解析コード<sup>8)</sup>で計算し、各流量領域内のいずれの集合体も700°Cを超えないことを確認している。また予備的な炉心流量配分を行い、最大バンドル部圧損を大幅に増加させない流量調整範囲（2～3%）で、径プランケット部流量の一部を炉心部に再配分した場合には、被覆管最高温度は集合体流量増加分だけ更に低下する。

② 同じく表3の燃料最高線出力密度が最大（375W/cm）の解析ケース2について、燃料最高温度を最新の熱設計手法により計算した。その結果、100%定格出力時及び114%過出力時燃料最高温度はそれぞれ、約2,410°C、約2,600°Cとなり、燃料温度基準値（2,650°C）以下となつた。

### （2）10カ月長サイクル化炉心の検討

実用化炉心技術を全炉心で実証する高度化炉心

表4 制御棒反応度バランス（単位：%Δk/kk'）

[制御棒系統]	現行炉心		高度化炉心	
	主炉停止系 (1ロッド スタック)	後備炉停止系 (1ロッド スタック)	主炉停止系 (1ロッド スタック)	後備炉停止系 (1ロッド スタック)
出力補償	1.6	1.6	1.4	1.3
燃焼補償	2.6	—	3.2	—
炉の反応度誤差	1.0	—	1.0	—
運転余裕	0.3	—	0.3	—
炉停止余裕	1.4	1.4	1.4	1.4
所要反応度合計 (最大値)	6.9	3.0	7.3	2.7
制御棒価値 (最小値)	7.0	4.7	7.6	5.3

表5 集合体出力、流量及び被覆管最高温度

領域	現行炉心					高度化炉心				
	流量 領域	炉心 領域	最大 線出力 (W/cm)	集合体 出力 (MW)	被覆管 温度 (°C)	集合体 流量 (kg/sec)	最大 線出力 (W/cm)	集合体 出力 (MW)	被覆管 温度 (°C) <sup>*1</sup>	必要 最小流量 (kg/sec) <sup>*2</sup>
1	18	357	4.73	666	21.35	373	5.11	687	20.50	-15.30
2	12	348	4.46	667	20.04	375	5.14	708	20.57	6.36
3	24	336	4.20	666	19.04	375	5.03	719	20.25	29.04
4	24	319	3.91	666	17.67	309	4.12	680	16.52	-27.60
5	30	306	3.71	667	16.47	334	4.33	711	17.11	19.20
6	42	349	4.14	664	19.24	355	4.34	676	17.76	-62.16
7	18	303	3.39	667	16.17	307	3.59	682	15.24	-16.74
8	30	282	3.19	674	14.64	302	3.52	702	14.77	3.90

\*1：現集合体流量のままで算出した被覆管温度

\*2：被覆管温度が700°C以下になる集合体必要最小流量

計：-63.30

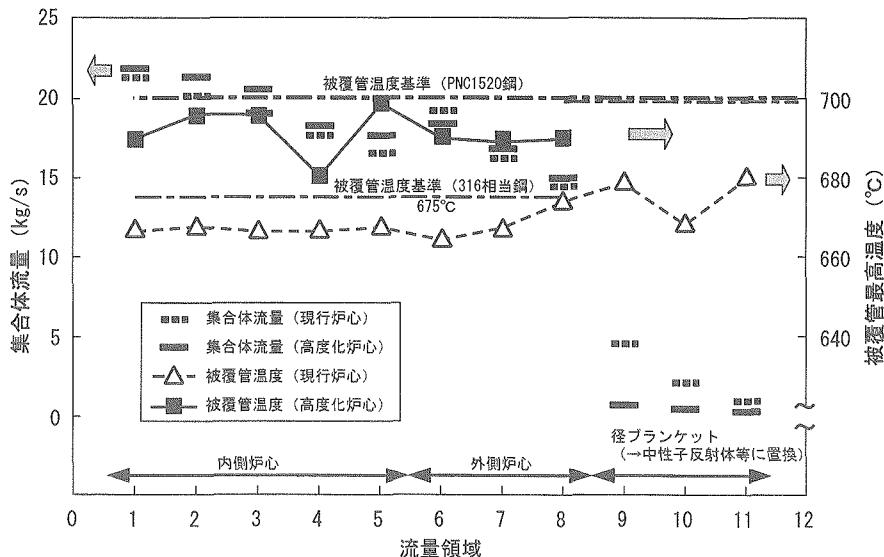


図6 集合体流量配分と被覆管最高温度

(II) では、運転サイクル期間12カ月以上を目標においていることから、その準備として高度化炉心(I)の燃焼度10万MWd/tの範囲で、サイクル日数を最長10カ月まで延ばす場合の燃料仕様を暫定し、その成立範囲、炉心特性を評価した。

### 1) 成立範囲の検討

前項(1)と同じくはじめに炉心燃料体積比、炉心高さと燃焼欠損反応度の関係を求め、燃焼欠損反応度制限(今回長サイクル炉心では $3.5\% \Delta k/kk'$ まで許容)を満足する範囲として、炉心高さを110cm以上、実効燃料体積比も0.32以上が必要となつたため、表2に示すような太径・中空・長尺燃料仕様を選定し、炉心特性を評価した。

### 2) 炉心性能の評価

出力分布・燃焼特性、各種反応度特性、制御棒価値等、主要炉心特性の要点は以下のとおりである。

#### ① 出力・燃焼特性

Pu富化度は内側炉心で23.5%、外側炉心で29.5%であり、長サイクル化しているにもかかわらず、ほぼ現行高燃取替燃料に近いものとなつた。最大線出力は約40W/cm以上増加し402W/cmとなるが、高密度(95%T.D.)・中空ペレットの採用により、燃料最高温度としては問題無く、十分許容範囲内である。また、サイクル日数を上回る燃料インベントリの増加により、取出平均燃焼度は約9.6万MWd/tと若干低下する。また、同じく核分裂性インベントリー增加により、高速中性子束(最大値)が約30%

低下し、 $2.7 \times 10^{15} n/cm^2 \cdot s$ となる。

#### ② 各種反応度特性

炉心部のドップラ係数(負の絶対値)が13%減少し、 $5.0 \times 10^{-3} Tdk/dt$ 以下となる。

本炉心では、冷却材の体積比が相対的に減少(0.4から0.36)したことでのスペクトル硬化が大きく寄与したものと考えられる。1炉心燃料集合体最大ボイド反応度も約30%増加する。

制御棒反応度価値評価では、主炉停止系制御棒ワンロッドスタックの標準値が $7.5\% \Delta k/kk'$ であるのに対して、必要反応度は標準値(ノミナル値)で $7.2\% \Delta k/kk'$ であり、 $0.3\% \Delta k/kk'$ 程度上回っている。ただし、出力補償反応度の誤差、制御棒価値の設計余裕等を考慮すると、反応度収支として約 $0.8\% \Delta k/kk'$ (必要反応度の最大値-制御棒価値最小値)制御棒価値が不足する。

### 3.2 検討・考察

以上の炉心特性評価結果について、高度化炉心としての成立性や、早い段階での実現性という観点から改めてまとめるところ、以下のようなになる。

- (1) ドライバー燃料の高燃焼度化、サイクル日数増加に関しては、約10万MWd/t(取出し平均燃焼度)、6カ月運転期間となり、当初の炉心性能向上目標値を満足する。
- (2) 出力分布・燃焼特性のうち、燃焼欠損反応度と最高線出力密度はともに現行炉心に比べて増加するが、基本条件にて定めた基準値以内である。ただし、最高線出力密度については、Pu

- 富化度調整により低減する余地がある。従来検討によれば、現行燃料と高度化燃料が混在する移行炉心状態や照射試験規模によっては線出力が増大する可能性があることから、更に低減が必要である。
- (3) 制御棒価値反応度（公称値）は現行仕様のままでは約5～10%（相対比）減少するが、制御棒長寿命化検討成果を反映して<sup>10</sup>B量を増加した仕様での評価では、所要反応度と同等以上の制御性があり、設計上の不確かさを考慮しても反応度バランスはとれる。
  - (4) 主要な炉心安全パラメータであるボイド反応度、ドップラ反応度に関しては、最大ボイド反応度（仮に1炉心燃料集合体がボイド化したと想定した場合の最大反応度）は現行炉心とほとんど変わらず、ドップラ係数は約10%減少して現行炉心の範囲 $(-(5.7 \sim 7.6) \times 10^{-3} \text{ Tdk/dt})$ を下回るが、設計余裕の範囲内である。今後、より詳細な評価が必要である。
  - (5) 炉心出力分布に基づく熱流力特性評価を行い、燃料被覆管最高温度は700°C以下、燃料中心最高温度も約2,600°Cとなり、いずれも現行設計基準を満足する。ただし燃料最高温度については裕度が小さいことから、前述(2)のように最高線出力密度の合理的見直し、低減が望ましい。また流量配分の予備評価によれば、炉心部必要流量合計は現行値以下であり、炉心流量配分として十分成立する。
  - (6) 炉心内に10体を超える大規模な照射試験領域を想定した場合には、高速中性子束のピーク値が現行値 $(3.77 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s})$ より約10%低下するため、照射量確保の観点から照射用集合体配置パターンや炉心高さの効果を検討した（解析ケース1～3）。その結果、解析ケース2では、照射体装荷数を6～9に調整することにより現行並の中性子束量を確保できる。したがって現実的な照射試験規模では、サイクル日数を5カ月から6カ月に延長した分だけ高速中性子照射量は増加し、必要とする累積照射量を早期に確保できる。
  - (7) 燃焼度10万MWd/tの範囲での10カ月長サイクル化に向け、太径・中空・長尺化燃料（ペレット外径/内径：6.74/2.0 mm、炉心長：110cm）から構成される炉心概念を検討した。その結果、燃焼反応度制限内でほぼ所定の運転日数が得られ稼働率向上に寄与するが、1集合体最大ボイド反応度は増加し、ドップラ係数や制御棒反応度は低下する等安全・制御特性上厳しくなり、

また特に高速中性子束が大きく低下する。したがって、燃焼期間や燃焼度向上と同時に、必要な累積照射量を短時間で確保するという高度化炉心の本来の目的から見ると、ここで太径・中空・長尺燃料は適切な炉心仕様とはいえない。

- (8) 照射機能拡充（照射領域の確保）に着目した、3.1(1)の代表的な解析ケース1～3はいずれも炉心性能や安全・制御特性に大きな差異はないが、中性子照射量の点からは解析ケース2がややよい結果となっており、現行炉心長（93cm）でも最大線出力、燃料温度に問題がないことから、解析ケース2をリファレンス炉心とする。

以上により、今回リファレンスとして選定した燃料仕様と炉心構成により、燃焼度増大と照射領域の確保を同時に図ることが可能である。すなわち、現行炉心形状（炉心ピン径、中実ペレット、炉心長さ等）を変えずに、燃料ペレットの高密度化（93%T.D）と改良オーステナイト系被覆管材（PNC1520鋼）採用という一部の仕様変更により、燃焼度を10万MWd/t程度に増大させ、同時に照射領域を必要数確保できる見通しが得られた。

#### 4. おわりに

現状技術の適用で早期の炉心性能向上を図り、また将来のFBR実用化技術・候補概念を、集合体規模で実証することを意図した高度化炉心概念〔高度化炉心（I）〕を検討した。高度化炉心（I）では、サイクル長を6～10カ月、平均燃焼度を10万MWd/t程度まで増加させ、炉心部に6～12体の照射領域を確保して各種炉心燃料概念等の実証試験に備えるものとした。

このサイクル期間の増加、高燃焼度化や照射領域確保に伴う燃焼反応度増加や線出力増大に対処するため、ドライバー燃料の高燃料体積比化や炉心高さ変更等複数の燃料仕様と照射試験条件のサーベイ検討を行った。この高燃料体積比のサーベイでは、現行中実ペレットの高密度化と太径・中空燃料が検討されたが、最終的に、現行燃料ピン径と同一寸法・形状のまま実効燃料体積比を増加させた高密度化燃料（ペレット密度：85→93%）を標準ドライバー燃料仕様として選定し、その炉心核・熱特性、反応度特性等を評価した。

その結果、反応度制御性を含めて炉心特性への影響を抑えつつ所要の性能向上が図れ、また、炉心内に多数の照射領域を確保しやすいとの見通しを得た。これにより、「もんじゅ」は高度化炉

心を実現すれば照射試験施設としての多様な受入れ能力、装荷体数の増加が期待できる。今後の課題として、常陽やEBR-IIにおける高密度ペレットの照射試験データに基づき、高燃焼度燃料の健全性を評価することや、許認可変更項目の詳細評価が必要である。また、全炉心規模での実用化炉心技術実証を意図した高度化炉心(Ⅱ)の具体化やその移行計画の検討が必要である。

## 参考文献

- 1) 動力炉・核燃料開発事業団：“動燃三十年史”，各論 第1章 第1節 高速増殖炉開発，p.222 (1998).
- 2) 動力炉・核燃料開発事業団：“高速増殖原型炉「もんじゅ」発電所 原子炉設置許可申請書 本文及び添付書類(八)”，p.8-3-1～(1980).
- 3) F.Nakashima, Y.Kaise et al.：“Core Performance and Characteristics of the Prototype Fast Breeder Reactor MONJU”，FR'91, Kyoto, Vol.-II, p.8.2-1～9 (1991).
- 4) I.Shibahara：“Development of in-core materials for fast breeder reactors”，Radiation Effects & Defects in Solids, Vol.144, p.233-235 (1998).
- 5) 堀 雅夫監修 “基礎高速炉工学” 日刊工業新聞社, (1993).
- 6) PNC O-ARAI ENGINEERING CENTER, “Experimental Fast Reactor JOYO - Advanced Irradiation Technology”, PNC TN2530 90-001 (1990).
- 7) 三菱原子力工業：“高速増殖炉核設計計算コードの概要”，MAPI-F001 (1981).
- 8) 三菱原子力工業：“高速増殖炉熱設計計算コードの概要”，MAPI-F002 (1981).



# 高レベル放射性廃棄物地層処分の性能評価における地下水水質設定の考え方

笹本 広 油井 三和

東海事業所 環境保全研究開発センター 処分研究部

資料番号：7-7

**Viewpoint of Defining the Groundwater Chemistry for the Performance Assessment on Geological Disposal of High Level Radioactive Waste**

Hiroshi SASAMOTO Mikazu YUI  
Waste Isolation Research Division, Waste Management and Fuel Cycle  
Research Center, Tokai Works

本報告では、地層処分研究開発第2次取りまとめにおける性能評価のための地下水水質設定に関する考え方について報告する。第1次取りまとめでの考察に加え、実測値を基にした統計学的解析（2変量散布図）を基に、幅広い地質環境を想定し、かつ性能評価上の重要性を考慮して、仮想的な5種類のモデル地下水を設定した。これらの仮想的地下水の性能評価上の優先度に関して、多変量に基づく実測地下水データの統計学的解析、実測値の信頼性、地下水水質形成に関する地球化学的根拠及び資源のある地域を選定しないという我が国の処分方針を踏まえ検討した。その結果、レファレンスケースに対しては降水系高pH型地下水、地質環境変更ケースに対しては海水系高pH型地下水を各々選定した。

*This report presents the viewpoint of defining the groundwater chemistry for performance assessment of the second progress report (i.e., H-12 report) for research and development on geological disposal. Based on the results of statistical analysis (binary scatter plots) of the measured data in addition to the consideration of the first progress report (i.e., H-3 report), we defined the five hypothetically modeled groundwaters considering the general geological conditions and importance for performance assessment. In order to evaluate the priority of groundwater chemistries, we have analyzed the above five hypothetical groundwaters by considering the results of multivariate statistical analyses, data reliability, evidence for geochemical controls on groundwater chemistry and exclusion criteria for potential repository sites in Japan. As a result, the fresh reducing high pH (FRHP) type groundwater has been selected for the Reference Case analysis, and the saline reducing high pH (SRHP) type groundwater has been selected for the Alternative Geological Environmental Case analysis, respectively.*

## キーワード

地層処分、第2次取りまとめ、地下水、統計学的解析、性能評価

*Geological Disposal, Second Progress Report, Groundwater, Statistical Analysis, Performance Assessment*

## 1. はじめに

高レベル放射性廃棄物を長期間にわたり安全に処分するため、人工バリアと天然の地層を組み合わせた多重バリアシステムによる地層処分が考えられている<sup>1)</sup>。多重バリアシステムによる安全確保の機能を評価する上で地下水の化学的性質は、人工バリア材の長期的挙動、核種の溶解度、緩衝材及び岩石への収着挙動といった核種の移行特性に影響を与える重要な環境因子の一つである。

我が国においては、多重バリアシステムの性能

評価を行うに当たっては、「地域や岩種を特定せず、地質環境条件をできるだけ広く想定する」という「サイトジェネリック」な考え方方に立っている<sup>1)</sup>。これにより、処分技術の適用範囲を広く考えることが可能となり、その技術的選択の幅も広がることになる。我が国では、このような考え方を基に研究開発が進められ、1992年に地層処分の有効性に関する総合的な取りまとめ「高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書—平成3年度一」（以下、「第1次取りまとめ」）が公表

された<sup>2)</sup>。この成果を受け、我が国における地層処分の技術的信頼性を示すことが地層処分研究開発の「第2次取りまとめ」に求められている。

これまでに、我が国における地下水水質の概要を把握するため、全国各地の地下水に関する公開文献を収集・調査してきた<sup>3)</sup>。その結果、①データの多部分は、第四紀層や温泉・油田地域などにおける地下水であり、地域的に偏りがある、②性能評価上重要な酸化還元電位に関する情報が少ないことが明らかになった。したがって、これら既存のデータから、我が国の地質環境条件をできるだけ広く想定するという考え方方に立って、地層処分が想定されるような深部地下水の化学的性質を設定することは困難である。そこで、第1次取りまとめでは、地下水の水質形成に関して、一般的に適用可能と考えられる理論や多数の観測例に共通して認められる知見などに基づき、主要な地球化学プロセスを考慮した地球化学モデルにより地下水水質を設定した<sup>2)</sup>。

第2次取りまとめにおいても、基本的に第1次取りまとめと同様な考え方で、性能評価のためのサイトジェネリックな地下水水質を地球化学モデルにより設定した<sup>4)</sup>。ただし、設定に当たっては、選定された信頼できる実測データを基に、第1次取りまとめで設定されたモデル地下水水質の妥当性を検討し、再度、地下水の類型化を試みた。また、統計学的解析により、類型化された地下水の妥当性を検討するとともに、モデル地下水を設定する上での地球化学的根拠の妥当性及び資源のある地域を選定しないという我が国の処方針を踏まえ、地層処分システムの性能評価上設定する地下水水質としての優先度を検討した。

## 2. 性能評価のためのサイトジェネリックな地下水水質の設定

性能評価の体系は、地層処分システム及びその環境の将来にわたる挙動を想定するシナリオとシナリオに基づいて、その挙動を表現するモデルによる影響解析からなる。性能評価のためのシナリオとしては、地下水シナリオ（地下水による放射性核種の人間環境への移動を想定する）と接近シナリオ（放射性廃棄物と人間環境の直接的接近）の二つに大別される。ここでは、地下水シナリオにおいて考慮する地下水水質の設定に関して述べる。

我が国においては、処分候補地が決まっていなかったため、第2次取りまとめにおける地下水水質の設定に当たっては、第1次取りまとめと同様にサ

イトジェネリックな観点で行う必要がある。したがって、主要な地球化学プロセスを考慮した地球化学モデルにより地下水水質を設定する方法が有効である。ただし、設定に当たっては、信頼性のある実測値との比較によるモデル地下水の妥当性を検討することが重要である。そこで、以下に示すような手順により、第2次取りまとめにおける性能評価のためのサイトジェネリックな地下水水質を設定した。

- ① 実測データの選定
- ② 2成分統計学的解析に基づく地下水の類型化
- ③ 類型化された地下水のモデル化
- ④ 多成分統計学的解析（多変量解析）に基づくモデル地下水の妥当性評価
- ⑤ 性能評価上設定する地下水水質としての優先度の検討

上記の各手順における検討内容について、各々、以下に記述する。

### 2.1 実測データの選定

我が国における地下水水質の概要を把握するために収集された地下水データは、約15,000件に及ぶ<sup>2)</sup>。この中には、温泉・油田地域などに関連したデータもあり、通常の岩石-水反応で規制された地下水とは考え難いようなpHを示すデータも含まれている。また、電荷バランスの検討に基づき、データの信頼性が評価されていない。そこで、以下の手順に従いデータを選定した。

#### (1) pH条件による選定

$5.7 \leq \text{pH} \leq 10$ の範囲にあるデータを選定した。降水系の地下水の場合、通常、有機物の分解によって生じた炭酸ガスが地下水中に溶存し、地層中の鉱物と反応し、地下水中にアルカリ元素を溶出させ、pHがアルカリ側に移行すると考えられる。そこで、大気と水が平衡にある時の理論値(pH=5.7)をpHの下限とした。また、pHが非常に高い領域は、通常の岩石-水反応では考えにくいので、pH=10を上限と仮定した。なお、このようなpH領域は、海水系の地下水についても十分適用できると考えられている<sup>5)</sup>。このpH条件による選定の結果、約14,000件のデータが選定された。

#### (2) 電荷バランスの検討に基づく選定

電荷バランスの検討に当たっては、まず、陽イオンとして $\text{Na}^+$ 、 $\text{K}^+$ 、 $\text{Ca}^{2+}$ 、 $\text{Mg}^{2+}$ 、陰イオンとして $\text{Cl}^-$ 、 $\text{SO}_4^{2-}$ 、 $\text{HCO}_3^-$ をすべて含むデータを選定した。その後、全陰イオン当量の値に応じ、陽イオンと陰イオンの電荷バランスを各々以下の条件<sup>6)</sup>で検討した。

① 全陰イオンが 0 ~ 3.0 meq/L の時

$$\begin{aligned} \Sigma \text{陽イオン (meq/L)} - \Sigma \text{陰イオン (meq/L)} \\ = \pm 0.2 \text{ meq/L 以内} \end{aligned}$$

② 全陰イオンが 3.0 ~ 10.0 meq/L の時

$$\begin{aligned} \frac{\Sigma \text{陽イオン (meq/L)} - \Sigma \text{陰イオン (meq/L)}}{\Sigma \text{陽イオン (meq/L)} - \Sigma \text{陰イオン (meq/L)}} \times 100 \\ = \pm 2 \% \text{ 以内} \end{aligned}$$

③ 全陰イオンが 10.0 ~ 800 meq/L の時

$$\begin{aligned} \frac{\Sigma \text{陽イオン (meq/L)} - \Sigma \text{陰イオン (meq/L)}}{\Sigma \text{陽イオン (meq/L)} - \Sigma \text{陰イオン (meq/L)}} \times 100 \\ = \pm 2 \sim 5 \% \text{ 以内} \end{aligned}$$

このような電荷バランスの検討により、約 5,000 件のデータが選定された。

(1) 及び(2)の条件を基に選定されたデータには、温泉地域や地熱地域などの地下増温率の高い地域のデータや第四紀層分布地域のデータも含まれている。地下増温率の高い地域のデータは、例えば火山活動などによる影響を受けていることも予想され、基本的な地下水シナリオに分類されるデータとしては考え難い。また、第四紀層は比較的新しい地層であるため半固結～未固結層も含まれ、比較的浅い深度を対象とする用水関係のデータが多く、地層区分が想定されるような深部のデータは少ない。そこで、以下の(3)、(4)の条件を基に、これらの地域に該当すると考えられるデータを除外した。

(3) (3 °C/100m) × 深度(m) + 20°C 条件による選定

日本における平均的な地温勾配が 100m当たり 3 °C であること<sup>7)</sup>を考慮し、地下水温が上式で計算される値よりも大きい場合、何らかの熱的影響を受けている可能性があると考えてデータを除外した。なお、ここでは、地表水の平均的な水温として 20°C を仮定した。このような地温勾配を考慮した地下水温の条件を基にした選定の結果、約 1,300 件のデータが選定された。

(4) 地層の種類による選定

第四紀層は地層区分の候補となる地層としては明らかに適正が劣ると考えられている<sup>8)</sup>ため、第四紀層中のデータは除外した。このように第四紀層中のデータを除外することにより、最終的に 300 件程度のデータが選定された。

なお、東濃・釜石・幌延地域などにおいては、地層科学的研究の一環として信頼性のある深部地下水データが得られている<sup>9)~12)</sup>。また、茂原地域においても、人工バリア材のナチュラルアナログ研究の一環として海水系の地下水データが得られて

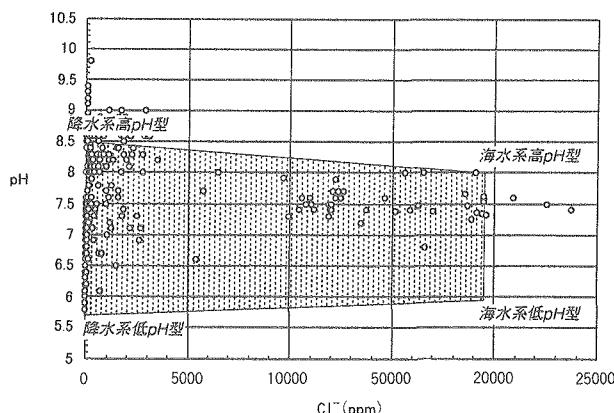
いる<sup>13)</sup>。これらのデータは、いずれも上記(1)～(4)の選定基準を満たすことから、上記(1)～(4)の手順に従い選定された実測値とともに、次項で記す 2 成分統計解析用のデータとして使用した。

## 2.2 2成分統計学的解析に基づく地下水の類型化

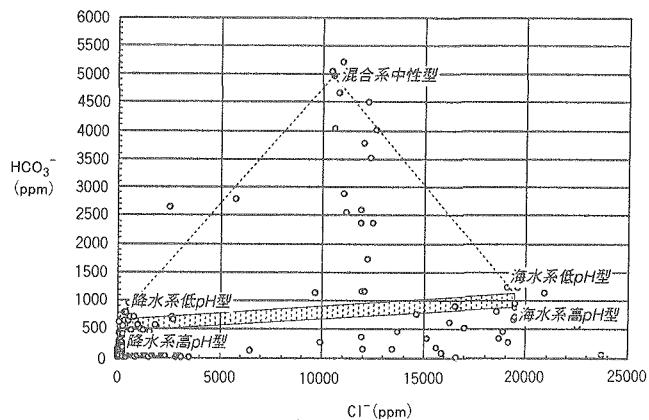
第 1 次取りまとめでは、地層区分システムの性能評価の観点から地下水の化学的性質にかかる因子を抽出し、これらのうち性能評価上重要な因子 (pH、酸化還元電位、 $\text{HCO}_3^-$ 濃度など) に対して、一般的に適用可能と考えられる理論に基づきモデル化し、仮想的な深部地下水として 4 種類の地下水水質を設定した<sup>3)</sup> (降水系高 pH 型 : Fresh Reducing High pH、降水系低 pH 型 : Fresh Reducing Low pH、海水系高 pH 型 : Saline Reducing High pH、海水系低 pH 型 : Saline Reducing Low pH)。ここで、「高 pH」及び「低 pH」は性能評価の観点から考えた場合の相対的な表現である。なお、地下水のモデル化に当たり、典型的な水質形成モデルの一つとして、降水系地下水では降水、海水系地下水では海水を起源と仮定している。これら 4 種類に類型化されたモデル地下水の妥当性を検討するため、前項で選定された信頼できる実測値を用いた統計学的解析を行い、実測値とモデル地下水を比較した。

統計学的解析には様々な方法があるが、x-y 座標で示されるような 2 成分の散布図に基づく方法は、変数間の相関を明確に表すとともに、データの類型化を行う上で有効である。そこで、まず、最もよく用いられている 2 成分の散布図に基づく統計学的解析を行った。2 成分の散布図としては、pH-Cl<sup>-</sup> 図、 $\text{HCO}_3^-$ -Cl<sup>-</sup> 図などに性能評価上重要な因子を成分とした散布図を作成した。これらの散布図を基に、4 種類に類型化されたモデル地下水で設定される水質幅と実測データから導かれる水質幅の比較を行った。なお、酸化還元電位は性能評価上重要な因子の一つであるが、実測データの多くは信頼できる酸化還元電位の値が少ないため、比較に際して酸化還元電位は含めていない。

比較の結果、例えば pH-Cl<sup>-</sup> 図 (図 1) では、4 種類のモデル地下水の端成分を結ぶ領域は、比較的広い範囲にわたり実測データから導かれる水質幅をカバーできていることが分かる。一方、 $\text{HCO}_3^-$ -Cl<sup>-</sup> 図 (図 2) では、4 種類のモデル地下水の端成分を結ぶ領域に比べて、かなり  $\text{HCO}_3^-$  濃度の高い実測地下水も存在し、モデル地下水の端成分を結ぶ領域では実測データから導かれる水質幅をカバーできていないことが分かる。 $\text{HCO}_3^-$  濃度は、特にア

図1 pH-Cl<sup>-</sup>図

実測値と第1次取りまとめで設定された  
4種類のモデル地下水との比較

図2 HCO<sub>3</sub><sup>-</sup>-Cl<sup>-</sup>図

実測値と第1次取りまとめで設定された4種類の  
モデル地下水及び混合系中性型モデル地下水との比較

クチニド元素の溶解度に影響を与えることから性能評価の上で重要な因子である。そこで、このような高HCO<sub>3</sub><sup>-</sup>濃度の地下水 (HCO<sub>3</sub><sup>-</sup>濃度: 5,000 ppm程度) もカバーできるような地下水を新たに類型化した(図2)。なお、高HCO<sub>3</sub><sup>-</sup>濃度の地下水は、Cl<sup>-</sup>濃度が10,000 ppm程度で、pHが7程度であることから、雨水系地下水と海水系地下水の混合系でpHが中性の地下水という意味で「混合系中性型(Mixing Reducing Neutral pH)」地下水として設定した。これにより、2成分統計学的解析の結果から、性能評価のためのサイトジェネリックな地下水水質として、5種類の地下水水質が類型化された。

### 2.3 類型化された地下水のモデル化

地下水の水質形成をモデル化する手法として

は、平衡論モデルと速度論モデルの2通りが考えられる。

平衡論モデルは、種々の地層の構成鉱物などと地下水の間で、閉鎖系の部分平衡を仮定して作られるモデルであり、このモデルにより、地下水組成の鉛直方向での水質変化を計算することが可能である。また、平衡論モデルでは熱力学データを用いるが、種々の鉱物に対する熱力学データの数も充実している。さらに、地下深部での流速は一般的に非常に遅く、地下水流れに沿った地層の構成鉱物と地下水との化学的相互作用の時間も長いと考えられるため、実測された深部地下水の水質形成の解釈に熱力学的アプローチが用いられている事例が多い<sup>9)~11), 14), 15)</sup>。

一方、速度論モデルは、実験室系の一部の単純な系においては適用可能であるが、天然の地下水のような複雑な系においては、モデル化の事例が少なく、また使用できる速度論データの数にも限りがあるため、現状では、平衡論モデルに比べると適用するのが難しい。そこで、地層処分が想定されるような深部の地下水水質をモデル化する手法として、平衡論モデルを適用した。

前項で類型化された5種類の地下水は、地下水の起源、結晶質岩や堆積岩に共通して認められる鉱物の種類及び性能評価上重要となる地下水特性を支配すると考えられる主要な地球化学反応を基に、熱力学データを用いた平衡論モデルにより設定した。地下水をモデル化する上で仮定した主要な地球化学反応は、深部地下水の熱力学的解釈に基づき推定された支配的反応<sup>9)~11), 14), 15)</sup>や天然の地下水系における代表的な地球化学プロセスとして考慮されている反応<sup>16), 17)</sup>である。これらの支配的反応の中には、天然の地下水環境下において必ずしも平衡に達しているとは限らないものも含まれるが、地下水水質を近似する上では有効であるため、水質形成モデルの中で考慮した。

モデル計算に当たっては、国際的にも広汎に使用され、その信頼性も国際的ベンチマークテストにより確認されており<sup>18)</sup>、第1次取りまとめでも用いられた地球化学コードであるPHREEQE<sup>19)</sup>を用いた。また、モデル計算に使用した熱力学データベースは、第1次取りまとめと同様にPHREEQEのオリジナル版にOECD/NEAの熱力学データ<sup>20)</sup>を追加したものである。モデル計算は、熱力学データベースの温度依存性に関するデータが限られていることから、25°Cで行った。

以下に各々の地下水をモデル化するに当たり仮定した主要な地球化学反応などをまとめる。

### (1) 降水系地下水の場合

典型的なモデルとして、降水起源の地下水を想定し、降水が土壤帯を浸透した後、岩体中に浸透し鉱物と反応することにより地下水が形成されるモデルを仮定した。

#### 1) 降水系高pH型

大気中での水ガス ( $O_2$ ,  $CO_2$ ) 反応、土壤中での有機物の分解による  $CO_2$  ガスの吸収反応、岩体中の鉱物（玉髓、方解石、曹長石、カオリナイト、微斜長石、黄鉄鉱、磁鉄鉱）一水反応を仮定した（図3）。

#### 2) 降水系低pH型

大気中及び土壤中で考慮した反応は降水系高pH型で考慮した場合と同様である。岩体中では、降水系高pH型で考慮した鉱物に加えて、岩体中の有機物の分解による酸化性化学種の還元反応を仮定した。

### (2) 海水系地下水の場合

典型的なモデルとして、海水起源の地下水を想定し、岩体中に閉じこめられた海水が周辺の岩石を構成する鉱物と反応することにより地下水が形成されるモデルを仮定した。化石海水のような地下水では、海水中で認められる  $SO_4^{2-}$  がほとんど認められないことから、海水系地下水をモデル化するに当たって、岩体中の有機物による  $SO_4^{2-}$  の還元反応を主要な反応と仮定した。

#### 1) 海水系高pH型

海水と岩体中の鉱物（玉髓、方解石、苦灰石、曹長石、微斜長石、白雲母）との反応、岩体中の有機物による  $SO_4^{2-}$  の還元反応を仮定した（図4）。

### 2) 海水系低pH型

海水と岩体中の鉱物（玉髓、カオリナイト、方解石、苦灰石）との反応、岩体中の有機物による  $SO_4^{2-}$  の還元反応を仮定した。

### (3) 混合系地下水の場合

典型的なモデルとして、降水系地下水と海水系地下水を混合することにより地下水が形成されるモデルを仮定した。

#### 1) 混合系中性型

降水系高pH型地下水と海水系高pH型地下水を 1:1 で混合させ、 $Cl^-$  濃度を 10,000 mg/l 程度にした後、地下水と岩体中の鉱物（玉髓、微斜長石、方解石、苦灰石）との反応、岩体中の有機物の分解に伴う  $CO_2$  ガスの吸収反応を仮定した。

上記の方法により、各モデル地下水の pH、酸化還元電位や主要イオン濃度（例えば、 $Na^+$ 、 $Ca^{2+}$ 、 $HCO_3^-$ 、 $SO_4^{2-}$  など）は導出されるが、このほかに、 $PO_4^{3-}$  や  $F^-$  のようにアクチニド元素との錯体や難溶性塩を形成し、アクチニド元素の溶解度に影響を与える可能性のある元素の濃度も性能評価上考慮する必要がある。P や F などの元素濃度は、鉱物一水反応の化学平衡により濃度が規定されているとは考え難いため、2.1 項で選定された実測データを基に各元素濃度の平均値を導出し、参考値として用いた。これら実測データから導かれた元素濃度は、上述した地球化学モデルにより導出された計算値と組み合わされた。その後、 $Na^+$  あるいは  $Cl^-$  により電荷バランスを調整し、性能評価のためのモデル地下水水質として設定した（表1）。

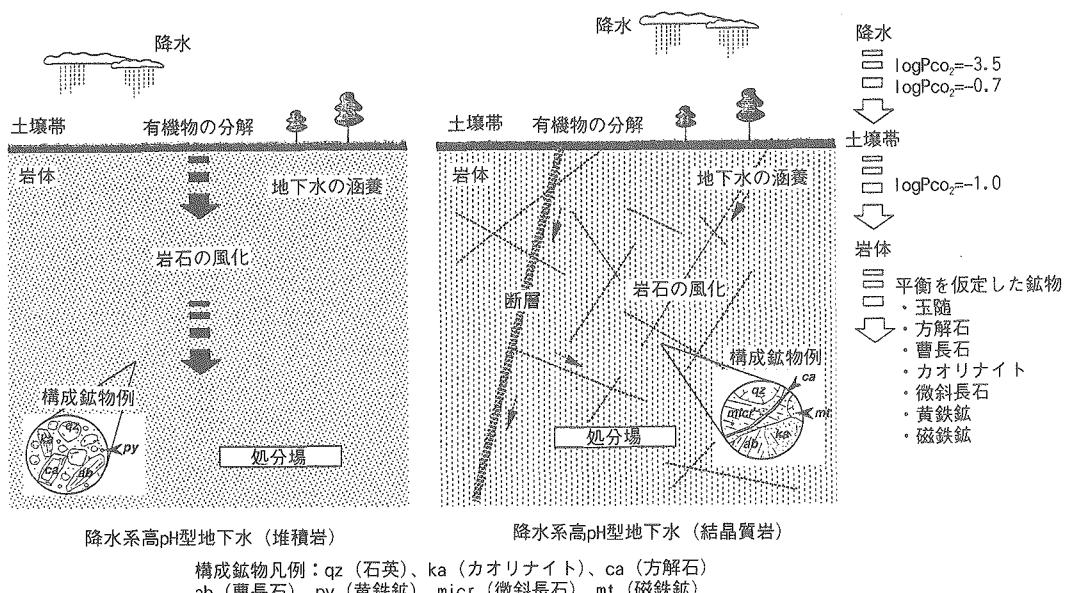


図3 降水系高pH型地下水の水質形成にかかる概念モデル

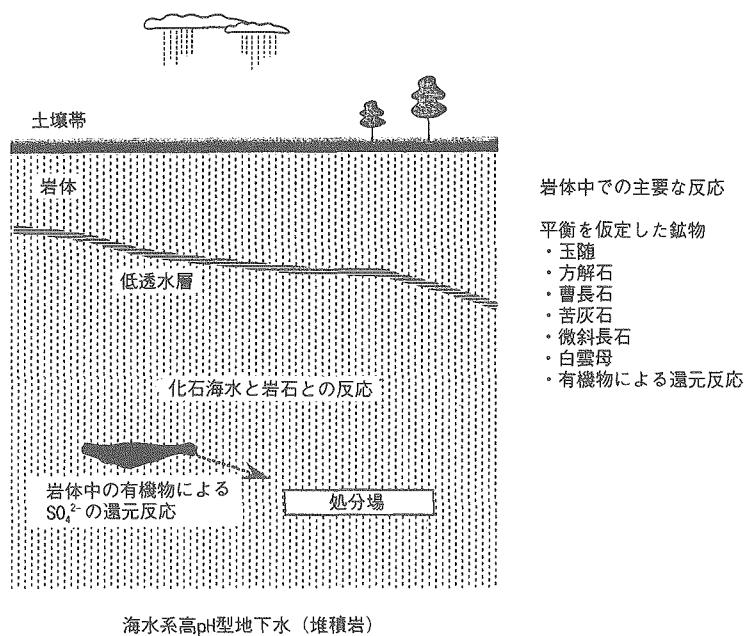


図4 海水系高pH型地下水の水質形成にかかる概念モデル

表1 第2次取りまとめにおける性能評価のために設定されたモデル地下水水質

	降水系 高pH型地下水	降水系 低pH型地下水	海水系 高pH型地下水	海水系 低pH型地下水	混合系 中性型地下水
pH	8.46	5.70	7.95	5.96	7.07
Eh [mV]	-281	-156	-303	-159	-244
温度 [°C]	25	25	25	25	25
イオン強度 [molality]	0.004	0.004	0.632	0.654	0.389
電荷バランス [eq] <sup>1)</sup>	9.96E-14	3.26E-13	-7.30E-12	-1.73E-13	1.51E-11
元素	全濃度 (molality)				
Na	3.55E-03	3.47E-03	6.17E-01	5.00E-01	3.09E-01
K	6.15E-05	5.99E-05	1.06E-02	1.09E-02	7.99E-02
Mg	5.00E-05	5.00E-05	2.49E-04	2.07E-02	3.32E-04
Ca	1.09E-04	1.07E-04	3.34E-04	2.76E-02	4.52E-04
Al	3.43E-07	2.19E-05	3.21E-09	3.12E-08	6.62E-10
Si	3.39E-04	3.23E-04	2.95E-04	2.90E-04	2.94E-04
Fe	9.73E-10	3.12E-08	3.89E-08	3.89E-08	1.99E-08
F <sup>2)</sup>	5.40E-05	5.40E-05	1.02E-04	1.02E-04	1.02E-04
Cl	1.46E-05	1.02E-04	5.90E-01	5.90E-01	2.95E-01
C	3.54E-03	3.55E-02	3.46E-02	4.23E-02	2.00E-01
S	1.11E-04	6.23E-08	3.01E-02	3.01E-02	1.51E-02
B <sup>2)</sup>	2.93E-04	2.93E-04	1.71E-03	1.71E-03	1.71E-03
P <sup>2)</sup>	2.86E-06	2.86E-06	2.63E-07	2.63E-07	2.63E-07
N <sup>2)</sup>	2.30E-05	2.30E-05	5.15E-03	5.15E-03	5.15E-03
Br <sup>2)</sup>	-	-	5.26E-04	5.26E-04	5.26E-04
I <sup>2)</sup>	-	-	1.98E-04	1.98E-04	1.98E-04
溶存化学種	濃度 (molality)				
HCO <sub>3</sub> <sup>-</sup>	3.44E-03	3.77E-03	1.19E-02	1.39E-02	8.14E-02
CO <sub>3</sub> <sup>2-</sup>	5.75E-05	1.08E-07	1.25E-04	1.50E-06	1.15E-04
CO <sub>2</sub> (aq)	2.50E-05	1.59E-02	2.10E-04	2.39E-02	1.08E-02
CH <sub>4</sub> (aq)	1.54E-10	1.59E-02	2.00E-02	4.23E-04	9.99E-02
SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup>	1.08E-04	9.87E-13	3.16E-05	2.22E-04	1.51E-05
HS <sup>-</sup>	3.76E-09	3.24E-09	2.80E-02	3.57E-03	9.65E-03
H <sub>2</sub> S (aq)	1.18E-10	5.91E-08	2.10E-03	2.60E-02	5.44E-03
NH <sub>4</sub> <sup>+</sup>	1.99E-05	2.30E-05	5.00E-03	5.15E-03	5.13E-03
Fe <sup>2+</sup>	8.92E-10	3.11E-08	1.19E-13	2.10E-11	1.00E-12
H <sub>4</sub> SiO <sub>4</sub> (aq)	3.23E-04	3.23E-04	2.89E-04	2.90E-04	2.93E-04

1) Na<sup>+</sup>あるいはCl<sup>-</sup>により電荷バランスを調整した。

2) これらの元素濃度は、スクリーニングされた実測データを基に各元素濃度の平均値から算出した。

## 2.4 多成分統計学的解析（多変量解析）に基づくモデル地下水の妥当性評価

2.2 項で記述したように 2 成分の散布図に基づく統計学的解析からは、性能評価上重要な因子である pH、 $\text{HCO}_3^-$ 、 $\text{Cl}^-$ に着目した場合、5 種類の地下水水質が類型化された。一方、地下水データは、pH、 $\text{Na}^+$ 、 $\text{Ca}^{2+}$ 、 $\text{HCO}_3^-$ 、 $\text{Cl}^-$ など幾つかの変量を伴う多変量データであるが、2 成分の散布図では、地下水データが有するすべての変量を考慮した統計学的解析が行えないため、多変量データを総合的に解析して分類を行うことができない。多変量データからなる複雑なデータセットに対しては、多変量解析を行わない場合、データ間の重要な相関を見落とし、統計的不整合を招くような解析結果を導くことも考えられる。そこで、2.1 項で選定された実測データを用いた多変量解析を行い、実測データを再度類型化するとともに、2.3 項でモデル化された 5 種類のモデル地下水分類の妥当性を再検討した。なお、解析に当たっては、汎用プログラムである Pirouette<sup>21)</sup>を用いて HCA (Hierarchical Cluster Analysis : 階層的クラスター分析) 及び PCA (Principal Component Analysis : 主成分分析) を行った。以下に、HCA 及び PCAによる解析方法の概要、解析条件及び解析結果についてまとめる。

### (1) 解析方法

#### 1) HCA

HCAでは、データセット中の 2 つのサンプル間の距離をすべて算出した後に各距離を比較することによりデータの分類を行う。例えば、2 つのサンプル a、b 間の多変量距離は、それぞれの m 変数の差から以下の式で求めることができる。

$$d_{ab} = \sum_{j=1}^m [(x_{aj} - x_{bj})^M]^{1/M} \quad \dots\dots(1)$$

ここで、 $d_{ab}$  は 2 つのサンプル間の距離を示し、M は乗数を示す。今回は、多変量解析で頻繁に用いられるユークリッド距離 ( $M=2$  の場合) を基に解析を行った。また HCA では、サンプル間の距離を算出した後、距離を標準化したスケール (類似値 : Similarity) に変換し、この類似値を基にデータの類似性を判断する。類似値は、下式を基に算出される。

$$\text{Similarity}_{ab} = 1 - \frac{d_{ab}}{d_{\max}} \quad \dots\dots(2)$$

ここで、 $d_{\max}$  はデータセット中の 2 つのサンプ

ル間の最大距離を示す。次に算出された類似値を基にサンプル間を関係付け、デンドログラム (dendrogram) と呼ばれる樹形図を作成し、この樹形図を用いてデータセットのクラスターを検討し、データの分類を行う。

#### 2) PCA

PCAでは、解析の対象となる多次元のデータセットに対して、データの次元数を減らし、データのグルーピングを行う。データの次元数を減らす場合、多変量データに対して最大の変動量を示す軸 (主成分軸) を求める。PCAは、元の次元のデータをできるだけよく表示している主成分軸 (すなわち、寄与率の大きな主成分軸) を基に評価を行うことが重要になる。また、PCAで求められるローディングにより、各々の主成分軸に対してどの変数が重要でどの変数があまり影響していないかが分かる。

#### (2) 解析条件

HCA 及び PCAによる多変量解析で考慮した変量は、pH 及び地下水の主要成分である  $\text{Na}^+$ 、 $\text{Ca}^{2+}$ 、 $\text{K}^+$ 、 $\text{Mg}^{2+}$ 、 $\text{HCO}_3^-$ 、 $\text{SO}_4^{2-}$ 、 $\text{Cl}^-$  の合計 8 変量である。なお、pH と各種イオン濃度とでは単位が異なる。このため、イオン濃度の変動幅の方が pH の変動幅に比べて大きく、変動幅の小さい pH による影響が隠れてしまう恐れがある。本解析では、データの前処理として分散スケールを用い、そのような影響を取り除いてから実施した。

#### (3) 解析結果

##### 1) HCA

図 5 に HCA の結果を示す。例えば、類似値を 0.6 度程にした場合、以下のよう 6 つのクラスター (Cluster) に分類されることが分かる (Cluster-1 : 黄色、Cluster-2 : 赤色、Cluster-3 : 緑色、Cluster-4 : 青色、Cluster-5 : ピンク色、Cluster-6 : 水色)。また、これらの各クラスターの特徴は以下のとおりである。Cluster-1 はモデル地下水である混合系中性型地下水のみ、Cluster-2 は比較的塩濃度の高い地下水、Cluster-3 は Ca 濃度が高く比較的  $\text{HCO}_3^-$  濃度が低い地下水、Cluster-4 は塩濃度が低く相対的に pH が低い地下水、Cluster-5 は塩濃度が低く相対的に pH が高い地下水、Cluster-6 は比較的  $\text{SO}_4^{2-}$  濃度が高い地下水である。混合系中性型以外のモデル地下水は、降水系高 pH 型が Cluster-5 に、降水系低 pH 型が Cluster-4 に、海水系高 pH 型と海水系低 pH 型が Cluster-2 に各々分類される。

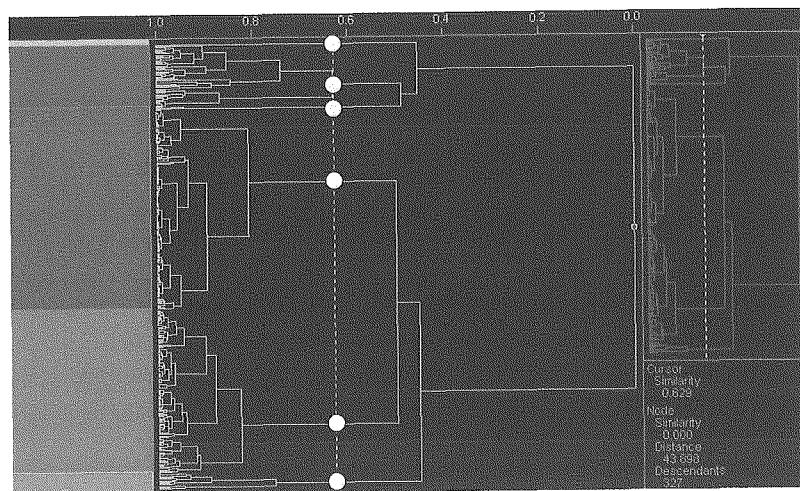


図5 HCAによる解析結果

個々のデータは、黄色の線(枝)でリンクされている。類似値を0.6程度にした場合(図中の白点線)、6箇所の枝にあたり、6つのクラスター(黄色、赤色、緑色、青色、ピンク色、水色)に分類されていることが分かる。

## 2) PCA

表2にPCAの結果算出された各主成分軸の寄与率を示す。また表3には、各主成分軸に対する各変数のローディングを示す。表2から、本解析では、3つの主成分軸を考慮することで、元の8次元のデータセットに対して、71%程度

表2 PCAの結果算出された各主成分軸の寄与率

	各主成分軸の寄与率 (%)	累積寄与率 (%)
Factor-1	44.105	44.105
Factor-2	14.369	58.475
Factor-3	12.675	71.150
Factor-4	12.169	83.318
Factor-5	9.703	93.021
Factor-6	5.626	98.647
Factor-7	1.350	99.997
Factor-8	0.003	100.000

の寄与率でデータを評価できることが分かる。また、表3より、第1主成分の主な因子は $\text{Na}^+$ 、 $\text{Cl}^-$ 、 $\text{Mg}^{2+}$ 及び $\text{HCO}_3^-$ 、第2主成分の主な因子は $\text{Ca}^{2+}$ 及び $\text{SO}_4^{2-}$ 、第3主成分の主な因子はpHであることが分かる。さらに、これら3つの主成分軸を基にデータをプロットした図(スコアプロット)を用いて、各モデル地下水が実測値のどのクラスターに分類されているかを調べた(図6)。なお、スコアプロットにおける各データの色は、HCAで分類された各クラスターの色に一致する。図6から降水系高pH型、降水系低pH型及び海水系高pH型は、各々、実測値と共にグルーピングされるが、混合系中性型及び海水系低pH型についてはグルーピングされないことが分かる。混合系中性型は、高 $\text{HCO}_3^-$ 濃度で特徴づけられる地下水タイプであるが、同時に $\text{K}^+$ 濃度も高く、このためいず

表3 PCAの結果算出された各主成分軸に対する各変数のローディングの値

	Factor-1	Factor-2	Factor-3	Factor-4	Factor-5	Factor-6	Factor-7	Factor-8
pH	-0.016	0.249	0.715	-0.646	-0.011	0.055	0.078	-0.001
$\text{Na}^+$	0.508	0.048	-0.063	-0.138	-0.105	-0.291	-0.421	0.666
$\text{K}^+$	0.282	-0.272	0.312	0.225	0.761	-0.263	0.221	0.025
$\text{Ca}^{2+}$	0.204	0.667	-0.330	-0.065	0.423	0.437	0.144	0.101
$\text{Mg}^{2+}$	0.474	-0.046	-0.022	0.044	-0.425	-0.016	0.766	0.059
$\text{HCO}_3^-$	0.378	-0.372	0.229	0.133	-0.065	0.752	-0.272	-0.066
$\text{Cl}^-$	0.503	0.131	-0.137	-0.166	-0.030	-0.279	-0.263	-0.732
$\text{SO}_4^{2-}$	0.033	0.509	0.455	0.679	-0.211	-0.093	-0.132	-0.035

ローディングの値は、+1と-1の間の値になり、その絶対値は、各主成分軸に対する元の変数の相対的な貢献度を示す。

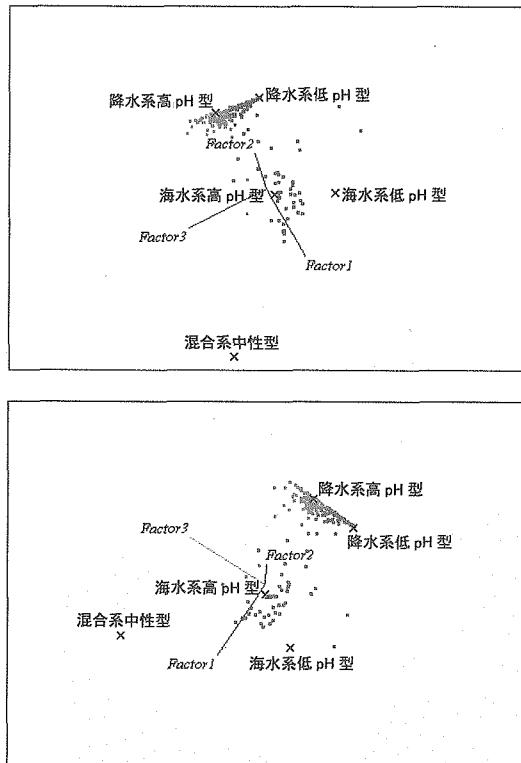


図6 PCAによる解析結果（スコアプロット）

図中の各データの色は、HCAで分類された各クラスターの色に一致する。降水系高pH型、降水系低pH型及び海水系高pH型は、各々、実測値とともにグルーピングされていることが分かる。なお、上・下の図は同一の図であり、各々、異なる角度から見た場合の図である。

れのクラスターにも分類されない結果となつた。海水系低pH型は、HCAでは海水系高pH型と同様のクラスターに分類されるが、PCAでは、第3主成分の主な因子であるpHの影響のため海水系高pH型と同様なグループに分類されなかつたと考えられる。

以上、HCA及びPCAによる統計学的解析に基づけば、5種類のモデル地下水のうち、降水系高pH型、降水系低pH型及び海水系高pH型に関しては、実測値を基に、その分類の妥当性が支持されると考えられる。

## 2.5 性能評価上設定する地下水水質としての優先度の検討

地層処分システムの性能評価においては、システムの安全性に影響を及ぼすと考えられるシステムの特質(Feature)、そこで生ずる事象(Event)や過程(Process)を抽出したFEPリストを用いて、性能評価のためのシナリオが作成される。このシナリオに対して、通常、複数の解析ケースが

設定される。第2次取りまとめでは、各々の解析ケースによる結果を相互に比較するための参照となる解析ケースとして「レファレンスケース」を設定した<sup>22)</sup>。また、他の解析ケースは、レファレンスケースのモデルやデータを変更することにより設定した<sup>22)</sup>。地質環境条件の一つである地下水に関しては、「レファレンスケース」及びシステム（地質環境や処分場の仕様）の多様性を検討するための解析ケースの1つである「地質環境変更ケース」の2つのケースについて各々設定することになった。そこで、2.1～2.4項で設定・検討された5種類の地下水水質に対して、第2次取りまとめにおける性能評価で考慮する地下水水質としての優先度を検討し、レファレンスケース及び地質環境変更ケースで考慮する地下水水質を決定した。以下に優先度の検討内容を記す。

まず、2.2項で設定された5種類の地下水水質のうち、海水系低pH型及び混合系中性型は多変量解析に基づく地下水分類の妥当性評価からは支持されなかつた。また、混合系中性型のような高HCO<sub>3</sub><sup>-</sup>濃度の地下水は、油田地域などに付随する地下水に典型的に認められるものであり、このような高HCO<sub>3</sub><sup>-</sup>濃度の成因の1つとして地層中の有機物の分解により生じたCO<sub>2</sub>による影響が考えられている<sup>23)</sup>。このような資源のある地域は、将来的に人間侵入の動機となる可能性があるため、処分場候補地の選定に先だって排除されると考えられている<sup>22)</sup>。したがって、海水系低pH型及び混合系中性型は、性能評価で考慮する地下水水質としての優先度は低いと考えられる。

次に、多変量解析の結果から妥当性が支持された降水系高pH型、降水系低pH型及び海水系高pH型の3種類について検討する。降水系高pH型は、東濃・釜石地域のような信頼性のある深部地下水データに代表される地下水タイプであり、平衡論に基づいた水質形成モデルの適応性も確認されており、地球化学的根拠の妥当性が示されている<sup>24)～26)</sup>。一方、海水系高pH型は、幌延・茂原地域のような深部地下水データに代表される地下水であるが、降水系高pH型に比べると現段階では水質形成モデルの適用性が十分に確認されているとはいえない<sup>4)</sup>。降水系低pH型は、方解石に対して未飽和であり、一般的に考えられている深部地下水に対する地球化学的根拠に適合せず、また水質形成モデルの適応性も確認されていない<sup>4)</sup>。

以上のように、統計学的手法による地下水分類の妥当性の検討結果、実測値の信頼性、地下水水質形成に関する地球化学的根拠及び資源のある地

域を選定しないという我が国の処分方針を踏まえ、5種類のモデル地下水に対して性能評価上設定する地下水水質の優先順位を検討した結果、以下のような優先度及び性能評価上の位置付けが考えられた。

#### (1) 第1優先：降水系高pH型

我が国の深部地下水として広く認められ、信頼性のある実測値も得られており、地下水水質形成に関する地球化学的根拠に適合するモデル地下水。

#### (2) 第2優先：海水系高pH型

我が国において比較的多く認められ、実測値の信頼性もあるモデル地下水。降水系高pH型よりイオン強度が大きいので、性能評価上、降水系高pH型に対してイオン強度の幅を与える地下水として考慮する。

#### (3) 第3優先：降水系低pH型、海水系低pH型及び混合系中性型

地球化学的根拠や統計的解析からの支持が乏しいモデル地下水。ただし、性能評価上は、降水系高pH型に対してpHやイオン強度の幅を与える地下水として考慮する。

以上のような性能評価上の優先度及び位置付けを基に、第2次取りまとめにおいては、降水系高pH型をレファレンスケースの地下水に、海水系高pH型を地質環境変更ケースの地下水に、それぞれ設定した。

### 3. おわりに

本報告では、高レベル放射性廃棄物地層処分システムの性能評価上重要となる地質環境条件の一つである地下水の地球化学特性に関して、第1次取りまとめでの考察に加え、実測値を基にした統計学的解析（2変量散布図）により、幅広い地質環境を想定し、かつ性能評価上の重要性を考慮して、仮想的な5種類のモデル地下水を設定した。また、多変量解析による地下水分類の妥当性の検討結果、実測値の信頼性、地下水水質形成に関する地球化学的根拠及び資源のある地域を選定しないという我が国の処分方針を踏まえ、これら5種類のモデル地下水に対して、地層処分システムの性能評価上設定する地下水水質としての優先度を検討した。その結果、第2次取りまとめにおける以下の各性能評価解析ケースに対して、各々、以下のモデル地下水を選定した。

#### ① レファレンスケース：降水系高pH型地下水

#### ② 地質環境変更ケース：海水系高pH型地下水

なお、第2次取りまとめにおいて設定された地

下水は、いずれも高pH型であるが、低pH型地下水の潜在的な存在も考慮する必要がある。例えば、地下水の採水方法によっては、地下水に溶存していたCO<sub>2</sub>ガスが脱ガスし、pHの測定値が本来の深部地下水のpHよりも高くなっている場合も考えられる<sup>27)</sup>。このような場合は、脱ガスを考慮した補正計算を行い、本来の深部地下水のpHを推定する必要がある。しかしながら、今回はデータ補正の必要性の有無まで検討していないため、実測データの中には、脱ガスの影響を受け、pHの測定値が本来の深部地下水のpHよりも高くなっているデータも含まれている可能性がある。したがって、幅広い地質環境及びデータの不確実性も考慮し、性能評価のための地下水水質を設定するためには、第3優先として位置付けられた降水系低pH型、海水系低pH型及び混合系中性型地下水についても潜在的な地下水水質として考慮しておく必要があると考えられる。

### 謝辞

本研究をまとめるに当たり、Dr. Ian G McKinley をはじめとするスイスNagraの方々及び米国 Monitor Scientific LLCのDr. Michael J Apted、Dr. Randolph C Arthurには、貴重なコメントを頂いた。また、検査開発(株)の陶山忠宏氏、原子力システム(株)の吉田 泰氏には、地下水データ処理や地球化学計算を手伝っていただいた。以上の方々に深く感謝いたします。

### 参考文献

- 1) 原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会：“高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発の重点項目とその進め方” (1989).
- 2) 動力炉・核燃料開発事業団：“高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書－平成3年度－”，動力炉・核燃料開発事業団 技術資料，PNC TN1410 92-081 (1992).
- 3) 濑尾俊弘、清水和彦：“我が国における地下水の水質に関するデータの収集・解釈”，動力炉・核燃料開発事業団 技術資料，PNC TN7410 92-017 (1992).
- 4) M.Yui, H.Sasamoto et al.：“Groundwater Evolution Modeling for the Second Progress Performance Assessment (PA) Report”, Japan Nuclear Cycle Development Institute Technical Report, JNC TN8400 99-030 (1999).
- 5) D.Savage, R.C.Arthur：“pH and PCO<sub>2</sub> in Groundwater in Fractured Hard Rocks”, Geofluids II '97, Contribution to the Second International Conference on Fluid Evolution, Migration and Interaction in Sedimentary Basins and Organic Belts, Belfast Northern Ireland, ISBN 1-897799-83-7 (1997).
- 6) L.C.Friedman, D.E.Erdmann：“Quality Assurance Practices for Analyses of Water and Fluvial Sediment” (Tech.Water Resources Inc., Book 5, Chapter A6) (1982).
- 7) 力武常次：“地球科学ハンドブック”，聖文社，ISBN 4-7922-1332-0 (1992).
- 8) 原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会：“放射性廃棄物処理処分方策について（中間報告）” (1984).

- 9) T.Iwatsuki, K.Sato et al. : "Hydrochemical Investigation of Groundwater in the Tono Area, Japan" In: Scientific Basis for Nuclear Water Management X VIII, Material Research Society Symposium Proceedings, vol.353, p.1251-1257 (1995).
- 10) T.Iwatsuki, H.Yoshida : "Groundwater Chemistry and Fracture Mineralogy in the Basement Granitic Rock in the Tono Uranium Mine Area, Gifu Prefecture, Japan - Groundwater Composition, Eh Evolution Analysis by Fracture Filling Minerals -", Geochemical Journal, vol.33, p.19-22 (1999).
- 11) 笹本 広, 濑尾俊弘 他:釜石鉱山における地下水の地球化学的研究 (I), 動力炉・核燃料開発事業団 技術資料, PNC TN8410 96-203 (1996).
- 12) H.Ii, Y.Ishii et al. : Development of an Apparatus to Measure Groundwater Qualities *In-situ* and to Sample Groundwater Using Boreholes, Environmental Geology, 32(1), p.17-22 (1997).
- 13) G.Kamei, Y.Yusa et al. : "A Natural Analogue of Nuclear Waste Glass in Compacted Bentonite", Applied Geochemistry, 15, p.141-153 (2000).
- 14) D.Grimaud, C.Beaucaire et al. : "Modeling of the Evolution of Groundwaters in a Granite System at Low Temperature : the Stripa Ground Waters, Sweden", Applied Geochemistry, 5, p.515-525 (1990).
- 15) C.Beaucaire, P.Toulhoat et al. : "Chemical Characterisation and Modeling of the Interstitial Fluid in the Boom Clay Formation, In: Proceedings of the Water-Rock Interaction", p.779-782, Balkema Rotterdam, ISBN 90 5410 5496 (1995).
- 16) R.A.Freeze, J.A.Cherry : "Groundwater", Prentice Hall, USA, Englewood Cliffs, NJ (1979).
- 17) D.K.Nordstrom, J.L.Munoz : "Geochemical Thermodynamics, 2nd Edition", Blackwell Science Publications, ISBN 0-86542-274-5 (1994).
- 18) D.Reed, T.Broyd : "Report on Stage 1 of Project CHEMVAL/MIRAGE", E0979, 001/DR/Km (1988).
- 19) D.L.Parkhurst, D.C.Thorstenson et al. : "PHREEQE - A Computer Program for Geochemical Calculations", U.S.Geological Survey Water-Resources Investigations Report 80-96 (1980).
- 20) 例えば, A.B.Muller : "NEA Compilation of Chemical Thermo-dynamic Data for Minerals Associated with Granite", OECD/NEA, RWN-5 NEA Report (1985).
- 21) Info Metric Inc : "Pirouette [Multivariate Data Analysis for IBM PC System]" User's Manual (1997).
- 22) 核燃料サイクル開発機構:わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－, 核燃料サイクル開発機構 技術資料, JNC TN 1400 99-020 (1999).
- 23) 二間瀬 例: "石油・天然ガス付随水の化学組成について", 北海道地下資源調査報告書, 第46号 (1974).
- 24) 油井三和, 濑尾俊弘 他: "地下水の水質形成に関するモデリング", 日本地球化学会年会予稿集, p.157 (1993).
- 25) H.Sasamoto, M.Yui et al. : "Status of Geochemical Modeling of Groundwater Evolution at the Tono *In-situ* Tests Site, Japan", Japan Nuclear Cycle Development Institute Technical Report, JNC TN8400 99-074 (1999).
- 26) H.Sasamoto, M.Yui et al. : "Hydrochemical Investigation and Status of Geochemical Modeling of Groundwater Evolution at the Kamaishi *In-situ* Tests Site, Japan", Japan-Nuclear Cycle Development Institute Technical Report, JNC TN8400 99-033 (1999).
- 27) M.H.Bradbury, B.Baeyens : "Derivation of *In-situ* Opalinus Clay Porewater Compositions from Experimental and Geochemical Modelling Studies", PSI Bericht Nr.97-14, ISBN 1019-0643 (1997).



# CABRI-FAST EFM1試験における 破損後燃料移動挙動

小野田雄一 佐藤 一憲

大洗工学センター ナトリウム・安全工学試験部\*

資料番号：7-8

Post-Failure Fuel Relocation Behavior in the CABRI-FAST EFM1 Test

Yuichi ONODA Ikken SATO

Sodium and Safety Engineering Division, O-arai Engineering Center

CABRI-FAST炉内試験計画（1992～1995年に過渡試験を実施）の中で実施されたEFM1試験（EFMは“Extended Fuel Motion”の意）は、本計画の主要課題の一つである「燃料破損後の継続した加熱条件下での燃料移動挙動の解明」を主要な目的としたものである。本研究では、このEFM1試験の中性子ホドスコープによる燃料移動データや、各部の温度計、出入口流量計等の過渡時データ、及び試験後の破壊・非破壊検査等のデータを詳細に分析し、本試験における燃料崩壊・分散・固化といった一連の物理現象の全体的推移を明確化した。その結果、燃料の軸方向移動を支配する燃料可動性は燃料エンタルピーに強く依存し、緩慢な加熱条件下では可動性が増大する過程でのローカルな移動が生じるもの、顕著な軸方向移動は十分な燃料エンタルピーの蓄積に伴って生じること、及び継続した加熱条件下においては、炉心燃料領域上部に一度形成した燃料閉塞の再溶融や構造材破損によって燃料移動が継続し得ることを確認した。さらに、このような詳細分析によって、今後実施予定の燃料分散・固化挙動にかかわる解析コードを用いた評価の重点課題を明確にすることができた。

*The EFM1 (extended fuel motion) test was performed in the CABRI-FAST in-pile experimental program carried out between 1992 and 1995. The aim of the test was to study fuel relocation behavior under a continued fuel heating condition beyond fuel disruption, which is one of the main subjects of the program. In this study, various experimental data such as transient signals from the neutron hodoscope, thermocouples, inlet/outlet flowmeters, as well as destructive and non-destructive post-test examination results were analyzed in detail. As a result of this study, the event sequence of fuel disruption, dispersal and freezing during the transient have been clarified. We confirmed that fuel mobility is highly dependent on fuel enthalpy. Although local fuel relocation can take place along a gradual increase of fuel mobility under a mild fuel heating condition, significant axial relocation can only take place after the fuel obtain a certain enthalpy level. Under a continued heating condition, pre-formed fuel blockage in the upper region can disappear resulting in further fuel relocation with possible fuel re-melting and structure failure. Another result of this study is that detailed data evaluation, key issues for future study using an analytical model for fuel dispersal and freezing have also been identified.*

## キーワード

高速炉安全性、ATWS、ULOF、炉内試験、燃料崩壊、燃料移動、燃料分散、燃料固化  
*FBR Safety, ATWS, ULOF, In-Pile Test, Fuel Disruption, Fuel Relocation, Fuel Dispersal, Fuel Freezing*

## 1. はじめに

高速増殖炉の運転時の異常な過渡変化において、スクラム不作動という工学的には起こるとは考えられない事象（ATWS: Anticipated Transient Without Scram）を想定すると、冷却材沸騰に起

因する出力上昇を生じ、炉心の損傷に至る可能性がある。このような仮想的な事象想定時においても環境への影響が十分に抑制されることを確認しておくことは、高速増殖炉の安全研究として、深層防護の観点からも重要な位置付けを持つ。

サイクル機構では、このような高速増殖炉の安全研究を目的として、仏国安全防護研究所（IPSN）

\*現在：大洗工学センター 要素技術開発部  
 Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

及び独国カールスルーエ研究所（FZK）との共同で、CABRI-FAST試験計画<sup>1)</sup>を実施した。CABRI-FAST試験計画では1992年～1995年に八つの過渡試験を実施したが、これらの試験の主なねらいは、「中空燃料の破損挙動」及び「燃料破損後の継続した加熱条件下での燃料移動挙動」にあった。このうち、1994年5月に実施されたEFM1試験は後者の目的に焦点を当てた代表的な試験であり、燃料破損後の継続した加熱条件に特徴がある。このEFM1試験の成果を最大限に活用するためには、過渡中の燃料移動挙動の詳細の把握と、これに基づく解析モデルの検証が極めて重要である。

本報告では、このEFM1試験における燃料加熱条件下での燃料移動挙動を重点として、試験結果を詳細に分析評価した結果について述べる。本研究は、今後実施するSAS4Aコード<sup>2), 3)</sup>を用いた解析評価に先立ち、実験データの詳細分析によって具体的な物理現象の推移を把握するとともに、これに基づいて解析評価で目指すべきポイントを明らかにすることを目的としたものである。

なお、サイクル機構では、IPSN及びFZKとの共同でCABRI-FAST試験の総合評価を行っており、本研究はその一環としてサイクル機構独自に実施したものである。

## 2. EFM1試験条件の概要

EFM1試験<sup>4)</sup>では、表1に概要を示す照射済燃料ピン1本をCABRI炉内のナトリウム・ループ中に設置し、定格運転状態を模擬した最大線出力487W/cmの条件から、流量半減時間約7秒で冷却材流量を減少させた（図1参照）。これにより、冷却材流量減少（LOF: Loss of Flow）開始後約22秒で冷却材の沸騰が開始した。その後、実機での冷却材沸騰が進展した領域を模擬すべく、冷却材沸騰開始後約8秒に、図2に示す3つの出力ピー

表1 EFM1試験に使用した照射済燃料ピンの概略仕様

名称	SCARABIX	
フィッサイル長	0.75m	
上部ブランケット長	0.03m	
下部ブランケット長	0.02m	
燃料ピン製造データ (中空燃料ペレット)	燃料ペレット外径	$7.13 \times 10^{-3}$ m
	燃料ペレット内径	$2.03 \times 10^{-3}$ m
	被覆管外径	$8.50 \times 10^{-3}$ m
	被覆管内径	$7.37 \times 10^{-3}$ m
被覆管材料	15-15Ti <sup>a)</sup>	
ピーク燃焼度	7.8a/o	

\*スウェーリング低減を図ったフランス製改良オーステナイト鋼

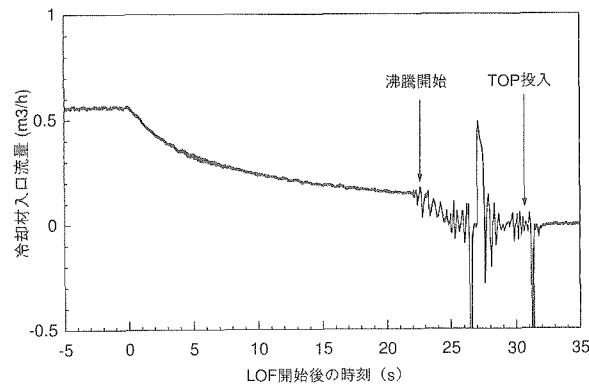


図1 LOF中の冷却材入口流量の推移

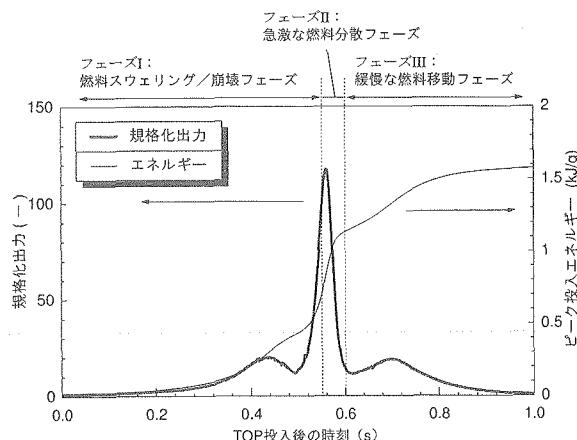
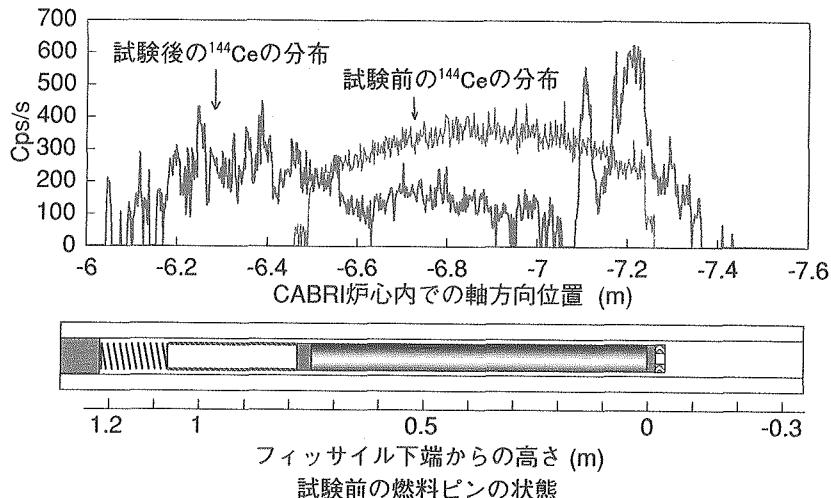


図2 TOP印加中の出力履歴とピーク位置での燃料ピンへの投入エネルギー

クからなる過出力（TOP: Transient Over Power）を印加した。最大線出力位置である0.44mBFC (m above Bottom of Fissile Column) での投入エネルギーは、第1出力ピーク後で0.43kJ/g、第2出力ピーク後で1.15kJ/g、最終的には1.57kJ/gであった。この投入エネルギーは実機における燃料破損に必要なエネルギーよりも高く、破損後の燃料分散と流路上下方向への燃料侵入挙動を観測するために選定したものである。

図3は試験前後での<sup>144</sup>Ceのγスキャン測定結果から燃料の軸方向分布を比較したものであるが、当初のフィッサイル領域（本報でのフィッサイルとはブランケット燃料（UO<sub>2</sub>）に対する炉心燃料（MOX）を指す）は燃料の分散によってほとんどが空洞化しており、その上方及び下方に分散燃料が堆積している。

なお、本試験で用いた燃料ピンのフィッサイル長は0.75mであるが、その上下の軸方向ブランケ

図3 試験前後の<sup>144</sup>Ceのγスキャン測定結果

ット燃料は各々0.03m及び0.02mとなっており、FBRプラントで想定されているもの（通常0.3～0.4m<sup>5)</sup>よりも短い。このようなブランケット燃料の長さは分散燃料の閉塞形成等に影響を与えるため、試験結果の解釈においては注意を要する。

### 3. 冷却材沸騰後のLOF中挙動とTOP印加時の状態

#### 3.1 冷却材沸騰後のLOF中挙動

図4は本試験データの詳細分析によって得られた冷却材沸騰後の流路中のボイド拡大など、TOP印加までの事象進展の概要を示したものである。この詳細分析は、主に出入口冷却材流量計、圧力

計、温度計、ボイド計のデータに基づいている。

冷却材の沸騰から約3.7秒後には、被覆管の破損とそれに伴う燃料ピン内ガスの冷却材流路中の放出（ブローアウト）が生じている。このブローアウトによって、沸騰領域上下の液相冷却材スラグは各々上下に一度押し出され、その約1秒後に下部の液相スラグのみがフィッサイル領域に戻ってくる。一方、上部の液相冷却材スラグは、継続した燃料ピンからのガス放出によって上方へと押し出されたままとなっている。下部から液相冷却材スラグが再流入する際には、液相冷却材が高温化したフィッサイル領域に侵入して被覆管を一時的に冷却する“リウェッティング”が生じてい

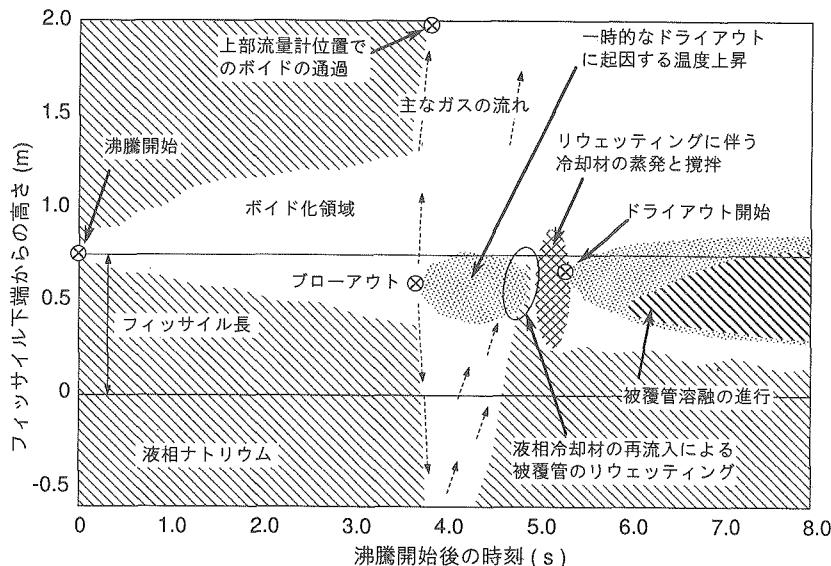


図4 冷却材沸騰開始後の事象進展の概要

る。リウエッティング後は再び被覆管のドライアウトを生じ、被覆管溶融領域がフィッサイル上部の広い範囲に拡大してゆく。

CABRI試験では試験燃料ピンから放出される高速中性子をコリメーターを介して多数の中性子検出器でとらえることにより、燃料の時間空間分布の情報を得る中性子ホドスコープ<sup>6)</sup>を使用している。ホドスコープ信号の増加は軸方向の燃料移動による燃料質量の増加と、燃料スウェーリングなどによる燃料外径増加に起因する自己遮蔽効果の低減の二つの可能性がある。これに対し信号の減少については、燃料が径方向に縮小することは考え難いことから、ほとんどの場合、燃料の軸方向移動による燃料質量の減少に対応する。EFM1試験におけるこのホドスコープ信号は、LOF中のガス・ブローアウト以降、フィッサイルの軸方向ピーク出力位置 (Peak Power Node、以下PPN) 近傍で増加している。ここで対象としているホドスコープ信号増加については、他の軸方向位置での信号減少が見られないこと、及び燃料がペレット形状を保っていると考えられ軸方向移動は考え難いことから、燃料外径の増加によるものと推定される。

すなわち、ブローアウト後の被覆管温度上昇のために、被覆管による拘束力が失われた条件での顕著な燃料スウェーリングによって燃料外径が増加しているものと考えられ、概略評価によるとTOP印加時の燃料外径増加は10%程度と推定される。

### 3.2 TOP印加時の状態

図5はTOP印加時の燃料ピンの状態を模式的に示したものである。出入口冷却材流量応答及びボイド計のデータから、0.15mBFCより上方の広い領域がナトリウム蒸気あるいは燃料ピンから放出されたFPガス（核分裂生成ガス）によってボイド化されていた。

流路に設置された熱電対 (TC: Thermoouple) データによると、0.4mBFC ~TFC (Top of Fissile Column=0.762mBFC) では被覆管融点に到達しており、この領域では被覆管が溶融していたことがうかがわれる。TCは0 mBFC~0.95mBFCの間に7カ所(0, 0.15, 0.3, 0.45, 0.6, 0.75, 0.95 mBFC)、各軸位置では燃料ピンを囲むように周方向等間隔に3本が設置されている。また、0.3~0.4mBFCではナトリウムの飽和温度を超えており、被覆管ドライアウトが生じていたものと考えられる。0.15~0.3mBFC、及びTFC~1.0mBFCではナトリウム飽和温度となっており、被覆管表

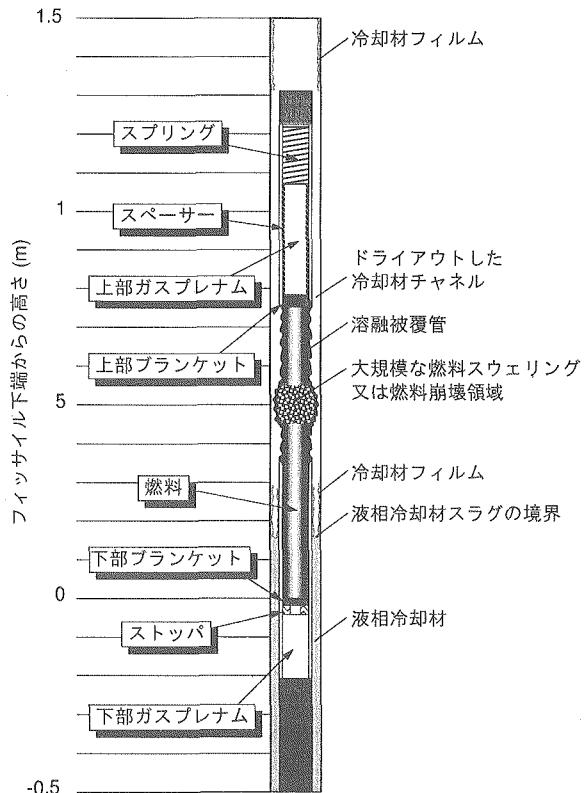


図5 TOP印加時の燃料ピンの状態

面には液相フィルムが存在していた可能性が高い。

一方、1.0mBFCより上方ではナトリウム飽和温度以下となっており、非凝縮ガスの存在を裏付けている。

### 4. TOP中燃料移動の全体的推移

図6にTOP投入後0.4~0.7秒の燃料移動挙動の評価結果を模式的に示す。この評価結果は、ホドスコープの信号データ、出入口冷却材流量データ、流路内各部に設置された温度計のデータ及び試験後の破壊・非破壊検査からの情報を詳細に分析するとともに、既存のCABRI試験からの知見<sup>7)~9)</sup>を踏まえ、これらを相互に補完・統合して得たものである。

図7のホドスコープ信号は、LOF開始前の定常時の信号レベルを基に、過出力印加中の燃料信号を出力変化に対して規格化したものである。このホドスコープ信号データについて、燃料の動きをより明確に把握するため、初期条件を上回る信号を青色で、下回る信号をだいだい色で示し、また燃料の動きと思われる信号変化の主要なものに矢印をつけた（各矢印は図6のものと対応している）。

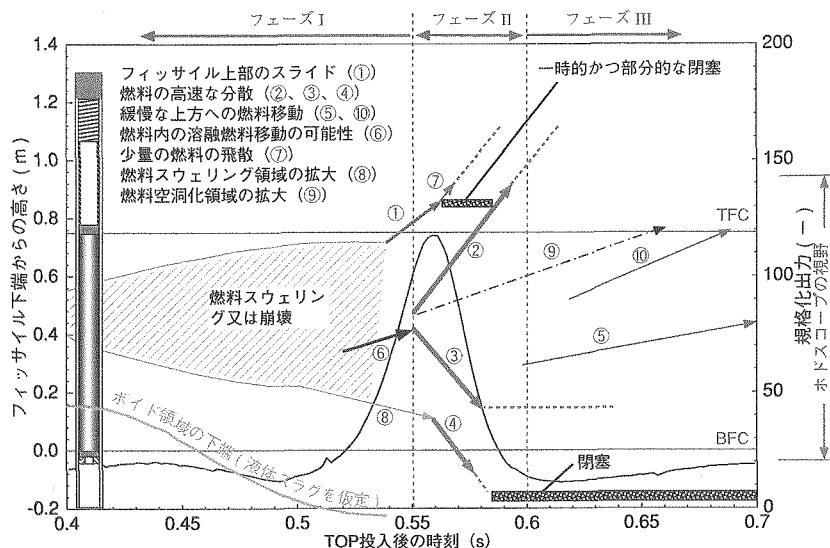


図6 TOP印加中の燃料移動シナリオ

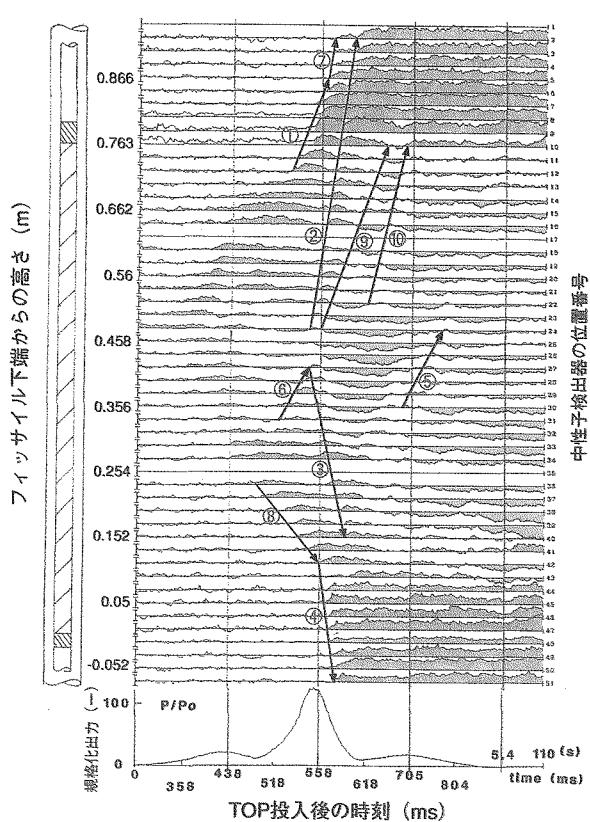


図7 TOP中の中性子ホドスコープ信号データ

以下に、燃料移動挙動の流れの概要をエネルギー投入の進展に沿って述べる。TOP印加中の燃料の移動挙動を見る上では燃料エンタルピーに依存した可動性が重要となるが、TOP後約0.55秒を境として可動性の大きな変化が見られる。すなわち、

0.55秒以前は燃料の顕著なスウェリングや細かな燃料片への崩壊等を生じるもの、燃料の可動性が十分でなく、大規模な軸方向移動は生じていない。一方、0.55秒以降は急激な加熱によって十分な可動性をもった燃料が、急速な軸方向移動を生じている。また、このような急速な燃料移動は第2出力ピークの終了と共に収まり、第3出力ピークによる継続した加熱条件下では緩慢な移動となっている。

そこで、以下においてはこれらを「燃料スウェリング／崩壊フェーズ(=フェーズI)」、「燃料分散フェーズ(=フェーズII)」、及び「継続加熱フェーズ(=フェーズIII)」と呼ぶこととし、各々のフェーズの挙動の概要を以下に示す。

#### (1) フェーズI：燃料スウェリング／崩壊フェーズ

このフェーズでは燃料の可動性が低く、主として燃料スウェリング又は燃料崩壊による径方向への燃料の変形・変位のみが生じている。ただし、本フェーズの後半にはPPN近傍の燃料エンタルピーの上昇により、緩慢な上下への燃料移動が見られており、本フェーズ末期においては燃料ピン上部の上方へのスライドも開始している。

#### (2) フェーズII：燃料分散フェーズ

フェーズIから開始していた燃料ピン上部の移動は約0.08mのスライドアップを生じて、本フェーズの早い段階で停止する(図7の①)。この停止したフィッサイルの頂部では、一時的かつ部分的な閉塞を形成する。一方、フィッサイル内部領域では大きなエネルギー投入によって大部分の燃料が溶融し、PPN付近を起点とした上下方向への

急速な燃料分散を生じている(図7の②、③、④)。このようにして上方に分散してきた高エンタルピーの燃料は、エネルギー投入によってエンタルピーの上昇しつつある前述の上部閉塞を取り込む形で、更に上方へと連続的に分散している(図7の②)。

下方への分散燃料の先端部(図7の④)では、溶融燃料が冷却材流路中をフィッサイル下端の下方まで侵入し、およそ-0.12mBFCを先端として閉塞を形成している。この閉塞の形成以後、下方への燃料侵入は停止している。

### (3) フェーズⅢ：継続加熱フェーズ

フェーズⅡの終わりには、下部において安定な閉塞が形成されているのに対して、上部には安定な閉塞がなく、本フェーズの継続した加熱条件下でのフィッサイル領域内圧力は上方へと解放され、燃料は総じて上方へと移動する(図7の⑤、⑩)。

## 5. TOP中挙動の詳細な解釈

フェーズⅠにおいては、燃料スウェーリング領域の拡大と、このような領域内での部分的な燃料信号の変化が見られており、これらについて各々述べる。一方、フェーズⅡ～Ⅲでの燃料移動については多くの要素が各部で関連しながら進行しており、燃料ピン上部と下部の二つの領域に分けた上で、一連の流れを踏まえるべくフェーズⅠとのつながりを含めて詳細に述べる。

### 5.1 燃料スウェーリング領域の拡大

LOF中のホドスコープ・データによると、顕著な燃料スウェーリングによると見られる燃料外径の増加はLOF中から始まっており、TOP開始時には0.43～0.55mBFCの領域において燃料外径が10%程度増加していたものと推定される。

TOP中のホドスコープ信号を見ると、このような燃料スウェーリング領域は第1出力ピークの緩慢な加熱の過程で上下に拡大してゆき、第2出力ピークに差し掛かるTOP後0.5～0.55秒には0.2mBFCから下方へとやや速度を増して拡大している(図7の⑧)。

0.3mBFCでのTCデータによると、周方向の一部ではTOP印加前から被覆管の融点近傍の高い温度になっており、この軸方向位置でのTOP中の被覆管による拘束力は小さいと考えられる。このことから、TOP前半の燃料スウェーリング領域の上下への緩慢な拡大は、被覆管の拘束が軸方向の広い範囲で失われた状況での、TOPによる燃料高温化

領域の軸方向拡大に対応しているものと思われる。一方、0.2mBFC以下の領域ではTOP印加の時点で被覆管は液相冷却材に冷やされており、0.5秒から0.55秒にかけての信号増加領域のやや急速な下方への拡大は、TOP中の被覆管昇温領域の拡大に依存している可能性が高い。図8に0.15mBFCの位置でのTCデータを示すが、TOP後約0.5秒までの間には冷却材飽和温度になっており、その後昇温していることが分かる。なお、TOP中の流路内TCは燃料からの被覆管を介した加熱によって昇温され、被覆管温度はTCデータよりも高いと考えられる。一方、これまでのCABRI試験の評価からは、被覆管温度が約1,200°Cを超えると被覆管強度は急激に失われて大規模な燃料スウェーリングが可能になるとの知見が得られている<sup>9)</sup>。これらの情報を総合すると、0.2mBFC以下の領域ではTOP中に冷却材ボイド化領域が下方に拡大し、これを追う形で被覆管強度低下領域が拡大し、その範囲で顕著な燃料スウェーリングを生じているとの解釈が成り立つ。

このような挙動の類似例として、CABRI-2計画E2試験<sup>7)</sup>のフィッサイル下部の状況が挙げられる。E2試験では定常出力の約10倍の台形状過出力を投入しており、PPNでのエネルギー投入速度は過渡全般を通じて1.6kJ/g/s程度であったが、この試験のホドスコープ・データにおいても、EFM1試験(図7の⑧)と同様の軸方向領域、時間スケールでの信号増加領域の下方への伝播が見られた。なお、EFM1試験での当該フェーズにおけるPPNでのエネルギー投入速度は2.2kJ/gであり、E2試験の条件に近い。E2試験では、その後のエネルギー投入が少なく、試験後の破壊検査からは図9に示すように0.2mBFC付近での冷却材流路を埋めるような顕著な燃料スウェーリングとそれによって縮小した冷却材流路中の若干の溶融

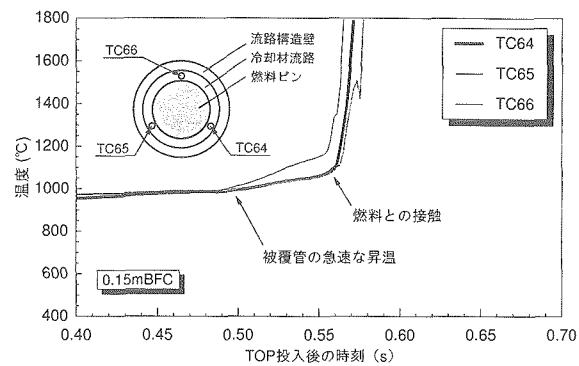


図8 0.15mBFCにおけるTC応答

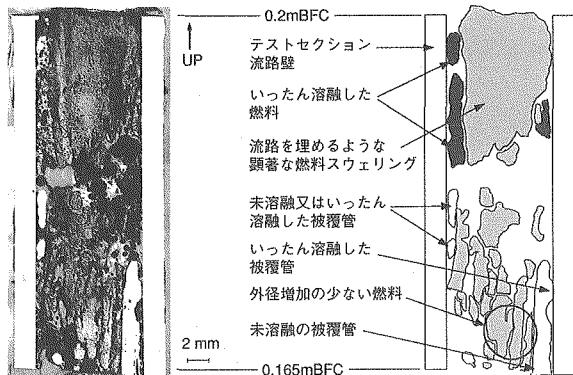


図9 E2試験における試験後のテストセクション断面金相写真 (0.165~0.2mBFC)

燃料の侵入、及び0.16mBFC付近での未溶融被覆管を一部に伴った外径増加の少ない燃料の存在が確認されている。このようなE2試験結果から、前述のEFM1試験結果の解釈が妥当なものと判断された。

### 5.2 燃料スウェーリング／崩壊領域内部での一カルな燃料移動

燃料スウェーリング領域が軸方向に拡大する過程では、その中心部分でのホドスコープ信号が減少しており、高温化に伴って一部可動化した燃料は、緩慢な軸方向移動を開始しているものと見られる。一方、0.4mBFC近傍でのホドスコープ信号変化を見ると、このような軸方向移動によって一度減少した信号が、0.52~0.55秒には再び増加している。

この領域では、既に燃料スウェーリング／崩壊を経て軸方向移動を開始しており、2度目の信号増加が燃料の径方向形状変化によるものとは考え難い。したがって、この部分での燃料質量が増加していると考えるべきであり、この下部の顯著な燃料スウェーリング／崩壊を生じている領域で解放されたFPガスに駆動された燃料移動（図7の⑥）であると推定される。

このような燃料移動の詳細メカニズムについては、今後解析コードを用いた評価により詳細に解明する。

### 5.3 上方への燃料移動

ここでは、フェーズIの終わりに始まったフィッサイル上部のスライドアップと、それに続く上方への燃料移動について述べる。

図10に一連の挙動を模式的に示すが、このシナ

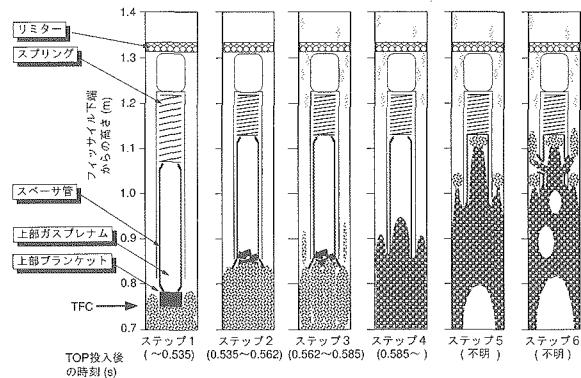


図10 上方への燃料移動の模式図

リオは過渡中のホドスコープデータ、TCデータ及び試験後の破壊・非破壊検査の情報を統合して推定したものである。図10のステップ1はフェーズI後半の状態を表しており、燃料スウェーリング又は燃料崩壊によって燃料が冷却材流路一杯に拡がっている状況を示す。この時点では上部軸方向ブランケット近傍の被覆管は既に溶融しているか、高温で容易に変形する状態にあったと考えられる。

#### (1) フィッサイル上部のスライドアップと一時的な閉塞の形成

TOP後0.54~0.56秒（ステップ2）にはやや急速な上方への燃料移動が見られており、これは上部軸方向ブランケットや燃料ピン内上部構造を含めたフィッサイル上端部分のスライドアップと考えられる。図10のステップ2はこのようなスライドアップ後の状態を示しているが、ホドスコープ・データによるとスライドアップによってフィッサイル頂部は約0.08m上方に移動している。一方、試験燃料ピンの頂部に設置された軸方向変位の測定装置の結果では、およそ0.54sの時点で燃料ピン上端がわずかに上方に変位しているがその移動幅は極めて小さく、この時点までに燃料ピン上端とリミター（燃料ピンの上方への移動を抑制するための機構）の隙間はほとんど閉じていたものと考えられる。また、試験後の非破壊検査（γスキャン）からはスプリングが完全に圧縮される形で0.05m程度縮んでおり、0.08mのフィッサイル頂部の上方移動には上部軸方向ブランケット近傍の被覆管がつぶれることで0.03m程度のシフトが生じているものと考えられる。

このようなスライドアップの後、TFC付近の崩壊燃料は一時的な閉塞として作用しているものと考えられる。

(2) TFC付近の部分閉塞を通過した微少な燃料の飛散

ホドスコープ・データによると、このようなスライドアップが停止した後も、フィッサイル頂部(TFC)を通過して上方に移動する少量の燃料が見られる(図7の⑦)。図10のステップ3はこの状況に相当し、TFC付近での閉塞は部分的なものであったと思われる。試験後の非破壊検査(X線ラジオグラフィー)からは1.2mBFC付近に燃料堆積が見られているが、これはステップ3の時点で1.2mBFCより上方に飛散した多数の微少な燃料片が、最終的にこの位置のグリッド・スペーサ上に積もっていた可能性が高い。このことは、試験後にこの部分の断面金相撮影を試みた際に、当該部分の燃料が容易に失われてしまったことから、多数の微少な燃料片であったと推定されることと整合している。

なお、後述のようにフェーズIIの後半にフィッサイル上部へと侵入した高エンタルピー燃料の到達範囲は1.2mBFCには及んでいない可能性が高い。

(3) TFC付近の閉塞の消失と高エンタルピー燃料の侵入

図10のステップ4はフェーズII後半の状況に相当する。この時点までに第2出力ピークによる大きなエネルギー投入が完了し、TFC付近の閉塞を形成していた燃料エンタルピーが上昇し、大きな可動性を得ている。また、PPN付近からは高エンタルピーの燃料が移動してきており、この閉塞を取り込む形で更に上方へと連続的に移動している(図7の②)。ただし、図7の②は厳密には実際の燃料移動を示しているのではなく、燃料密度の高い部分のフロントの伝播を示している。すなわち、PPN付近からの駆動圧によってフィッサイル上半分の燃料が下から順次圧縮されてゆく状況に相当する。そして、その結果としてのフィッサイル領域の燃料空洞化範囲はそれよりもだいぶ遅れて拡大する(図7の⑨)。

このような高エンタルピー燃料の存在は、1.0~1.1mBFCで見られた燃料クラストによって裏付けられる。図11及び図12にこの領域での金相写真を示すが、これらによって、冷却材流路の表面(1.0mBFC)及び被覆管内面(1.1mBFC)に薄い燃料クラストが見られ、このことからこの部分を高エンタルピーの溶融燃料が高速で通過していたことが分かる。

また、0.95mBFCでのTCデータによると、この位置に高温かつ大量の燃料が到達するのは分散フェーズ後半の0.61秒程度以降であり、このタイミ

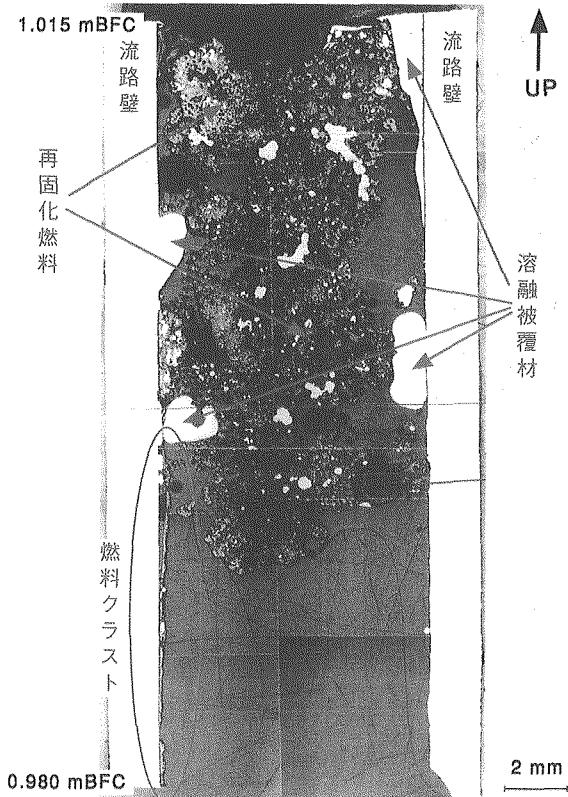


図11 試験後のテクション断面金相写真  
(1.0mBFC付近)

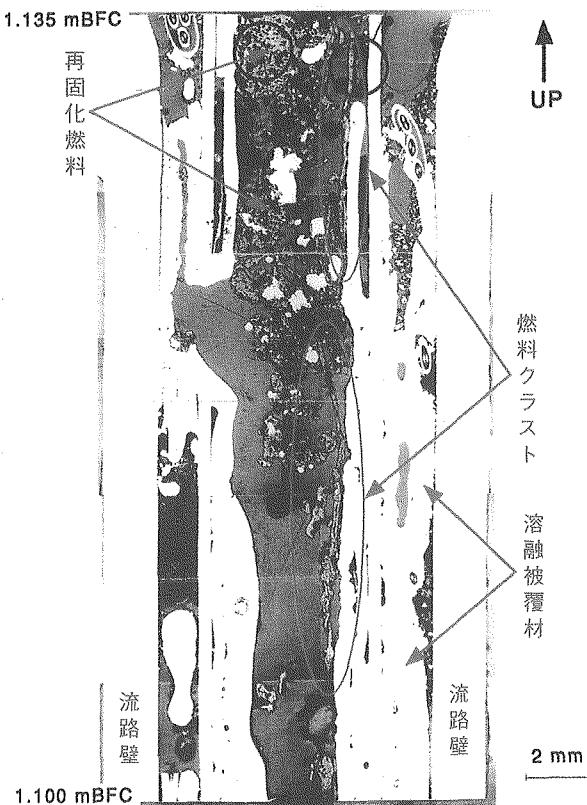


図12 試験後のテクション断面金相写真  
(1.1mBFC付近)

ングはホドスコープで見られた上方への燃料分散(図7の②)の動きと整合している。

#### (4) 高エンタルピー燃料の上方侵入先での固化

図10のステップ5は被覆管の内側及び外側に侵入した溶融燃料が各々固化して閉塞を形成した状況を示す。被覆管内部の溶融燃料の侵入範囲は、約1.1mBFCのスプリング下端であることが、試験後の非破壊検査(X線ラジオグラフィー)により確認されている。一方、このフェーズでの冷却材流路側の溶融燃料の侵入範囲については、先のフェーズIでの少量の燃料侵入、及びその後の被覆管を破っての流出(図10のステップ6)が混在していると考えられることから、必ずしも明確ではない。しかし、X線ラジオグラフ及び部分的な断面金相データから、冷却材流路壁面の燃料クラスト形成は~1.0mBFC以下の領域に限られており、この直上で閉塞していた可能性が高い。

このような急速な溶融燃料の被覆管内外での上方への移動は、ホドスコープに見られた急速な上方への移動(図7の②)の延長上有るものと考えられ、冷却材流路側での閉塞形成のタイミングとしては0.62秒前後と推定できる。一方、被覆管内の溶融燃料移動については、上部ブランケット燃料片が流出に対する抵抗として作用していた可能性があり、閉塞形成のタイミングは冷却材流路側と同程度か、あるいは若干遅れているものと考えられる。

なお、溶融燃料の侵入距離が被覆管内側の方が大きいのは、侵入部の等価直径が大きいことが影響している可能性が高い。いずれにせよ、上部ブランケット燃料片による流出抵抗は、あまり大きくはなかったものと推定される。

#### (5) 「継続加熱フェーズ」における緩慢な燃料移動

下部での燃料閉塞形成以降は、フェーズⅢの継続した燃料加熱条件下における上方へのゆっくりした燃料移動がホドスコープ・データに見られている。このように、被覆管内外で燃料固化を生じた後もガスの流出パスは確保されており、図10のステップ6に示すような被覆管の溶融貫通が短時間に生じている可能性が高い。

EFM1試験においては、フェーズⅡまでのエネルギー投入は約70%であり、残りの30%はフェーズⅢの継続加熱で投入されている。したがって、フェーズⅢでは崩壊燃料からのFPガス放出が継続している可能性があり、このフェーズでの燃料移動の駆動力としてはFPガス圧と溶融被覆材より発生するスティール蒸気圧が主な候補となる。なお、前フェーズからの残留FPガスが、上方へ

と徐々に解放されている可能性もあり、燃料からのガス放出や構造材料への伝熱を含めた解析評価による解釈が重要になる。

#### 5.4 下方への燃料移動

ここではフェーズⅡ(燃料分散フェーズ)における下方への溶融燃料の侵入と閉塞の形成及びその後の挙動について述べる。図13に一連の燃料移動挙動を模式的に示すが、こちらも図10同様、過渡中のホドスコープデータ、TCデータ及び試験後の破壊・非破壊検査の情報を統合して推定したものである。ステップ1はフェーズⅠ後半の燃料ピンの状態を示しており、燃料スウェーリング/崩壊によって冷却材流路が減少し、さらには崩壊燃料が冷却材流路全体に拡がっている状況である。このような燃料崩壊領域は、燃料エネルギーの増加とともに下方へと進展しつつある。そして、PPN近傍では、エネルギーの上昇した燃料の緩慢な軸方向移動が開始している。また、後述のように崩壊燃料の一部は縮小した冷却材流路を抜けて下方へと移動しているものと考えられる。

##### (1) 溶融燃料のBFC下方への侵入

図13のステップ2はフェーズⅡ前半の状況に当たり、まずPPN付近の燃料が急速に下方へ動き出し(図7の③)、若干遅れて0.1mBFC付近から下方への急速な燃料移動が生じている(図7の④)。この図7の④の燃料移動速度は約10m/秒であるが、試験後の破壊検査(断面金相撮影)からは侵入先での被覆管に沿って形成したと思われる燃料クラストが見られ、溶融燃料が冷却材流路中を移動したものと考えられる。

##### (2) 安定な下部閉塞の形成

図13のステップ3はBFCよりも下方へ侵入した燃料が閉塞を形成した状況であり、-0.12mBFC

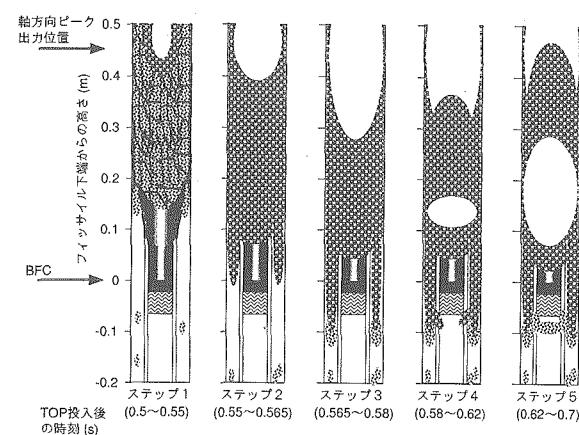


図13 下方への燃料移動の模式図

付近を先端として閉塞を形成していることが試験後の非破壊検査(γスキャナ)によって確認されている。なお、下部プランケットは0.02mと短く、その下方の被覆管内は空洞となっているが、被覆管温度が十分に低いことから、TOP中の被覆管の健全性は確保されている。

図14は閉塞部の先端付近の金相写真であり、燃料は燃料内に取り込んだ溶融被覆材や周辺構造への熱損失によって固化しているが、この領域での被覆管はほとんど損傷を受けていない。

#### (3) 閉塞の形成に伴う燃料移動の一時停止

ホドスコープの視野が-0.07mBFC～0.93mBFCであることから、ホドスコープ信号では閉塞の先端を見ることはできないが、下方への移動燃料の先端を外挿すると閉塞形成時間はおよそ0.58秒と見積もられる。このような下部閉塞の形成により、PPN付近から下方への燃料移動に伴う燃料空洞化領域の下方への拡大は-0.3mBFCでいったん停止し、その後は0.1～0.3mBFCの領域の燃料が上方へとゆっくり動いている(図7の⑤)。

#### (4) 下部閉塞よりも下方に見られた燃料片についての解釈

このほか、上記の下部閉塞よりも更に下方の一

0.16～-0.195mBFCでの断面金相データが得られており、これには細かな固体燃料片が見られる。このことは、燃料分散フェーズでの高エンタルピー燃料の侵入の前に、ガス流に駆動された少量の燃料片がこの位置に到達していることを示している。すなわち、フェーズIにおける崩壊領域からの放出ガスによって崩壊燃料の一部が運ばれていることになる。

#### 5.5 ブランケットの長さを考慮した燃料分散挙動に関する考察

EFM1試験に使用した燃料では、上下ブランケット燃料が極端に短い条件となっており、より長い軸方向ブランケット条件での燃料移動との相違を踏まえる必要がある。EFM1試験の0.02mの下部ブランケットの下方にはガスプレナムがあるが、この領域の被覆管はTOP印加の時点では低温に保たれており、被覆管の健全性は少なくとも下方への燃料移動の段階までは確保されている。このため、高速な溶融燃料の侵入に対するこの領域の被覆管強度は通常の長いブランケットの場合と基本的に等価である。一方、0.03mの上部ブランケット上方の中空被覆管部分はLOFによって高温化しており、TOP中に高温燃料によって溶融侵食されるなどして大きな燃料流出経路を提供する結果となっている。この結果としての顕著な上方への燃料分散は、上部ブランケットを短くするなどの燃料設計に依存した効果的な燃料流出を直接的に示す重要なデータである。しかし、より長い上部ブランケットの条件では、ブランケット上部の中空被覆管部分の破損は相対的に起こり難く、EFM1試験の上方への燃料侵入データは直接的には適用できない。また、EFM1試験においては大きな流出経路を通じて燃料分散駆動力が低下しているとすると、その下方への燃料移動挙動への影響も問題となる。しかし、本分析の結果から、下方への燃料侵入と閉塞形成の時点では、燃料ピン上部のスライドアップが中空被覆管部分のつぶれによってわずかに増加していたと見られるものの、上部の境界条件は長いブランケットの場合に想定される条件と基本的に等価であると判断できる。したがって、下方への燃料侵入・固化挙動については、ブランケットの長さには影響されない普遍性の高いデータであるといえる。

#### 6. 解析評価における重点課題

EFM1試験の主目的は燃料の軸方向分散挙動の定量化にあり、燃料の崩壊と移動及びフィッサイ

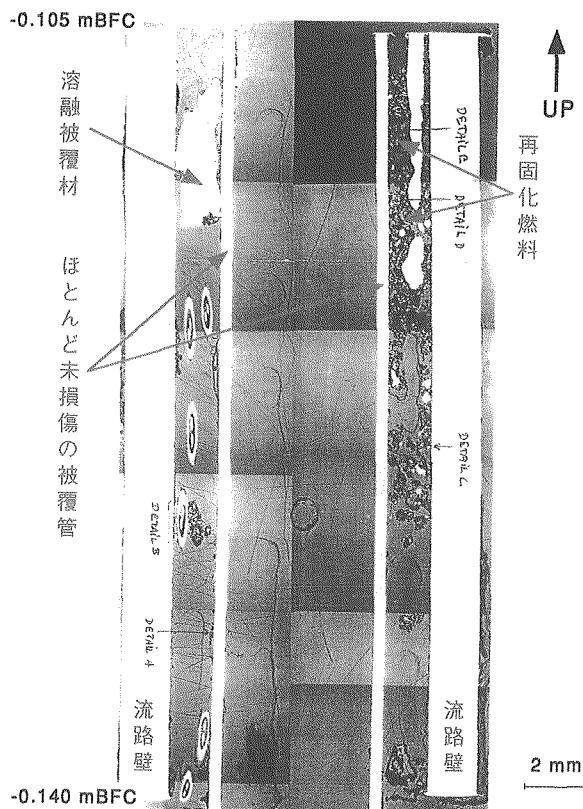


図14 試験後のテストセクション断面金相写真  
(-0.12mBFC付近)

ル領域外への燃料侵入・固化モデルの検証が、解析評価で目指すべき第1のポイントである。

EFM1試験では、燃料崩壊から軸方向移動へと推移するまでの過出力が緩慢であるために、これらの挙動の時間的な推移が詳細に観測されている。したがって、本試験の結果は燃料崩壊あるいは軸方向移動開始にかかる解析モデルの妥当性の確認に適している。そして、第2の出力ピークによって十分に加熱された燃料の上下への分散挙動については、駆動圧の主体と見られるFPガスと溶融燃料のドラグ力にかかるモデル検証に有効である。また、このような急激な燃料分散はフィッサイル領域上下への燃料侵入を生じるが、侵入先での固化と閉塞形成は従来のCABRI試験においてもデータが不足している部分であり、燃料や溶融被覆材の固化モデルの改良・検証に活用できる。

EFM1試験のもう一つの特徴は、燃料の可動化に十分なエネルギー投入を行った後も、緩慢な過出力を継続している点にある。すなわち、約70%のエネルギー投入によって急速な燃料分散を生じた後、数百ミリ秒の時間スケールでの緩慢な過出力を維持し、この間に緩やかな上方への燃料移動を生じた。このような燃料移動の駆動力としては、残り約30%のエネルギー投入に伴う追加的なFPガスの放出と溶融被覆材からのスティール蒸気の発生が考えられるが、解析評価を通じて支配要因を分析することが可能であり、さらには燃料から構造材料への伝熱モデルの妥当性の確認にも役立たれる。このほかにも、LOF中に見られたガスプローアウト時の冷却材流量応答や流路温度変化などのデータは非凝縮ガス放出モデルの検証に役立て得る。

以上のように、EFM1試験の結果は、燃料崩壊、分散、固化といった燃料移動挙動の基本要素を効果的にカバーするものであり、解析モデルの改良・検証への有効な寄与が期待される。

## 7. おわりに

EFM1試験結果を詳細に分析し、これまでの多くのCABRI試験から得られている知見を踏まえて総合的に評価することにより、TOP中の燃料移動挙動の詳細な内容を把握することができた。以下に本研究から得られた主要な知見を列挙する。

① 被覆管の拘束力が失われた状況での緩慢な燃料加熱条件では、燃料は初めに大きな燃料スウェーリングを生じ、エンタルピーの上昇とともに固体燃料粒子や一部溶融燃料からなる崩壊燃料

へと連続的に推移する。

- ② 上記崩壊燃料は若干の可動性を有するが、更にエンタルピーが上昇する過程で可動性は顕著に増加する。
- ③ 燃料スウェーリング／崩壊領域の先端では、冷却材流路が縮小して燃料やガスの流出を抑制する。
- ④ 上記のような崩壊領域先端部分の燃料エンタルピーが上昇すると、この部分を超えた顕著な燃料分散を生じる。
- ⑤ フィッサイル領域外に侵入した高エンタルピー燃料は、低温のフィッサイル下部でもBFCから0.1m程度侵入する。
- ⑥ 高温となるフィッサイル上部では一般に下部に比べより大きな侵入長が見込まれるが、EFM1試験での約0.3mという侵入長はブランケットの長さに依存したものである。
- ⑦ 継続した燃料加熱条件下では燃料移動の駆動力が持続し、ガス流出経路が確保される場合にはフィッサイル領域からの燃料流出が持続する。

本研究により、今後行う解析モデルを用いた評価における重点課題を明確にすることができた。今後は、SAS4Aコードを用いた試験解析を行い、その成果をCABRI-FAST計画の総合評価に反映する予定である。

## 参考文献

- 1) 佐藤一憲：“CABRI-FAST試験における燃料破損及び溶融燃料移動挙動”，日本原子力学会「1995年春の年会」予稿集，B28 (1995.3).
- 2) A.M. Tentner, et al.：“The SAS4A LMFB Whole Core Accident Analysis Code”, Proc. Int. Mtg. on Fast Reactor Safety, Knoxville, Tennessee, Vol.2, p. 989-998 (1985).
- 3) U. Imke, D. Struwe, et al.：“The SAS4A-Code Development for Consequence Analysis of Core Disruptive Accidents”, Proc. Int. Topical Mtg. on Sodium Cooled Fast Reactor Safety, Obninsk, Russia, Vol.2, p. 232-241 (1994).
- 4) 小野田雄一, 佐藤一憲：“CABRI-FAST EFM1試験における破損後燃料移動挙動”，日本原子力学会「1999年春の年会」予稿集, I26 (1998.3).
- 5) Alan E. Walter, Albert B. Reynolds：“Fast Breeder Reactors”, Pergamon Press, p. 254.
- 6) K. Baumung, et al.：“The CABRI Fast Neutron Hodoscope”, Nuclear Technology, Vol.71, p. 353-365 (1985).
- 7) 野中信之, 佐藤一憲 他：“国際共同CABRI炉内試験計画の進展とその成果”, 動燃技報, No. 82, p. 38-55, PNC TN1340 92-062 (1992).
- 8) 佐藤一憲：“PNC-欧州共同炉内安全性試験CABRI-2計画の総合評価”, 動燃技報, No. 96, p. 33-37, PNC TN1340 95-004 (1995).
- 9) 佐藤一憲：“CABRI-2 炉内試験総合評価 (4) ボイド化冷却材チャネル中の燃料移動挙動”, 日本原子力学会「1994年秋の大会」予稿集, B52 (1994.9).



# ODSフェライト-マルテンサイト鋼 被覆管の組織制御技術開発

鵜飼 重治

大洗工学センター システム技術開発部

資料番号：7-9

Development of ODS Ferritic-Martensitic Steels for Fast Reactor Fuel Cladding

Shigeharu UKAI

System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

高速炉燃料要素の高燃焼度化と冷却材温度の高温化を達成する上で重要な高性能被覆管材料として、酸化物分散強化型（ODS）フェライト-マルテンサイト鋼被覆管を開発した。難加工材であるODS鋼の実用化にとって不可欠な冷間圧延による被覆管への製管加工性と延性改善は、再結晶熱処理と $\alpha/\gamma$ 変態を利用した組織制御を図ることにより達成した。また、組織制御したODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管は、フェライト系としては世界最高の内圧クリープ破断強度を示し、実用化段階の高速炉燃料被覆管で必要とされる700°Cでの強度レベルに近づいている。

*In order to attain higher burnup and higher coolant outlet temperature in fast reactor, oxide dispersion strengthened ferritic-martensitic steels were developed as a long life fuel cladding. The improvement in formability and ductility, which are indispensable in the cold-rolling method for manufacturing cladding tube, were achieved by controlling the microstructure using techniques such as recrystallization heat-treatment and  $\alpha$  to  $\gamma$  phase transformation. The ODS ferritic-martensitic cladding tubes manufactured using these techniques have the highest internal creep rupture strength in the world as ferritic stainless steels. Strength level approaches adequate value at 700°C, which meets the requirement for commercial fast reactors.*

## キーワード

高速炉燃料、ODS、フェライト-マルテンサイト鋼、被覆管、再結晶、 $\alpha/\gamma$ 変態、クリープ強度

Fast Reactor Fuel, ODS, Ferritic-martensitic Steel, Cladding, Recrystallization,  $\alpha$  to  $\gamma$  Phase Transformation, Creep Strength

## 1. はじめに

高速炉システムにおいて、軽水炉と競合可能な経済性を追求するためには、原子炉建設費の削減と同時に、高速炉燃料サイクルコストの低減化とプラント利用効率の向上が不可欠である。そのため実用化段階の高速炉では、燃料集合体の取出平均燃焼度は150GWd/t以上を達成することが前提になっている。このような長期燃焼期間中に燃料集合体構成部材が受けるはじき出し損傷量は約250dpaに達するため、スエリングに対する抵抗性に優れたフェライト系鋼が被覆管やラッパ管への唯一適用可能な材料となる。使用温度が高い被覆管には、プラントの高温化による高熱効率を確保する観点から、700°C程度で使用可能なフェラ

イト系鋼が要求される。しかし実用化されているフェライト系耐熱鋼の使用温度は600~630°Cに制限されるため、サイクル機構では、スエリング抵抗性に優れたフェライト系鋼に酸化物を微細分散して700°C程度での高温強度の飛躍的な改善を図った酸化物分散強化型（ODS：Oxide Dispersion Strengthened）フェライト-マルテンサイト鋼被覆管の開発を進めてきた。

これまでの開発では、酸化物 $Y_2O_3$ で強化したODSフェライト-マルテンサイト鋼は、難加工性であるため冷間圧延による被覆管への製管時に割れが発生し、また製造した被覆管は燃料要素として重要な周方向の内圧クリープ強度が極端に低下し、かつ周方向延性にも乏しいという重大な技術

的課題があった<sup>1)</sup>。そこで筆者らは国内の鉄鋼メーカーと協力して、ODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の結晶粒の組織制御技術を独自に開発することにより、最近になって小規模ではあるが優れた加工性・延性と700°C程度での使用が可能なODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管を実現し、その技術的見通しを得た<sup>2)</sup>。本稿では、世界最高レベルの内圧クリープ強度を有するODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の組織制御技術開発と高温強度変形機構について報告する。

## 2. 製造プロセスと基本成分

ODSフェライト-マルテンサイト鋼は、スエリング抵抗性に優れたフェライト鋼あるいはマルテンサイト鋼中に酸化物粒子を微細分散して高温強度の飛躍的な改善を図った材料である。そのため、その製造法は粉末のメカニカルアロイング (MA) による合金粉末の製造と熱間押出しによる固化成形という、従来の溶解法とは異なる粉末冶金技術を適用する<sup>3)</sup>。図1にODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の一連の製造プロセスを示す。アトライターボールミルを用いてフェライト鋼あるいはマルテンサイト鋼粉末と酸化物粉末を48時間MA処理した後、それらを軟鋼カプセルに封入し

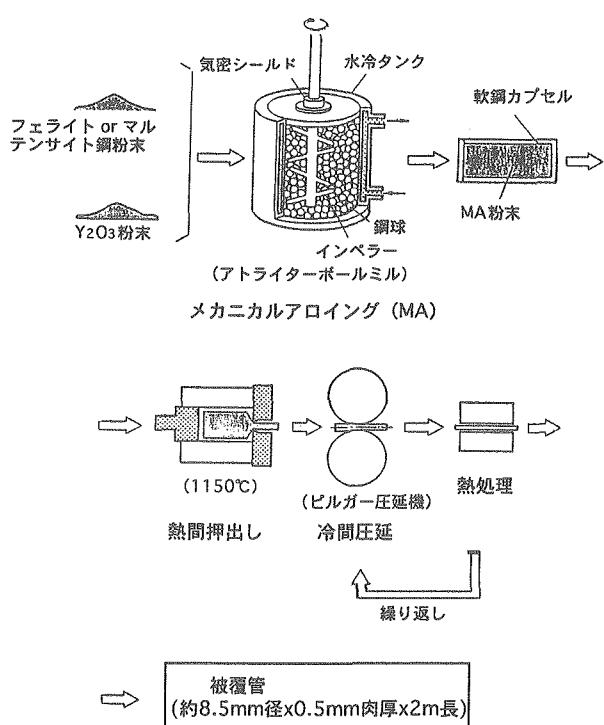


図1 ODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の製造プロセス

1,150°Cでの熱間押出しにより固化成形する。このようにして作製した素管から、通常のPNC316やPNC1520ステンレス鋼管と同様に、室温での冷間圧延と熱処理を繰り返して、外径8.5mm、肉厚0.5mm、長さ2m程度の被覆管に製管する。冷間圧延には2ロール型のピルガー圧延機の適用が有効であることを明らかにして、圧延条件の最適化を図った。

基本成分を設定する上で重要な酸化物の種類に関しては、Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>のほか、ZrO<sub>2</sub>、Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>、Nb<sub>2</sub>O<sub>3</sub>等の酸化物粒子をMA処理によりフェライト-マルテンサイト鋼中に分散させた場合のクリープ破断強度の改善効果を検討し、Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>粒子が熱的に安定であり、高温長時間でも成長粗大化が遅く、クリープ破断強度の改善効果が最も大きいという実験結果に基づき、酸化物としてY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>を選定した<sup>4)</sup>。MA処理中にY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>粉末と同時にTiを添加すると、押出し材中のY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>粒子は超微細化して、高温強度が大幅に改善されることを明らかにした<sup>5, 6)</sup>。Ti添加によるY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>粒子の微細化機構については、熱的に安定なY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>粒子が機械的に粉碎されるのではなく、MA処理という高エネルギー付与に伴いY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>がフェライト-マルテンサイト鋼中に半強制固溶状態となり、その後の1,150°Cでの熱間押出し段階でTiとの複合酸化物を形成して析出する過程でナノメータサイズにまで超微細化することによる<sup>7)</sup>。

以上の実験結果に基づき、酸化物分散粒子の微細化(粒子間隔の減少)が高温強度向上を図る上で重要であるため、ODSフェライト-マルテンサイト鋼の基本成分は、Fe-Cr-Cベースに酸化物としてのY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>と微細化促進のためのTi、及び固溶強化元素としてのWを添加した単純な成分系とした。

## 3. フェライト系再結晶による組織制御

### 3.1 再結晶領域図

図1に示した被覆管製造プロセスにおいて、冷間圧延と熱処理を繰り返して被覆管に加工するためには、冷間圧延で硬化した組織を熱処理で十分軟化できる必要がある。しかし、ODS鋼では、転位の回復は粒内のY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>粒子に妨げられて起こり難い。そこで、マトリックス組織をフェライト系にして、実用的な加工・熱処理条件で回復・再結晶が生じるY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>量の範囲を調査した。図2は13Cr-3W-0.4Tiの基本成分系において、被覆管製管を模擬した60%冷間圧延とその後の1,200°Cで1hの焼純条件で再結晶組織が得られるY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>量の成分範囲を表す再結晶領域図である<sup>6, 8)</sup>。本図には圧

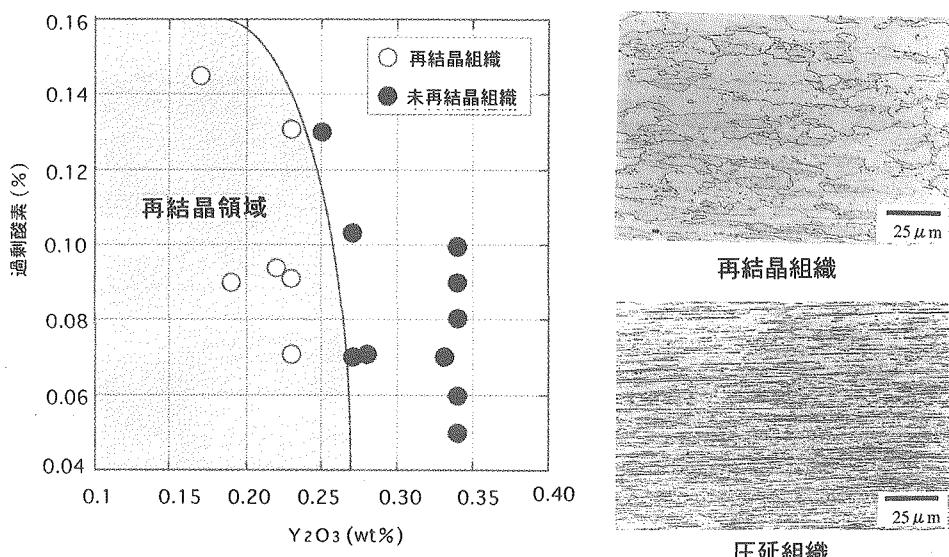


図2 ODSフェライト鋼(13Cr-3W-0.4Ti)の60%冷間圧延後1,200°Cで1時間焼鈍における再結晶領域図

延組織と再結晶組織の光学顕微鏡写真も合わせて示した。再結晶の起こりやすさは $\text{Y}_2\text{O}_3$ 量に依存し、Tiとの複合酸化物形成に供給可能な酸素量(過剰酸素量)にもわずかに影響される傾向がある。ODSフェライト鋼において、再結晶組織を得るために $\text{Y}_2\text{O}_3$ 量は0.25wt%以下に制限する必要があり、 $\text{Y}_2\text{O}_3$ 量がこの範囲であれば冷間圧延による被覆管製造は可能である。

ODSフェライト鋼における加工・熱処理技術は、最終被覆管の組織制御を行う上でも不可欠である。冷間圧延により製造したODSフェライト鋼被覆管の圧延組織は、図2に示したように、圧延方向に沿って細かく伸びた針状結晶粒形態となる。圧延組織を被覆管横断面でみると、周方向に対して45°傾いた結晶粒界が多数を占めるため、被覆管の周方向に応力が付加する内圧クリープモードでは、粒界すべりが優先的に生じてクリープ強度が低下するという、強度異方性を示す<sup>9)</sup>。そこで、最終被覆管に対して再結晶熱処理による結晶粒の粗大化・等軸化を施すことができれば、粒界すべりを抑制することができ、 $\text{Y}_2\text{O}_3$ 量が0.25wt%程度でも本来の酸化物分散による強化作用が有效地に作用して、内圧クリープ強度を十分高いレベルにまで改善することができる<sup>10)</sup>。

### 3.2 被覆管製造

#### (1) 化学成分と製造条件

ODSフェライト鋼について、再結晶熱処理を利用した製造性と製造した被覆管の高温強度特性

を総合的に評価するため、 $\text{Y}_2\text{O}_3$ 量とTi量をパラメータに被覆管製造試験を実施した。表1に製造した4鋼種(F1~F4)の化学成分を示す。これらは12Cr-0.06C-2Wをベースに、 $\text{Y}_2\text{O}_3$ 量は0.08~0.24wt%、酸化物の微細化に有効なTi量は0.13~0.31wt%の範囲にある。これらの成分に調整したフェライト鋼粉末と $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粉末、及びTi金属粉をアトライターボールミルで機械的に合金化し、熱間押出しにより外径16mm、肉厚2mmの素管を作製した。これらの素管からピルガー圧延機による冷間圧延を2回行って、外径9.3mm、肉厚0.6mm、長さ約1.5mの被覆管を製造した。ピルガー圧延機による1回の圧延率は約50%であり、1回目圧延後の熱処理は1,100°Cで30分、最終の2回目圧延後には1,150°Cで30分の熱処理を行った。

#### (2) 製管特性

図3に加工性の指標となる硬さ値の被覆管製造過程における変化を示す。圧延率が約50%の冷間

表1 ODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管試料の化学成分

試料No.	化学成分 (wt%)									
	C	Cr	W	Ni	Ti	$\text{Y}_2\text{O}_3$	Ex.O	N	Ar	
フェライト系	F1	0.065	11.8	1.92	0.03	0.13	0.08	0.08	0.010	0.005
	F2	0.054	11.8	1.94	0.03	0.13	0.13	0.05	0.010	0.004
	F3	0.065	11.8	1.93	0.03	0.22	0.22	0.09	0.012	0.005
	F4	0.056	11.7	1.92	0.03	0.31	0.24	0.04	0.010	0.004
マルテンサイト系	M1	0.11	9.26	1.94	0.02	0.12	0.34	0.05	0.010	0.003
	M2	0.13	9.00	1.94	0.02	0.20	0.30	0.04	0.010	0.003
	M3	0.12	8.99	1.94	0.02	0.20	0.35	0.06	0.010	0.003

Si=0.03, Mn=0.05, P,S=0.004 (wt%)

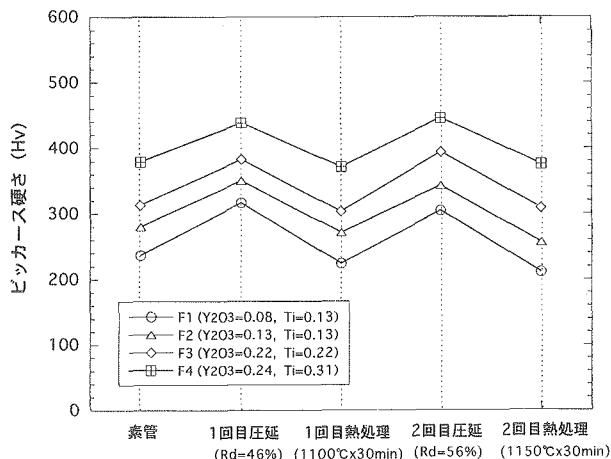


図3 ODSフェライト鋼被覆管の製管過程における硬さ変化

圧延による硬さの増加（約70Hv）は、熱処理により元の硬さにまで回復していることが分かる。Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>量及びTi量の増加に伴い硬さは平行的に上昇しているが、Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>及びTiを最も多く含むF4試料においても、冷間圧延で蓄積された歪は熱処理ではほぼ完全に開放され、十分な軟化特性が得られていることが分かる。このような硬さ変化に対応して、冷間圧延で導入された圧延方向に細かく針状に伸びた結晶粒組織は1回目及び2回目の熱処理でそれぞれ再結晶粒に変化していることを確認しており、Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>量を0.25wt%以下に設定しておけば、再結晶軟化を利用した冷間圧延による被覆管製造は可能である<sup>11)</sup>。またEBSP (Electron Back Scattering Pattern) 法によるF4被覆管表面の結晶方位解析の結果では、圧延組織は {111} <110> が圧延方向にそろった典型的な圧延集合組織であるが<sup>9)</sup>、再結晶粒では {111} <110> の他に、{111} <112> や {100} <110> などの複雑な再結晶集合組織が発達していることが分かっている。

#### 4. マルテンサイト系 $\alpha/\gamma$ 変態による組織制御 4.1 連続冷却変態(CCT)線図

マルテンサイト組成にすれば $\alpha/\gamma$ 変態を利用してA<sub>C1</sub>点（約910°C）以上の温度でオーステナイト化することにより、圧延方向に伸長した結晶粒組織を完全に等軸化することができ、強度異方性が消失することを確認している<sup>12)</sup>。

しかし、ODSマルテンサイト鋼は硬いため、冷間圧延による被覆管製造は困難である。そこで、図4に示すようなODSマルテンサイト鋼の連続冷却変態(CCT)線図を作成して、A<sub>C3</sub>点(1,007°C)

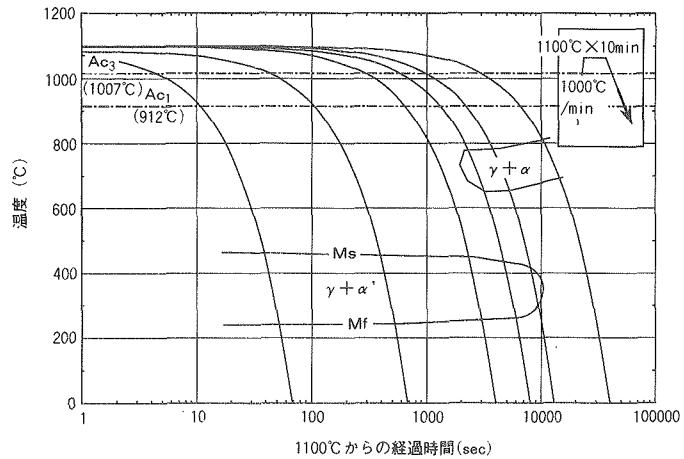


図4 ODSマルテンサイト鋼の連続冷却変態(CCT)線図

以上のオーステナイト域からの冷却速度をMs点を横切らない100°C/h以下（炉冷）に制限すれば軟化したフェライト組織が得られることに着目して、冷間圧延の途中でこのような炉冷軟化処理を施すことにより、ODSマルテンサイト鋼においてもピルガー圧延機による冷間圧延が可能であることを示した。

#### 4.2 被覆管製造

ODSマルテンサイト鋼についても、Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>量とTi量をパラメータに被覆管製造試験を実施した。これらの化学成分は、表1に示すように、9Cr-0.12C-2WをベースにY<sub>2</sub>O<sub>3</sub>量が0.30～0.35wt%、Ti量が0.12～0.20 wt%の範囲にある3鋼種(M1～M3)である。熱間押出しにより外径16mm、肉厚2mmの素管を作製し炉冷による軟化処理を施した後、ピルガー圧延機による冷間圧延と炉冷軟化処理を繰り返すことにより、外径9.3mm、肉厚0.6mm、長さ約1.5mの被覆管を製造した。このような炉冷軟化処理により、ODSマルテンサイト鋼の硬さ値を冷間圧延が可能なレベルまで十分低下できることを確認している。

ODSフェライト鋼の場合には最終段階で再結晶熱処理を施すが、ODSマルテンサイト鋼では焼きならし・焼き戻し熱処理を行い、冷間圧延で圧延方向に細かく伸びた針状結晶粒を等軸化するとともに、焼き戻しマルテンサイト組織とした。

#### 5. 被覆管の高温強度特性

##### 5.1 引張強度特性

ODSフェライト-マルテンサイト鋼を燃料要素

の被覆管として用いる場合には、周方向の引張り特性が重要となるため、被覆管から採取した試験片のリング引張試験を実施した。図5に各試料について求めた周方向引張強さの温度依存性を示す。ODSフェライト鋼、ODSマルテンサイト鋼とともに $\text{Y}_2\text{O}_3$ 量とTi量の増加に伴い引張強さが向上している。また、マルテンサイト系の方がフェライト系よりも全般に強度が優れていることが分かる。参考までに通常の溶解材であるフェライト-マルテンサイト鋼（PNC-FMS）の引張強さを実線で示した<sup>13)</sup>。700°Cで比較すると、PNC-FMSの引張強さは約200MPaであるのに対して、ODSマルテンサイト鋼（M2、M3）では約2倍の400MPa程度が達成されている。

図6に周方向一様伸びの温度依存性を示す。全般にデータのばらつきは大きいが、PNC-FMSでは500°C以上で一様伸びは減少するのに対して、ODSフェライト-マルテンサイト鋼の特長はむしろ増加傾向をとる点にある。これはPNC-FMSは高温になると回復軟化により早期に破断に至るが、ODSフェライト-マルテンサイト鋼の場合には酸化物粒子により転位の回復が抑制され加工硬化が持続するため、一様伸びが上昇したものと考えられる。燃料要素の過渡過出力時における破損限界は、燃料ペレットの熱膨張による体積増加に追従可能な被覆管の延性特性に支配されており、

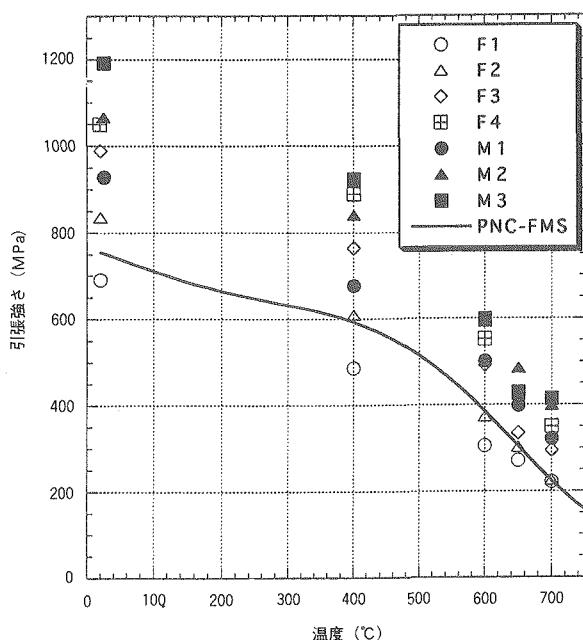


図5 ODSフェライト-マルテンサイト鋼のリング引張試験により求めた周方向引張強さの温度依存性

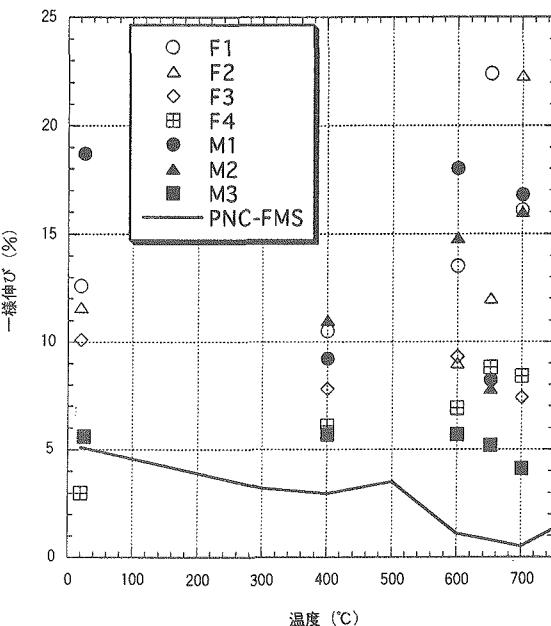


図6 ODSフェライト-マルテンサイト鋼のリング引張試験により求めた周方向一様伸びの温度依存性

700°C程度でも十分な一様伸びを示すODSフェライト-マルテンサイト鋼燃料要素は過渡時の破損限界にも優れていることが期待できる。

## 5.2 変形の閾応力

このようなODSフェライト-マルテンサイト鋼の高温変形機構を酸化物粒子と転位の間の相互作用の観点から検討した。この相互作用は、一般に斥力型と引力型に大別される<sup>14)</sup>。これまでの研究から、ODSフェライト-マルテンサイト鋼中の $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粒子はマトリックスと非整合界面を有し、転位との相互作用は引力型であることが明らかになっている<sup>15)</sup>。その場合、 $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粒子を乗り越えて転位が移動できる変形の閾応力 $\sigma$ は、次式に示すSrolovitzのモデル<sup>16)</sup>に基づき算出することができる。

$$\sigma = \frac{\text{AGMb}}{2\pi\lambda} [\ln(D/\rho_0) + B]$$

$$A = [(1 - v + v \sin^2 \phi) / (1 - v)] \cos \phi$$

$$D = (1/2rs + 1/\lambda)^{-1}$$

ここで、

$\sigma$ ：変形の閾応力

G：剛性率（700°Cで50600MPa）

M：テーラー因子（3.0）

b : バーガースベクトルの大きさ (0.248nm)  
 ro : 転位芯のcut-off半径  
 B : 0.6  
 ν : ポアソン比  
 φ : 転位が $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粒子から離脱する時の臨界角 ( $19^\circ$ )  
 rs :  $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粒子の平均径

また、 $\lambda$ は $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粒子の表面間距離であり、次式に従い求めることができる<sup>15)</sup>。

$$\lambda = 1.25ls - 2rs$$

$$ls = \sqrt{\frac{2\pi r^3}{3f r}}$$

$$rs = \frac{\pi r^2}{4r}$$

したがって、透過電顕写真から $\text{Y}_2\text{O}_3$ の粒子径 $r$ とその2乗平均を求め、上式からその平均径 $rs$ を見積った。また、 $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粒子の体積分率 $f$ を組成から見積ることにより $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粒子の表面間距離 $\lambda$ を算出し、これらから変形の閾応力を推定した。

F4試料について、図7に示した透過電顕写真から見積った $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粒子の平均径 $rs$ は2.27nmであり、粒子表面間距離 $\lambda$ は86nmとなる。これらの値から求めた変形の閾応力は、転位芯のcut-off半径をバーガースベクトルの1倍～3倍の範囲にとると190～280MPaとなる。同様にF1～F3試料に



図7 ODSフェライト鋼被覆管（F4試料）の透過型電子顕微鏡写真

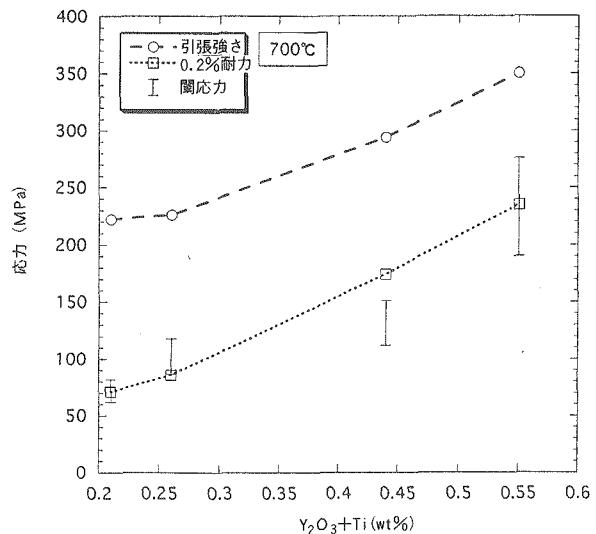


図8 Srolovitzの関係式を用いて $\text{Y}_2\text{O}_3$ の分散状態から見積った変形の閾応力と引張強さ、0.2%耐力の関係（700°C）

ついで透過電顕写真に基づき変形の閾応力を求め、これらを $\text{Y}_2\text{O}_3$ 量とTi量の合計に対してプロットした結果を図8に示す。本結果は700°Cでの閾応力の計算値であり、図5に示した引張強さの700°Cでの値及び0.2%耐力を同図上にオーバーパロットした。Srolovitzのモデルに基づき導出した変形の閾応力は転位の移動により変形が開始する応力であり、この値が0.2%耐力にほぼ相当することは妥当な結果といえる。

以上のことから、ODSフェライト-マルテンサイト鋼における引張変形は転位と $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粒子間の引力型相互作用に支配され、図7に示した $\text{Y}_2\text{O}_3$ 粒子の分散状態と高温変形機構の関係を統一的に把握することができた。

### 5.3 内圧クリープ強度特性

冷間圧延により作製したフェライト系とマルテンサイト系ODS鋼被覆管の燃料要素として重要な700°Cでの内圧クリープ破断強度を図9と図10にそれぞれ示す。図9に示したODSフェライト鋼被覆管については、 $\text{Y}_2\text{O}_3$ とTiを最も多く含むF4試料（ $\text{Y}_2\text{O}_3$ ：0.24wt%、Ti：0.31wt%）において、内圧クリープ破断強度の不連続的な向上が認められる<sup>17)</sup>。このF4試料の被覆管長手方向の単軸クリープ破断強度は内圧クリープ破断強度よりも高く、従来に比べて大幅に改善されているものの、依然として強度異方性が残存していることが分かる。これに対して、図10に示したODSマルテンサイト鋼の場合には、 $\text{Y}_2\text{O}_3$ とTi量の増加に伴い段

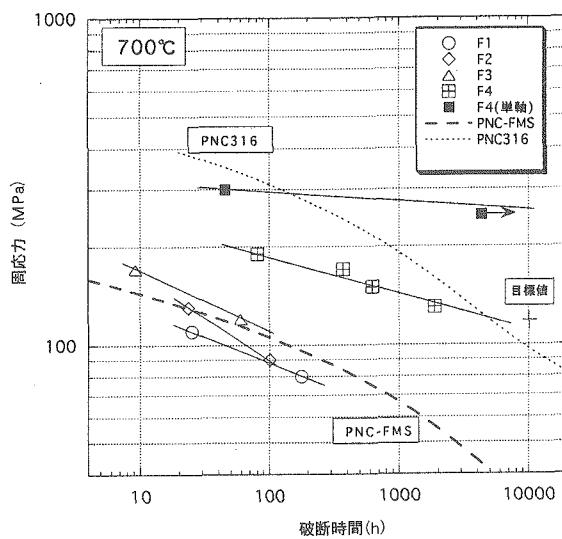


図9 ODSフェライト鋼の内圧クリープ破断強度 (700°C)

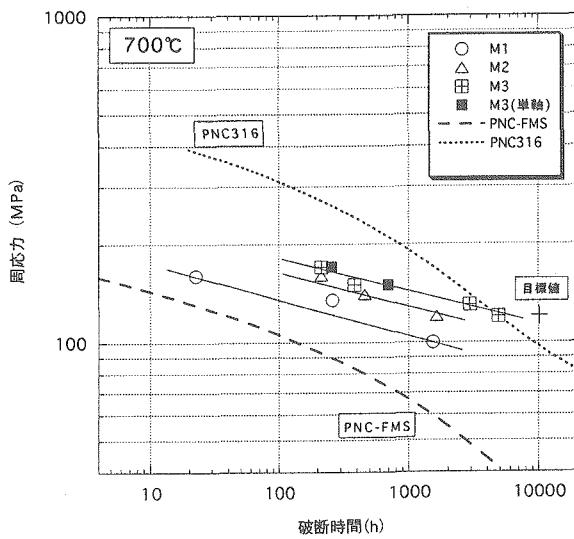


図10 ODSマルテンサイト鋼被覆管の内圧クリープ破断強度 (700°C)

階的に内圧クリープ破断強度が上昇しており、また最もクリープ破断強度が高いM3試料 ( $\text{Y}_2\text{O}_3$ : 0.35wt%、Ti: 0.20wt%)においても単軸方向と内圧モードでほとんど強度の異方性は認められない<sup>18)</sup>。これは  $\alpha/\gamma$  変態によりODSマルテンサイト鋼の結晶粒は完全に等方的になっていることに対応している。

今回の試験で最も内圧クリープ破断強度が高いフェライト系F4試料とマルテンサイト系M3試料は同等の強度レベルを示した。この強度レベルは  $\text{Y}_2\text{O}_3$  を含まない従来のフェライト-マルテンサイ

ト鋼 (PNC-FMS) に比べて改善効果が著しく、フェライト系耐熱鋼としては世界最高値を達成した。また強度低下の傾きが小さいため、長時間側ではオーステナイト鋼であるPNC316のクリープ強度を凌駕する結果が得られた。この内圧クリープ破断強度は、実用化段階の高速炉燃料被覆管に対して設計上要求される開発目標値 (700°C、1万時間で120MPa) のレベルに至っている。

#### 5.4 歪速度の応力依存性

フェライト系F4試料とマルテンサイト系M3試料について、単軸と内圧の両クリープモードに対する歪速度を求め、それらを負荷応力に対してプロットした結果を図11に示す。F4試料の単軸クリープ歪速度の応力指数は44という極めて大きな値をとることが明らかとなった。これは、分散強化理論から導出される歪速度の応力依存性と一致するものであり、再結晶材の単軸クリープ変形は転位と  $\text{Y}_2\text{O}_3$  粒子の相互作用に支配されていることが分かる。図11から歪速度が極めて小さいレベルに対応する応力は約250MPaであり、これは図8に示した変形の閾応力にほぼ対応している。

これに対してF4試料の内圧モード、及びマルテンサイト系M3試料の単軸と内圧の両モードでは、それらの歪速度の応力指数は10となり、分散強化理論から予測される値より小さい。マルテンサイト系の結晶粒は等軸ではあるが、粒内は更にブロック粒界やパケット粒界といった多数の微細粒界で構成されていることが最近明らかになっており<sup>19)</sup>、そういう粒界でのすべりに因り、クリ

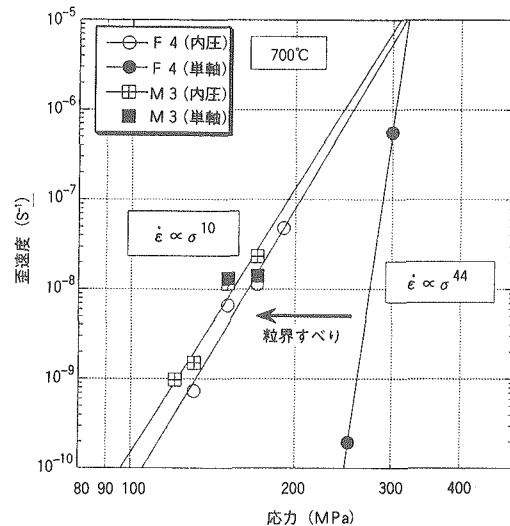


図11 ODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の歪速度の応力依存性 (700°C)

ープ歪が促進されているためと考えられる。このことはフェライト系とマルテンサイト系とともに、粒界構造を更に制御することにより、図9、図10に示した内圧クリープ破断強度の一層の改善の余地が残されていることを示唆している。

## 6. 実用化技術開発

### 6.1 被覆管製造技術開発

ODSフェライト-マルテンサイトサイト鋼被覆管の開発については、現状においてPNC316と同様の冷間圧延プロセスで被覆管を製造できることを確認した。また製造被覆管のクリープ破断強度は、当面の大気中目標強度（700°C、1万時間で120MPa）に近いレベルまで改善されている。燃料ピン製造のために必要な端栓との溶接技術については、東海事業所において加圧抵抗溶接法（PRW）の開発が進められている<sup>20)</sup>。

今後の課題は、将来の実用規模を見通して、大型素管からの多数回の冷間圧延による長尺被覆管製造技術とその品質保証、及び製造コスト低減にかかる実用化のための技術的見通しを得ることである。現在、これらについて、実用化戦略調査研究の一環で評価作業を進めている。

### 6.2 照射特性評価

ODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の燃料要素としての適用技術を評価する上で、照射性能の確認が重要である。開発途中材については、「常陽」での材料照射<sup>21)</sup>やEBR-IIでの $5 \times 10^{26} \text{n}/\text{m}^2$  ( $E > 0.1 \text{MeV}$ )、5万MWd/tまでの燃料要素としての照射実績がある<sup>22)</sup>。また、ここで述べた再結晶ODSフェライト鋼被覆管とODSマルテンサイト鋼被覆管について、事前に電子線やイオン照射試験を行い、耐照射安定性を評価する<sup>23)</sup>とともに、「常用」MK-IIの最終段階（34.35サイクル）で $4 \times 10^{26} \text{n}/\text{m}^2$  ( $E > 0.1 \text{MeV}$ )程度まで照射された試験片のPIEを今年度後半に予定している。また、開発したODSフェライト-マルテンサイト鋼のNa中での耐腐食性評価試験を現在実施している。

今後の予定としては、開発したODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の燃料要素としての本格的な照射試験を「常陽」MK-IIIから計画しており、また、これを補完する意味で、ロシアの高速炉やPhenixを用いた先行照射試験の実施を検討している。これらの照射試験を踏まえ、ODSフェライト鋼とODSマルテンサイト鋼の高速炉燃料被覆管としての適用性を最終的に評価する計画である。

## 7. おわりに

高速炉燃料要素の高燃焼度化と冷却材温度の高温化を達成する上で重要な高性能被覆管材料として、耐照射性に優れたフェライト鋼及びマルテンサイト鋼基地に高温強度を高めるため酸化物粒子を超微細分散したODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管を開発した。難加工材であるODS鋼の実用化にとって不可欠な冷間圧延による被覆管への製管加工性と延性改善は、フェライト系では再結晶熱処理の利用、及びマルテンサイト組成にして $\alpha/\gamma$ 変態を利用した組織制御を図ることにより達成できることを確認した。また、化学成分の最適化と組織制御を図ったODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管はフェライト系としては世界最高の内圧クリープ破断強度を示し、実用化段階の高速炉燃料被覆管で必要とされる700°Cでの強度レベルに近づいている。これらODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の化学成分と製造法にかかる技術開発成果は9件の特許に取りまとめている<sup>24)</sup>。

本研究により開発したODSフェライト-マルテンサイト鋼は高速炉燃料被覆管としてだけでなく、高温強度が要求される核融合炉の低放射化フェライト鋼第一壁材料として<sup>17)</sup>、さらには超々臨界圧ボイラ用材料としての適用も大いに期待されている<sup>25, 26)</sup>。

最後に、ODSフェライト-マルテンサイト鋼被覆管の開発に長年御協力頂いている神鋼特殊鋼管（株）の奥田隆成主任研究員、住友金属工業（株）の萩茂樹課長〔現ジルコプロダクツ（株）〕、コベルコ科研（株）の藤原優行主席研究員、及び住友金属テクノロジー（株）の小林十思美課長に深く感謝いたします。

## 参考文献

- 1) S.Ukai et al. : J.Nucl.Mater.204, 74 (1993).
- 2) 鵜飼重治 他 : 日本国金属学会までりあ, 第39卷 第1号, p. 78 (2000).
- 3) T.Okuda et al. : Proc. Symp. sponsored by TMS Powder Metallurgy Committee, Indiana, p. 195 (1989).
- 4) S.Nomura et al. : ibid 3), p. 203.
- 5) S.Ukai et al. : J.Nucl.Mater.204 (1993) 65.
- 6) 奥田隆成 : 鉄と鋼 Vol. 83, No. 12, p. 25, (1997).
- 7) T.Okuda et al. : J.Materials Science Letters, 14, 1600 (1995).
- 8) S.Ukai et al. : J.Nucl.Scie. and Technol., Vol.34, No.3, p.256 (1997).
- 9) H.Okada et al. : J.Nucl.Scie. and Technol. Vol.33, No. 12, p. 936 (1996).
- 10) S.Ukai et al. : J.Nucl.Scie. and Technol., Vol. 36, No. 8, p. 710 (1999).
- 11) S.Ukai et al. : J.Nucl.Mater., 258-263, 1745 (1998).
- 12) S.Ukai et al. : J.Nucl.Scie. and Technol., Vol. 35, No. 4, p. 294 (1998).
- 13) 鹿倉 栄 他 : 日本国原子力学会誌, Vol. 33, No. 11 (1991).

- 14) 中島英治, 丸山公一編著: 高温強度の材料科学、内田老鶴圃、東京, (1997年).
- 15) 吉沢明展 他: 鉄と鋼 Vol.82, No.10, p.67 (1996).
- 16) D.J.Srolovitz et al. : Phil.Mag.A, 48, 795 (1983).
- 17) S.Ukai et al. : 9th Inter. Conf. on Fusion Reactor Materials, October 11-15, 1999, Colorado Springs, Colorado, to be published in J.Nucl.Mater.
- 18) S.Ukai et al. : JUPITER Workshop on Recent Progress in Reduced Activation Ferritic Steels, Institute of Advanced Energy of Kyoto University, December 1-2, (1999).
- 19) 寺田大将 他: 第4回超鉄鋼ワークショップ, 金属材料技術研究所, C-12, 平成12年1月12日.
- 20) 関 正之 他: 日本原子力学会, 2000年春の年会要旨集, K20.
- 21) H.Kurishita et al. : J.Nucl.Mater., 258-263, 1236 (1998).
- 22) J.H.Bottcher et al. : ibid 20) G32.
- 23) J.Saito et al. : J.Nucl.Mater., 258-263, 1264 (1998).
- 24) 特開平8-225891号「再結晶組織を有する酸化物分散強化型フェライト鋼とその製造方法」他.
- 25) 鶴飼重治: 第3回超鉄鋼ワークショップ, 金属材料技術研究所, 1998年12月4日.
- 26) 鶴飼重治: ibid 19) C-15.



# 超深地層研究所計画に関する情報 提供活動へのVR技術の適用

齊藤 宏 川瀬 啓一 杉原 弘造  
山本 純太

東濃地科学センター

資料番号：7-10

Application of Virtual Reality Technology to Activities for Offering Information to the General Public in the Mizunami Underground Research Laboratory Project

Hiroshi SAITO Keiichi KAWASE Kozo SUGIHARA  
Junta YAMAMOTO  
Tono Geoscience Center

東濃地科学センターでは、これまでの地層科学研究を一層拡充するために超深地層研究所計画を進めしており、その推進に当たっては、地域をはじめ、一般の方々の理解を得る必要がある。そこで、超深地層研究所計画をより深く理解していただくため、バーチャルリアリティ（VR）技術を適用している。今回は、小人数の見学者を対象として、研究所で実施予定の研究について紹介すること目的としたソフトウェアの開発を行った。また、東濃地域の特色である陶土とウラン鉱床を有する地史や、温泉掘削ミュレーションといった娛樂性のあるソフトウェアも開発した。今後は、より臨場感のあるシステムを開発していく予定である。

*The Tono Geoscience Center is carrying out the Mizunami Underground Research Laboratory Project (MIU Project), as part of its scientific research program, in Mizunami City, Gifu Prefecture. We believe that the public and especially the local residents should have a precise understanding of the MIU project. Therefore, to provide information we have used virtual reality (VR) technology in the project since 1996.*

*Software to introduce both the MIU Project and the geology of the Tono district has been completed. The Tono district is characterized by uranium ore deposits, and by clay deposits which are used by the pottery industry. Software with some amusement value, such as hot spring drilling, has also been completed. We plan further software development of VR technology to increase the feeling of realism.*

## キーワード

バーチャルリアリティ（VR）、超深地層研究所計画、地層科学研究、情報提供活動  
*Virtual Reality, Mizunami Underground Research Laboratory (MIU) Project, Geoscience Research, Activities for Offering Information to the General Public*

## 1. はじめに

原子力委員会は、平成6年6月に『原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画』（以下、原子力長計）を決定し、『地層処分研究開発の基盤となる深部地質環境の科学的研究を着実に進めること』との指針を示した。サイクル機構は、この『深部地質環境の科学的研究』を「地層科学研究」として、東濃地科学センターを中心に進めている。さらに原子力長計では、地層処分研究に共通の研究基盤となる施設であり、我が国の深地層についての学術的研究にも寄与できる総合的な研究の場

として、『深地層の研究施設』を複数設置している。この『深地層の研究施設』の一つに相当するのが、超深地層研究所である<sup>1)</sup>。これについては、一般の人々が深地層の環境を実際に見て体験でき、研究者と直接的な対話を持つことにより深地層の環境について科学的な理解を深めることができるという社会的な観点からも、極めて重要な役割を持つとされている<sup>2)</sup>。

このような国の方針に基づき、平成8年度以来、東濃地科学センターが実施している超深地層研究所計画（以下、MIU計画）では、岐阜県瑞浪市に

あるサイクル機構用地内に地上施設及び地下約1,000mに至る研究坑道からなる「超深地層研究所」を建設し、従来、東濃地科学センターにおいて実施してきた地層科学的研究をより一層拡充していく予定である。

MIU計画では、本研究所に類似する、地下深部を体験できる施設が身の回りになく、当計画が対象とする地下深部が一般にはなじみが少ないという理由から、一般の方々には、その必要性、研究内容、成果を理解し、明確なイメージを持っていただくことが難しい。そのため、平成9年よりVR (Virtual Reality) 技術を、情報提供活動の手段として当計画に適用している。

ここでは、新たな情報提供手法の必要性、MIU計画の情報提供活動へ適用したVR技術の概要、これまで行ってきた適用の具体的な内容及び今後の予定について報告する。

## 2. 超深地層研究所計画

### 2.1 計画概要

MIU計画では、岐阜県瑞浪市のサイクル機構用地(14ha)に、地上施設及び地下数百mから千mに至る研究坑道により構成される超深地層研究所を設置し(図1)、従来、東濃地科学センターにおいて実施してきた地層科学的研究をより一層拡充していく予定である。



図1 超深地層研究所 概念図



図2 超深地層研究所計画における研究のスケジュール

当計画における地層科学的研究は、約20年にわたり3段階に分けて実施される。第1段階と第2段階、第2段階と第3段階はそれぞれ一部、時期を重複して行われる(図2)。

#### (1) 第1段階

(地表からの調査予測研究段階: 5~6年間)

ボーリング調査や物理探査などの地表からの調査により、深地層の岩石や地下水の様子についての情報を取得し、それを基に深地層の姿を予測する。また、次の第2段階での坑道掘削に伴い生じる変化を予測する。

#### (2) 第2段階

(坑道の掘削を伴う研究段階: 7~8年間)

研究坑道を掘削し、第1段階での予測の妥当性を確認する。さらに、研究坑道の掘削が深地層に与える様々な影響やその経時変化などを確認する。

#### (3) 第3段階

(坑道を利用する研究段階: 12~13年間)

研究坑道を利用して、深地層において岩石や地下水を長期にわたって研究する。又、深地層で起きる現象の理解を深めるための試験を実施する。

超深地層研究所では、地層科学的研究だけでなく、地震研究や地下空間を利用する研究を行う計画であり、これを通じて、地元大学や研究機関を含めた国内外の機関に研究及び活用の場を提供することとしている。

## 2.2 新たな情報提供手法の必要性

MIU計画には、①超深地層研究所に類似するような施設が身の回りにない、②地下深部が一般にはなじみが少ない、という理由から、一般の方々には理解しづらく、明確なイメージを持つことが極めて困難であるという特異性がある。そのため、分かりやすい情報の提供、情報伝達手段の多様化・充実が必要となってくる<sup>2)</sup>。

従来、MIU計画においては、パンフレット、新聞への折り込み広告、インターネットのホームページの利用、職員による地元の方々への説明会など

で情報を提供してきたが、より情報伝達手段を多様化し、より多くの人々が必要な情報を入手できるようにするため、平成9年よりVR技術をMIU計画における情報提供活動の手段として用いている。

### 3. VR技術の概要

VR技術とは、一般的には「人間の外界認識をつかさどる五感に対してコンピュータによる合成情報を提示し、それによってその人間の周囲に仮想的な世界を作り上げるための技術、又はそうして作り上げられた環境」と定義されている<sup>3)</sup>。

VR技術を成立させる要素の中で最も重要なとされているのが、以下の3要素である。

#### ① 臨場感 (presence)

体験者の目前にリアルな感覚情報を提示する。単にシステムと向かい合うだけでなく、体験者もその世界に没入する。

#### ② 対話性 (interaction)

体験者から仮想世界への入力があり、その結果がリアルタイムで体験者にフィードバックされる双方向の関係がある。

#### ③ 自律性 (autonomy)

仮想世界においては、体験者の関与の有無に関係なく、現実世界と同様、物理原理に従って自動的に物事が進む。

VR技術の利点は、上記の3要素により、現実には存在しない物体や環境をコンピュータによって、あたかも現実であるかのように表現することができ、その現実感を利用者に体験させることができることがある。産業的にも、人為的に実現できない分野（例：自動車事故の危険性教育、巨大地震）、体験可能であるが実施するには費用が大きい分野（例：ビルの耐震実験、パイロット訓練）などのような、通常の技術では表現・評価が行えない分野に対しても、優れた利用価値が期待されている。また、これらの利点から、VR技術は、当計画のための新たな情報提供活動の手段として最適であると思われる。

### 4. VR技術を適用したこれまでの実施内容

まず最初に、VR技術の最新の動向について調査し、MIU計画の情報提供活動への適用の可能性について検討した。その結果、適用が可能であるとされたもののうち、MIU計画用地内の仮設現場事務所に、パソコン上で動作するVRシステムを設置した。そのうえで、試作ソフトウェアの製作・改良、さらにはヘッド・マウント・ディスプレイ（以下、HMD）の設置、アミューズメント性のある

ソフトウェアの製作を行った。現在は、従来の研究成果のソフトウェア製作、将来的に超深地層研究所へ適用するVRシステムの検討を行っている。

以下に、具体的な実施内容それぞれについて説明する。

#### 4.1 MIU計画へのVR技術の適用可能性への検討

VR技術の最新動向については、ディスプレイシステム（コンピュータから人間への情報の流れを制御する部分）、センサシステム（人間からコンピュータへの情報の流れを制御する部分）及びシミュレーションシステム（仮想世界を作り上げる部分）に分けて調査を行った（図3）。

ディスプレイシステムとしては、体験者の視覚に訴えるものとして、体験者の周囲のみを映像で囲むHMD（写真1）、システムを大型化し体験者の全周囲を映像で囲む全天周スクリーン（図4）、触覚に訴えるものとして、体験者の腕に装着した

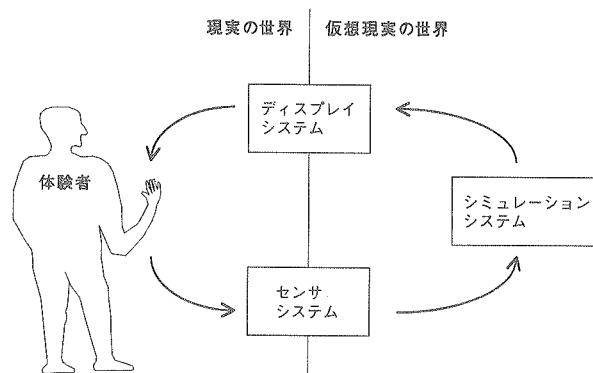


図3 VRシステムの構成

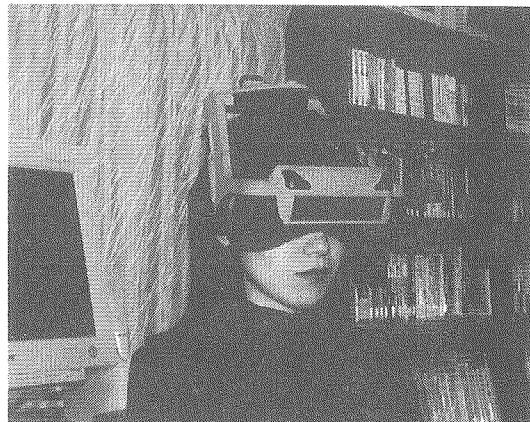


写真1 HMDの一例

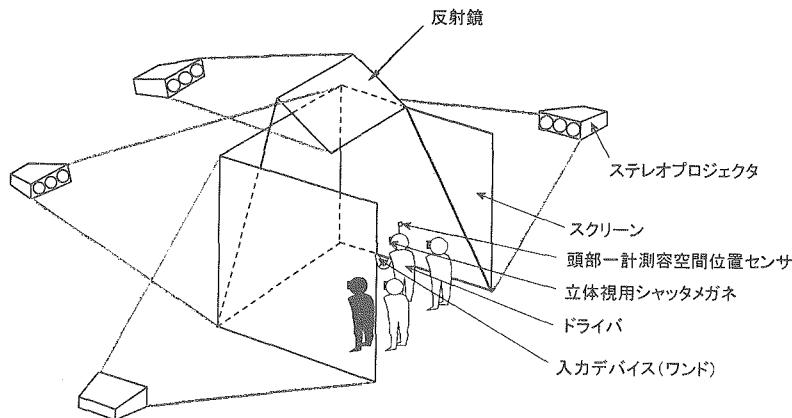


図4 全天周スクリーンの一例

VR機器に振動や空気圧により抵抗感覚、重量感覚などを伝えるものなどがある。また、体験者自身に加速度を与え前庭感覚（体の回転運動や加速度を感じる感覚）に訴えるものとして、体験者の乗った装置自身を動かすモーションシステム（図5）などがある。

センサシステムとしては、体験者の空間位置を正確に入力するための、磁気・超音波及び光学式センサを用いた空間位置センサ、また、体験者の動きを正確に入力するためのジェスチャー入力デバイスについて調査した。例として、体験者の手や全身の動きの把握のため、グローブやスーツにセンサを設置したデータグローブ（図6）やデータスースがある。

シミュレーションシステムとしては、情報を解釈し合成するコンピュータ、ソフトウェアについて調査を行い、既存のソフトウェアの内容を把握した。

これらのVR技術の最新動向を踏まえ、①HMDを使用したシステム、②システムを大型化し体験

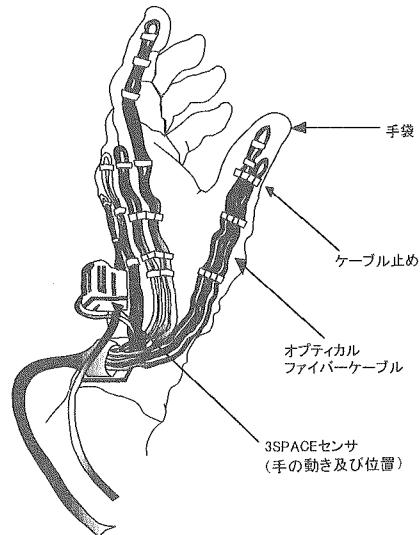


図6 データ・グローブの一例

者の全周囲を映像で囲む全天周スクリーンを用いた大型システム、③体験者の乗った装置自身を動かすモーションシステムを用いたシミュレーション・シアターなどが、MIU計画に適用可能なVR技術として考えられた。

#### 4.2 試作ソフトウェアの製作

VRシステムの設置場所については、暫定的に、MIU計画用地内の仮設現場事務所（約35m<sup>2</sup>）としたため、施設の規模を考慮すると1回当たりの来訪者数は比較的小規模でほぼ通年での使用となることが予想された。

また現在、MIU計画は2.1で述べた第1段階の4年目であり、施設についても順次整備していく計画である。このため、当計画において今後必要

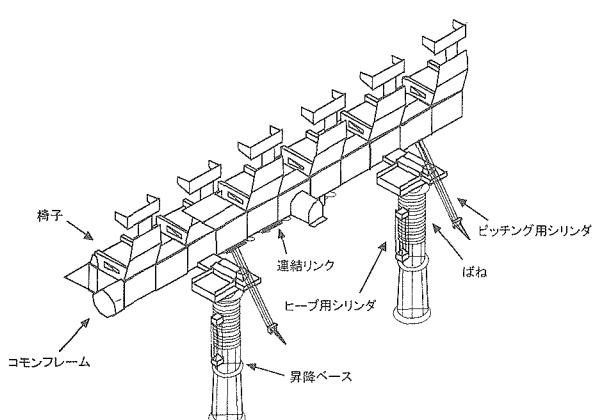


図5 モーション・システムの一例

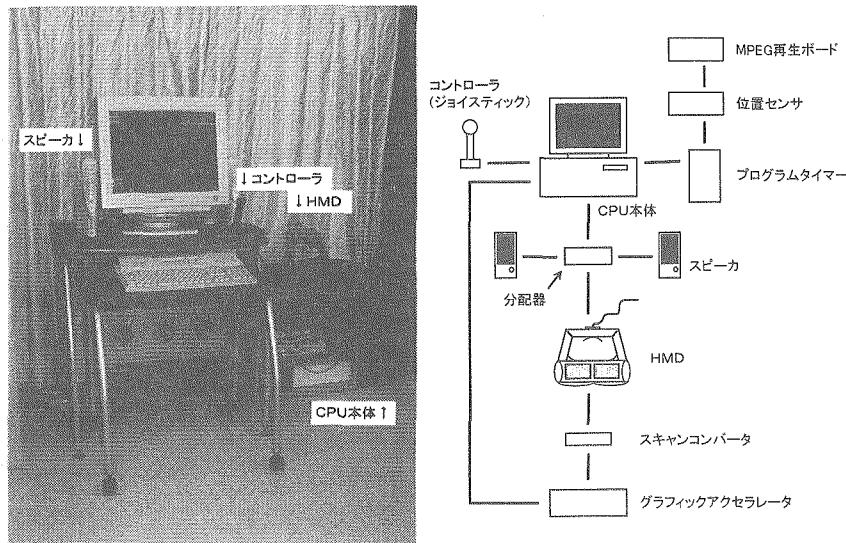


図7 仮設現場事務所に適用しているVRシステム

なっていくVR技術は、計画の進展に伴い変化していくものと思われる。これらのことから、設置するVRシステムについては、多人数対応のものである必要はなく、コンパクトであり来所者が独力で操作・体験ができるものであり、保守管理の容易なものである必要がある。そこで、HMDを用いることが可能な、パソコン上で動作するVRシステム（図7）を採用することとし、試作ソフトウェアを製作した（図8）。内容は、3次元コンピュータ・グラフィックで作成したMIU計画の紹介であり、完成した超深地層研究所の地上施設、地上から地下へ通じるエレベータ、研究坑道等を仮想的に訪問する（これを“ウォータースル”と呼ぶ）ことができるというものとした。

#### 4.3 試作ソフトウェアの改良

上記の試作ソフトウェアを用いて仮設現場事務所においてVRシステムを運用したが、次の段階として、試作ソフトウェアに改良を加えたもの（以下、ソフトウェア改良版）を製作した。改良点は、施設及び施設内の実験室に関する説明箇所及び内容の追加等であり、MIU計画について、一般の方々により理解していただくことが目的である。

MIU計画は、進展に伴いその内容が変更されることがあるため、その場合、製作したソフトウェアにおける内容に修正すべき箇所が生じてくる。今回の改良では、当計画用地内のレイアウト変更に伴う景観の修正、地上施設の設計変更に伴う外観の修正などを行い、情報の最新化に努めた。

また試作ソフトでは、地上施設の一部のみウォータースルができたが、すべての施設においてウォータースルが可能となるよう、同時に、施設の内部において施設及び研究内容の説明を体験することができるよう改良した。例えば、岩石・鉱物試験室、地下水分析室及びコンピュータルームの3つの部屋で、図表等の表示により研究成果の説明が体験できるようにした。また研究坑道においても、トロッコへの乗車や、研究内容の説明を体験できるよう改良を加えた。その他、地下深部をイメージしていただきため工夫した点として、地上から地下へ立坑を移動する場合に使用するエレベータの壁を透明にした。また、立坑の壁面をコンクリートで覆わぬ岩石が露出しているような設定とし、エレベータの下降を視覚的に確認できるようにした。同様の目的で、エレベータの中に深度表示を行った。

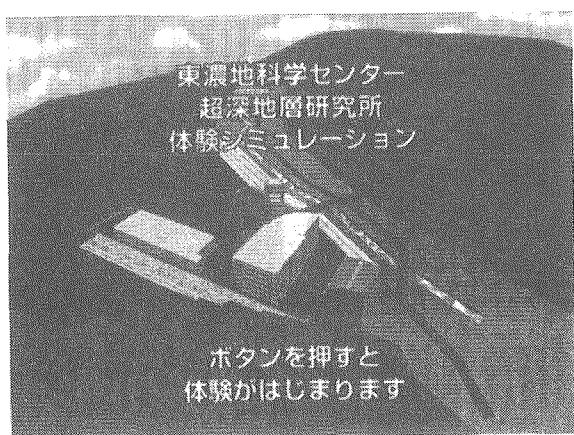


図8 試作ソフトウェアの画面の一例

#### 4.4 HMD設置

MIU計画用地内の仮設現場事務所に暫定的に設置したVRシステムは、体験者がパソコンのディスプレイを見ながら操作レバー(ジョイスティック)を用いて体験するものであり、体験者の目前に提示される感覚情報の「臨場感(Presence)」(3.参照)が十分でないという欠点が存在した。

これを改善するために、HMDを設置した。これにより体験者は、従来は得られなかった広い視野での視覚情報を常時供給され、より高度な臨場感を得ることができるようにになった。

#### 4.5 アミューズメント性のあるソフトウェアの製作

従来、MIU計画を紹介するためのソフトウェアを作成してきた。しかし、それだけでは一般の方々には、MIU計画の必要性、研究内容、成果を理解し、明確なイメージを持っていただくことが難しいと思われる。そのため、まずはMIU計画が進められている東濃地域を身近に感じていただき、引いては、東濃地科学センターが実施している地層科学研究について興味を持っていたらしくことが必要と考えた。そこで、東濃地域の特性である、①陶器(美濃焼)が身近なものであり、陶器の原料である粘土が産出する、②日本最大のウラン鉱床が存在することを考慮し、これらがどのような地質学的歴史(地史)を経てできたかという内容のソフトウェア「東濃地域の地史」を作成することとした。

また、MIU計画において実施する地層科学研究の中で用いる地下深部の調査手法について、一般の方々に比較的なじみのある温泉調査を例にして、地下深部の調査手法を楽しみながら知っていただき興味を持っていたらしくことを目的として、ソフトウェア「温泉掘削シミュレーション」を作成した。また、内容をアミューズメント性に富むものとし、より親しみやすいものとした。

#### 4.6 これまでの研究成果のVRソフトウェア製作(実施中)

平成9年度以来、MIU計画における情報提供活動にVR技術を用いてきたが、地層科学研究の研究成果についてはこの中に含まれていない。そこで、研究成果を紹介し、研究への理解を進めるためのVRソフトウェアを現在、製作中である。この中では、これまでの文献調査、ボーリング調査などにより得られた研究成果を、VR技術により一般の方々に理解しやすく紹介する予定である。

#### 4.7 超深地層研究所に設置するVRシステムの検討

現在は仮設現場事務所に暫定的なVRシステムを使用しているが、今後は、超深地層研究所の地上施設の具体的な設計が開始されることから、この地上施設に設置するVRシステムについて検討する必要がある。そこで、地上施設に設置するVRシステムについて、適切なシステム内容、規模、想定される対象層などについて、具体的に検討を進めている。

#### 5. 今後のVR技術適用予定

MIU計画へのVR技術適用の今後の展望としては、以下のようなものが想定される。

##### (1) 地上施設での研究成果紹介用VRシステム

超深地層研究所の地上施設において地層科学研究の成果を紹介するためにVR技術を適用する。

##### (2) 展示館でのVR技術の利用

将来、設置される地上施設に、現在利用しているVRシステムと比較して大型のVRシステムを設置し利用する。現在のVRシステムは、先に述べたように、多人数対応のものではなく、コンパクトであり体験者が独立で操作ができる、保守管理の容易な、パソコン上で動作するVRシステムである。展示館に適用するVRシステムは、例えば、ディスプレイを大型化して体験者の周囲を物理的に映像で囲むというような大規模なVRシステムが考えられる。

##### (3) 研究坑道ロボットカメラの導入

研究坑道において坑道を掘削中、あるいは掘削ののち、地下にレール等で移動するロボットカメラを設置し、地上から操作できるようなシステムを設置する。このようなシステムにより、研究坑道の状況を地上の見学者がリアルタイムに体験することが可能となる。

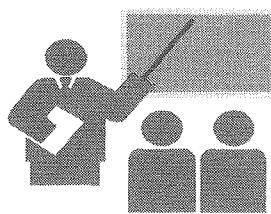
##### (4) VR技術開発

これまで、MIU計画の紹介を中心とした情報提供活動へ既存のVR技術を適用していたが、今後は、当計画の進展に伴い必要となってくるVR技術の開発を行う。

#### 参考文献

- 1) 原子力委員会：原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画(1994).
- 2) 原子力委員会－高レベル放射性廃棄物処分懇談会：高レベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方について(1998).
- 3) 株式会社ブイ・アール・テクノセンター：“超深地層研究所計画へのVR技術活用の調査報告書”，サイクル機構技術資料、PNC TJ7726 98-001(1998).

## 【会議報告】



## 第2回JNC原子力平和利用国際 フォーラム —新たな概念の創出へ向けて—

花井 祐

国際・核物質管理部

## 1. はじめに

サイクル機構は、2000年2月21日～22日、東京霞が関の灘尾ホールで、「第2回JNC原子力平和利用国際フォーラム—新たな概念の創出へ向けて—」（以下、フォーラム）を原子力委員会、科学技術庁及び通商産業省の後援を得て開催した。

フォーラムは、サイクル機構の原子力平和利用への取組や核不拡散に関連した技術開発・国際協力をセッション・テーマとして、内外の専門家とともに議論を行い、その内容を今後のサイクル機構の研究開発に反映させていくことを目的として開催した。

フォーラムでは、特別講演、「新しい保障措置の展開と保障措置技術開発の役割(セッション1)」、「新たなFBRサイクル技術と核拡散抵抗性(セッション2)」、「ロシアの余剰核兵器解体プルトニウム処分問題への貢献(セッション3)」及び大学院生や若手研究者が討論を行うイブニングセッションを行った。2日間で延べ約420名の参加をいただいた。



開会挨拶を行う都甲理事長

## 2. 特別講演

原子力委員会委員の遠藤哲也氏から、「21世紀に向けての原子力平和利用の進め方」と題して特別講演をいただいた。氏は、原子力平和利用をめぐる我が国の現在の状況は、厳しいものであるが、原子力は我が國のみならず世界にとっても必要なものであり、現在の苦境を克服し、今後の道を切り開いて行かなければならないと述べた。そして我が国が原子力を必要とする理由を以下のように述べた。

- ① エネルギー資源に乏しく、かつエネルギーの対外依存度が極めて高い我が国エネルギー供給構造を克服するには、核燃料サイクルの確立が必要である。
- ② 環境保護の観点から地球温暖化ガスを排出しない原子力の役割は重要である。核燃料サイクルを確立することで廃棄物の発生量を少なくし、地球環境への負荷を低減することが可能である。
- ③ 原子力は、バックエンドまですべてを含んだとしても、他のエネルギー源と経済的に十分に競争できるものである。

また、我が国の原子力政策が、直面し、解決しなければならない課題として以下の点を挙げた。

- ① 国民の理解と支持が大前提であり、国民が抱く不安感と不信感に正面から答えていかなければならない。
- ② 原子力が必然的に持っている光と影の、影の部分を極小化することの一つが核不拡散対策である。日本に対する世界の核疑惑を払拭するため、IAEAの行う保障措置活動への真摯な協力が重要である。
- ③ 国民が原子力平和利用に対して抱く不安、不信の一つは高レベル廃棄物の処分問題である。21世紀には、この問題の解決のめどをつける必要がある。

## プログラム

セッション及び 講演テーマ、講演者	構成及びパネリスト
特別講演：「21世紀に向けての原子力平和利用の進め方」	遠藤哲也（原子力委員会委員）
セッションⅠ：「新しい保障措置の展開と保障措置技術開発の役割」 【講 演】 ①「新しい保障措置とサイクル機構の対応」 岩永雅之（サイクル機構本社） ②「サイクル機構の保障措置技術開発」 高橋三郎（サイクル機構東海）、早川剛（サイクル機構東海） ③「新しい保障措置への大洗工学センターでの試行」 橋本裕（サイクル機構大洗）	座長：西村秀夫（日本原子力研究所） [パネル討論] ① オリ・ハイノーネン（IAEA保障措置局実施A部長） ② ケネス・サンダース（米国DOE国際保障措置部長） ③ 坪井 裕（日本原子力研究所企画室調査役） ④ 岩永雅之（サイクル機構本社）
セッションⅡ：「新たなFBRサイクル技術と核不拡散抵抗性」 【講 演】 ①「FBRサイクル研究開発の計画」（実用化戦略調査研究への取組） 野田 宏（サイクル機構本社） ②「新型炉の開発について」 佐賀山豊（サイクル機構本社） ③「新型燃料技術の開発について」 小島久雄（サイクル機構本社）	座長：井上正（電力中央研究所原燃サイクル部長） [パネル討論] ① アナトリ・シュメレフ（ロシアモスクワ物理工科大学教授） ② ユーン・チャン（米国アルゴンヌ研究所所長） ③ 野田 宏（サイクル機構本社）
セッションⅢ：「ロシアの余剰核解体プルトニウム処分問題への貢献」 【講 演】 ①「ロシアの余剰核解体Pu処分問題とサイクル機構の取組」 大和登司（サイクル機構理事） ②「サイクル機構によるロシアの余剰核解体Pu処分に関する国際的役割」 山内康英（国際大学グローバルコミュニケーション教授）	座長：鈴木篤之（東京大学教授） [パネル討論] ① ローラ・ホルゲート（米国DOE核分裂性物質処分局長） ② ハレンチン・イワノフ（ロシア原子力省第一次官） ③ エリック・ブルースト（仏国CEA国際関係局次長） ④ 山内康英（国際大学教授） ⑤ 大和登司（サイクル機構理事）
イブニングセッション：「核不拡散問題への認識を高めよう」 司会：水城幾雄（サイクル機構本社） 話題提供者：石田裕貴夫（朝日新聞記者） 話題提供に基づく大学院生、若手研究者によるパネル討論	

氏は、原子力委員会が策定に取りかかっている新しい「原子力長計」が、今後の道を切り開くガイドラインとなることを期待すると述べた。

### 3. 各セッションの概要

#### セッションⅠ

##### 「新しい保障措置の展開と保障措置技術開発の役割」

###### (1) サイクル機構の講演

サイクル機構は、前身の動燃事業団時代を含め保障措置の技術開発で様々な経験を積んできた。技術開発への努力は、今も継続しているが、国際的な動きに対応させた技術開発を進めていくことが重要である。サイクル機構は、新たな核燃料サイクルの確立に向けた技術開発を進めているわけであるが、業務を進める際に、従来の保障措置(INFCIRC153)に加え、追加議定書(INFCIRC540)の内容を十分に考慮していかなければならない。今後、保障措置の技術開発を進めるには、蓄積した経験と既存の技術開発基盤を有効に活用し、その成果を今後の展開に反映するとともに国際貢献に努めていきたいと述べた。

その後、プルトニウム燃料施設での保障措置技術開発が、計量管理及び測定技術の開発に始まり、施設の大型化・遠隔自動化に対応した技術の開発、遠隔監視技術の開発等の取組へと発展したことなどを紹介し、1990年以降、施設のプルトニウム在庫量が増大したにもかかわらず、査察量の増加を

抑制できた技術開発成果の実例を紹介した。また、再処理施設において、同位体希釈質量分析計を採用してプルトニウム量の測定精度の向上を図った例など、検認技術の開発への取組等を紹介した。そして、1999年9月～12月に大洗工学センターで実施した追加議定書に基づく補完的アクセスの試行で明らかになった課題として、研究開発施設の定義、管理されたアクセス<sup>\*1)</sup>をどのように行うべきか等の紹介を行った。

###### (2) 招待者による小講演

IAEA・米国・日本からの招待者による小講演では、IAEAからは、世界各国の追加議定書の受入れ状況として日本が1999年12月に批准を済ませた例などの紹介に続き、従来の保障措置と追加議定書の内容を含む統合保障措置の考え方が紹介された。米国からは米国・ロシア・IAEAが進める解体核に対する検認技術などの開発状況や日・韓等との国際協力の重要性が述べられた。日本からは、国内の追加議定書に対する動きとともに、核軍縮にも貢献する普遍的な保障措置を確立する必要性が述べられた。

###### (3) 討論

サイクル機構及び招待者が参加した討論では、放射線安全だけでなく、有害な化学物質を扱う等の安全確保の観点からも、管理されたアクセスが必要であること、遠隔監視技術の実用化は、通信の信頼性向上が必需であること、無通告査察の重要性、環境サンプリング技術は効果が大きいが新たな費用負担が生じることなどの点について議論がなされた。そして、国際協力の下で、保障措置

\*1) 「管理されたアクセス」：追加議定書締約国とIAEAとの取決めにより、IAEAがアクセスできる範囲を制限して実施される補完的なアクセスのこと。核物質防護上、安全上等の配慮が必要な場合に行われる。追加議定書第7条に規定されている。

技術の開発が進められることの重要性が議論された。

## セッションII

### 「新たなFBRサイクル技術と核拡散抵抗性」

#### (1) サイクル機構の講演

実用化戦略調査研究が、競争力あるFBRサイクルの構築に向け、安全性の確保を前提として、経済性、資源の有効利用性、環境負荷低減性及び核不拡散性のそれぞれを確保することを開発目標として進められていること、そして本調査研究の現況と核拡散抵抗性研究の検討内容について紹介を行った。

本調査研究の計画が、フェーズI（2年間、1999～2000年度）において幅広く技術的選択肢の検討を行い、有望な実用化システム像を抽出し、その開発戦略を策定すること、フェーズII（5年程度）において工学試験を含めて技術的成立性を確認し、高速炉サイクル全体で整合を図ったシステムを絞り込むことである紹介を行った。また新技術の検証・確認のため「もんじゅ」の運転再開は極めて必要性が高いことを強調した。

その後、核拡散抵抗性の強化として、炉システムの検討状況の紹介として以下の項目の説明を行った。

- ① 低除染型のウラン燃料やプルトニウム燃料を利用する。
- ② 保障措置が容易なシステムであること。

また、核燃料サイクル技術では、以下の項目を基本的な条件にすることが報告された。

- ① プロセスのいかなる段階においても純粹なプルトニウムが存在しないこと。
- ②マイナー・アクチニドも燃料として利用するため、ウランやプルトニウムとともにリサイクルすること。

#### (2) 招待者による小講演

ロシアからは、自己整合性のある加速器、核融合も含めたマルチコンポーネントシステムを用いた核拡散抵抗性、特にプルトニウム防護の考え方について説明がなされた。米国からは、次世代概念炉が持つべき核拡散抵抗性について、次の3つの指針が提案された。

- ① それ自体を目標とするのではなく、より広範な技術開発の一部として考慮すべきである。
- ② 世界的な制度の枠組みの中で考慮すべきである。
- ③ 原子炉システムの内在的固有の性質として持つものでなければならない。

#### (3) 討論

続くパネリスト間の討論では、実用化戦略調査研究は、50年から100年先も考え、できるだけ多くのオプションを選んで研究開発を行うべき、環境負荷低減は費用対効果を考えて技術とニーズを合わせてやるべき、技術選択を行う際には、社会的側面も十分検討すべき、核拡散抵抗性の技術開発には国際協力が重要であるなどの意見が出された。そして欧米諸国が原子力開発に積極的でない現状を踏まえ、日本は将来の原子力研究開発に重要な役割を担っている、などの意見が出された。

## セッションIII

### 「ロシアの余剰核兵器解体プルトニウム処分問題への貢献」

#### (1) サイクル機構の講演

国際社会最大の懸案事項の一つであり、国際的に検討が進められているロシアの余剰核兵器解体プルトニウムの処分協力に関して、振動充填燃料製造技術を用いてMOX燃料にし、ロシアの高速炉BN-600で燃焼させる計画を提案している旨、紹介を行った。

#### (2) 招待者による小講演

米国・ロシア・仏国からの招待者による小講演では、米国は、解体プルトニウムが核兵器として再利用できない形態にすることを目指していること、米・ロ協定では、双方34トンのプルトニウムを処分する方向であり、ロシア分を処分する全費用は、概略15億米ドルと評価していること、日本のBN-600への支援を歓迎し、資金的な面での更なる貢献を望むことなどが述べられた。一方、ロシアからは、BN-600を利用したプルトニウム燃焼計画についての説明に続き、サイクル機構との共同研究で進めている核兵器級プルトニウムを使った3体のMOX照射試験燃料が完成し、2000年3月にはBN-600に装荷する予定である旨の報告がなされた。さらに、仏国からは、AIDA-MOX計画に仏国・独国・ロシアの3カ国の他、イタリアとベルギーが加わり、プルトニウム転換プラントとMOX燃料製造施設の設計を進めていること、そして2000年にはコスト評価用の概念設計が終了する予定であることが報告された。日本からは、本処分計画が戦略兵器削減条約（START）と表裏一体の関係にあり、処分計画の進展は、米国・ロシア間の安定化につながる。今後は、経費面、技術面など各種の運用上の困難が予想されるが、外交当局の機敏な外交手腕が不可欠となるとの紹介がなされた。

### (3) 討論

日本及び招待者による討論では、余剰核兵器解体プルトニウム処分の実施には、既存炉の他、様々な原子炉が必要とされるが、その際、政治的な決定が必要であるといった意見が出された。また、米国が高速炉（BN-600）オプションを認めた背景は、高速炉が増殖炉から燃焼炉に転化する点を考慮し、実務的な観点から核拡散上の問題が低減すること、プルトニウム処分が迅速にできるなどの認識が米国より示された。

サイクル機構のロシアへの処分協力は、国がサイクル機構に負託している核燃料サイクル技術の確立という研究開発目標と合致し、さらには、技術力を保持するサイクル機構が、今回の支援のような具体的な提案を行うという形態で協力が進展している点に特徴があるとの意見が述べられた。そして、各国が支援に参加することで、核軍縮をグローバルに確認できる、といった意見が出された。

## 4. イブニング・セッション

### 「核不拡散問題へ認識を高めよう」

今回、始めての試みとして、大学院生やサイクル機構職員を含む若手研究者、計9名にパネリストとして参加をいただき、「核不拡散問題への認識を高めよう」というセッションを設けた。本セッションは、次代を担う研究者に原子力平和利用と核不拡散に係る問題に興味をもっていただきことを意図して企画したものである。約40名の方に参加をいただいた。

セッションは、「個人的な見解を気楽に分かりやすく発言を」という司会者のリードの下、話題提供者から、米国議会上院の包括的核実験禁止条約（CTBT）批准拒否に見られるような核軍縮体制のほころび、「日本核武装論」は虚像か実像か等が話題提供された。

討論では、米国のCTBT批准拒否は、軍縮という世界の流れを断ち切る行為であり、今年に予定されている核不拡散条約（NPT）再検討会議への影響は必至であるという意見や、一方、CTBTは技術的検証の難しい条約であり、このような条約自体が出現したことだけでも意義がある、また南アフリカ共和国のように核実験しないで核を保有した例もあり、核実験だけに神経質になっても歯



大学院生、若手研究者による討論  
(イブニングセッション)

止めとはならないなどの意見が出された。また、「日本核武装論」を議論する際に必ず話題となる日本のプルトニウム平和利用に対する疑惑に関しては、日本が仮に核を保有したとしても、デメリットがメリットよりもはるかに大きいという研究に見られるように、大切なことは、検討結果のみを外国に発信するのではなく、結果に至る過程を広く公開すれば、外国に対する強いメッセージになるなどの意見が出された。

## 5. おわりに

今回のフォーラムは、原子力平和利用に係る技術開発や国際協力をセッションテーマとして、サイクル機構の取組を報告し、それについてパネル討論を行っていただく形式で各セッションを進めた。したがって、過去に開催したフォーラムとは、若干、異なる切り口で開催したものであったが、多数の方の参加をいただいた。

サイクル機構は、安全性には特別の配慮を払いつつ競争力を持つ核燃料サイクルの技術的确立に向け研究開発を進めている。その際に、核不拡散に細心の注意を払い、厳に平和利用に徹して業務を進めていくことが大切であると認識している。今回のフォーラムでは、サイクル機構の活動について、多くのご意見やアドバイスをいただくことができた。これらについては、今後の業務に反映していくよう検討を進めていきたい。



## 高速増殖炉の研究開発

### 1. プラントシステム設計研究

実用化戦略調査研究については、ナトリウム冷却炉、鉛冷却炉、ガス冷却炉等に関し、炉心・燃料の特性評価を行った。その結果、ナトリウム炉については大型炉において、建設費20万円/kWeとできる有望なプラント概念を構築した。中型モジュールについては経済性に優れるS-PRISM炉を選定し、建設コストの分析評価を行った。重金属炉については、冷却材は鉛ビスマスが、出力は中小型が、それぞれ適切と判断しプラント概念を構築している。ガス炉については、英國AGRの実績を踏まえた炭酸ガス炉及び高温ガス炉の実績を踏まえたヘリウム炉について、それぞれ概念構築した。水炉は、増殖性を高めることを検討している。溶融塩炉は、経済性を満足させるには相当の研究開発が必要であり、他の冷却材に比べ概念は未熟な段階であると判断した。

熱流動技術開発については、各種冷却材を用いたときの技術課題の調査、相関式の選定を行った。高速炉システムの崩壊熱除去性能の定量評価に関しては、各種炉型の定量化を行った。この外、グリッドスペーサ型やリブ付き燃料集合体などの熱流動解析を実施し、除熱特性を確認した。

安全技術開発については、新型燃料の候補である金属燃料及び窒化物燃料の絞り込みのために安全特性比較を行い、特に窒化物燃料の高温における熱解離の問題について現有知見を整理した。窒化物燃料の飽和蒸気圧に関する検討結果によれば、炉心損傷時に溶融した窒化物燃料の全量が解離して窒素ガスを生成することはなく、炉容器の健全性に影響を及ぼさないと考えられるが、不純物が存在する場合の不確かさは大きく、実験的確認が必要であることが分かった。この外、鉛冷却炉の炉心損傷挙動予備評価を実施した。

機器構造技術開発については、各種冷却材に対する構造設計の技術評価として、1次系配管の短縮化・熱応力低減に関する検討と許容応力拡大の

検討、低コスト・長寿命プラント設計の技術評価として、材料選定からプラントの運転維持までを統合的に含めたシステム規格の体系に関する検討と、プラントコスト低減を可能とする要素技術の摘出及び免震技術開発として、3次元免震構造の適用性、実現性に関する検討と、機器上下免震システムの適用性評価を実施した。

乾式再処理システム技術については、酸化物電解法、金属電解法、フッ化物揮発法を対象として、機器・施設概念の検討を基に、概略の経済性評価を実施するとともに、環境負荷低減、資源有効利用、核不拡散性等の観点も含めて、中間評価を行った。また、物質収支評価コード、マテハンシミュレーションシステムの開発も実施し、報告書を取りまとめた。

湿式再処理システム技術については、簡素化溶媒抽出プロセス、SETFICS法によるMA回収プロセスを組み合わせた先進湿式システムを中心として、機器・施設概念の検討を基に、経済性評価を中心に中間評価を行った。また、イオン交換法等の代替技術についても概略の評価を行った。

高速炉サイクル解析研究については、重要度評価指標及び総合的評価手法の検討、各種エネルギーの将来コスト調査、投資対効果評価システムの構築などを行っている。また、FBR導入シナリオの検討結果を春の原子力学会年会にて発表した。

### 2. 高速増殖炉固有の技術開発

#### 2.1 安全性の研究

燃料集合体内の局所的な異常の拡大防止に関する研究については、燃料ピンバンドルの周辺閉そく体系のナトリウムを用いた燃料集合体局所異常冷却限界試験結果について、閉塞物下流の温度分布の考察を行っている。また、サブチャンネル解析コードASFREについて、閉そく物

内部の相関式の見直しを行っている。

起因過程解析コードSAS4Aを実用化戦略研究に適用している。ナトリウム冷却MOX炉心改良版(炉心長80cm、ボイド反応度5.4%)を対象とした解析結果では、ULOF起因過程において予想通り有意な機械的エネルギーの発生には至らず、緩慢に遷移過程へ進むことが分かった。また、電力中央研究所との共同研究による金属燃料炉起因過程評価手法の開発を進め、暫定版を実用化戦略調査研究に適用している。

遷移過程解析コードSIMMER-Ⅲについては、4月に予定している欧州研究機関とのレビュー会議へ向け、燃料-冷却材相互作用(FCI)模擬試験、燃料沸騰プール試験、バンドル内溶融/固化試験等の解析を通じたサイクル機構担当分の総合検証研究を取りまとめた。JCO臨界事故調査の一環としてSIMMER-Ⅲを用いた事象推移解析を終了し、解析結果を春の原子力学会で報告した。

炉心物質移行拳動試験については、試験装置(MELT-Ⅱ)を用いた融体放出移行に係る試験を実施している。また、仏国との共同研究として実施しているCABRI-RAFT炉内試験については単一ピン試験1種を新たに実施するとともに、既実施の3本ピンクラスター試験(TP-2)結果の解析を行っている。さらに、過去に実施したFAST試験の総合評価に関し、仏IPSNや独FZKとの議論を行った。

日本原子力発電(株)との共同研究として実施しているカザフスタン共和国のIGR炉等を用いた安全性試験研究について、カザフスタン側との会議において、進捗確認を行うとともに、炉内構造壁の破損に着目した炉外試験の予備解析結果を討議し、出力履歴最適化の考え方を日本側からカザフスタン側へ提示した。

受動的安全性に関する研究については、自然循環崩壊熱除去時のインターラッパーフロー水試験結果の解析評価の報告書作成を行っている。

ソースターム評価手法の開発については、燃料からのFP放出試験結果の分析を継続している。分析結果の評価は、化学分析の工程が延びたため平成12年度に行うこととした。

ナトリウム燃焼実験関連については、高湿分の効果に着目したナトリウムプール燃焼実験(Run-F8-2)を実施し、データ整理を行っている。また、再着火拳動試験結果の報告書を作成した。

ナトリウム燃焼解析コードシステムの開発を終了し、成果を取りまとめ学会にて報告した。

ASSCOPSコードについては、SI単位系の採用等の整備を行い、最新バージョンのリリース準備及びマニュアルの作成を完了した。

蒸気発生器でのナトリウム/水反応については、高温ラップチャ評価の熱伝達率測定試験(SWAT-1)を実施し、同試験では併せて音響データも測定した。また、蒸気発生器水リーク試験を行うための試験装置(SWAT-3)の製作を実施している。

確率論的安全評価(PSA)については、各種解析コードと機器信頼性データベースCORDSの開発・整備を継続するとともに、CORDSへ登録すべき具体的な「もんじゅ」機器データの仕様や属性に関するキーワードの設定の妥当性確認、そして、設計及び運転パラメータの確認を行った。今後、operative factorとcycling rateデータの作成後、データベースへの登録を行う。「もんじゅ」の崩壊熱除去失敗シーケンスについて、動的信頼性解析を行うための事前準備としてのSuper-COPDによるプラント過渡応答解析を終了した。また、動的信頼性解析プログラムDYANAのモンテカルロ計算部の並列化作業を終了し、計算速度の向上を図った。これにより、DYANAを用いた動的信頼性解析の見通しを得た。

## 2.2 炉心の開発

核特性評価手法の開発については、多様な高速炉に対応でき断面積共鳴領域の精度を向上する次世代炉定数システムの基本仕様を確定し、プロトタイプコードによりその性能を検証した。日本原子力研究所との共同研究については、FCA解析データを評価し、炉定数調整用積分データとした。また、「常陽」の性能試験及び運転特性データを最新手法で解析し、汎用的なデータベースとして整備するとともに、照射後試験データ解析に着手した。

「常陽」の照射技術の高度化については、中性子照射量、温度等の照射条件を精度よく評価するための炉心管理コードシステムの高度化、モンテカルロ計算コードによる照射リグ内部の中性子束分布の詳細解析、ヘリウム蓄積型フルーエンスマニタ及びオフライン温度モニタの開発を行っている。

核兵器解体プルトニウム処分協力の一環として、ロシアBFS-2臨界実験装置を用いたプルトニウム燃焼炉心の実験解析を継続した。また、鉛冷却及びガス冷却炉心でのMA消滅特性、各炉型での長寿命FP消滅特性、低除染燃料の影響に關

する解析について、平成11年度作業を完了し報告書を作成した。

### 2.3 高温構造システムの研究

溶接継手評価法については、構造物への適用性検証のため、既存の構造物熱過渡強度試験装置(TTS)試験体に関する詳細非弾性解析結果の評価と取りまとめを行うとともに、溶接残留応力効果のシミュレーション手法の開発を継続して行っている。

構造強度評価法については、サーマルストライピング評価法に関して、周波数制御ナトリウム温度ゆらぎによる疲労き裂発生実験結果の評価を行うとともに、仏CEAカダラッシュ研究所との共同研究を継続し、構造の温度応答に関する周波数特性の検討を行った。TTSに高サイクル疲労機能を追加する改造については、主要な機器の製作に着手した。

信頼性評価技術の開発について、高速炉のLBB(破断前漏洩)評価法の高度化に資するデータ取得を目的とした軸方向温度勾配型、及び径方向温度勾配型熱クリープ疲労き裂進展試験を継続している。また、模擬冷却材漏洩試験装置に関する安全管理マニュアル等を整備し、稼動準備を終了した。また、改訂溶融塩型腐食の減肉速度評価結果を、春の原子力学会で発表した。

寿命・余寿命評価手法の開発については、材料損傷定量化に関する分子動力学を用いたシミュレーションプロトタイプモデルを作成した。また、構造物劣化評価法開発に関し、解体装置から切り出した試料の機械的特性試験方法の検討を行っている。自然磁化測定に基づく疲労損傷検出について、関連国際会議及び学会誌へ報告した。

耐震構造健全性評価法については、直管配管耐震健全性試験結果の検討を行い、報告書を作成した。また、エルボ配管についての予備試験を実施した。

荷重緩和技術の開発については、低振動数(1Hz級)免震要素に関する上下動試験のデータ解析を進めている。また、2.5Hz級免震要素の成果を春の原子力学会で報告した。

構造解析技術については、炉心変形解析コード(PRECISE)への動的解析機能組込みのための基本設計を完了した。炉心核・熱・構造カップリング解析システム開発に参画し、プロトタイプを完成させた。

伝熱・流動については、熱流体一構造連成解析コード、蒸気発生器の多次元解析コード、全炉心

及び変形燃料集合体の解析手法、流力振動の解析手法の開発・検証とを実施している。また、反応を伴う混相流の解析手法を開発するため、解析モデルの選定を行ってコードの仕様を固めた。コード検証のための基礎実験計画の検討に着手した。監視・計測技術については、配管非貫通型の超音波温度計のナトリウム試験結果をEJCC-ISI&R会議で報告した。また、レーザ式ナトリウム漏洩検出技術に関し、蛍光発光法スペクトル分析による基礎試験を開始した。さらに、ナトリウム中流速分布計測技術のセンサ等要素技術の水中及びナトリウム中試験計画の検討を行っている。

### 2.4 燃料・材料の開発

燃料・材料研究開発については、酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼の製造コスト低減化のために、4回の冷間圧延工程によるフェライト系ODS鋼の加工・熱処理条件の検討を行い、製造可能な最適条件についての見通しを得た。

改良オーステナイト最適化鋼(14Cr-25Ni鋼)については、試作被覆管の炉外での内圧クリープ試験を継続するとともに、非常に高いクリープ破断強度が得られているバナジウム添加鋼の組織観察を実施中である。

被覆管、ラッパ管材料の照射後試験については、「常陽」及び「FFTF」で照射した改良SUS316鋼の組織観察、密度測定結果等に基づいたスエリング拳動評価及び引張試験結果に基づく強度特性評価を実施中である。また、実用化戦略調査研究に資するために、「常陽」CMIR-4で照射したPNC-FMS鋼の引張試験を実施した。

「常陽」における溶融限界線出力評価試験(B5D-2)の再出力再評価を終了し、照射後試験の報告書を作成した。

現在「常陽」で照射を継続している仏製改良オーステナイト鋼被覆管燃料を使った日仏交換照射については、照射後試験項目の検討を開始した。また、高照射量データを得る目的で、「常陽」の第35サイクル運転までの照射を継続することとした。

燃料集合体の開発については、材料強度基準整備のためPNC-FMS鋼のシャルピー衝撃試験結果の評価を実施している。

MA-MOX燃料の遠隔作製装置については、ウラン試験を実施している。

制御棒の開発については、照射後制御棒材料の熱伝導度測定のため、小径試料による測定精度確認試験をコールド材を用いて行っている。また、

「もんじゅ」制御棒の高度化（ナトリウムボンド・シュラウド型制御棒）のための開発計画と実施分担を策定し、ダブルポーラスプラグ性能試験計画の立案を行うとともに試験装置仕様を固めた。

燃料挙動解析コードの開発については、燃料ピン挙動解析コード（CEDAR）のPu再分布量及びO/M比再分布量の解析精度向上のための改良を進めている。BDI挙動解析コード（BAMBOO）と熱流力解析コード（ASFRE）との連成解析に必要となる両コードの改良すべき部分について検討を開始した。

照射後試験技術の開発として、X線CT装置による断層画像における3次元表示機能の追加作業を実施した。また、渦電流測定装置を用いて燃料被覆管の内面腐食量評価を目的とした「常陽」照射済燃料ピンの測定を開始した。

### 3. 高速実験炉「常陽」

第34サイクル運転は、1月6日に原子炉を起動、1月7日に定格出力100MWに達し、定格運転を行い、2月16日に原子炉を計画停止し終了した。この間、C型特殊燃料集合体、制御棒材料照射用反射体、構造材料照射用反射体、炉心材料照射用反射体、サーベイランス条件評価用材料照射反射体の照射試験を行っている。引き続き第35サイクルを3月23日に起動し、3月29日に定格出力に到達した。

平成12年3月末現在の運転実績は、累積運転時間で9,599時間。また、累積熱出力は約49億5,202万kWhである。

「常陽」の高性能化のためのMk-III計画については、冷却系改造に伴う機器や電機制御設備の製作を完了し、大洗工学センター内及び外部の倉庫に搬入した。現地改造工事準備として改造工事時の基本プラント状態について原案を策定した。また、2次系改造工事に係る現場調査の実施、IHX交換作業のためのモックアップ製作対応を行った。

### 4. 高速増殖原型炉「もんじゅ」

「もんじゅ」は、平成7年12月8日に発生した2次主冷却系Cループのナトリウム漏洩事故以来、原子炉を停止し各設備の定期的な点検及び設備保全等の工事を実施してきた。現在は、安全総点検結果等について地元での説明会及び対話活動等を行い、「もんじゅ」の理解を得るべく鋭意努力中である。敦賀市内の地区別説明会として、栗野地

区及び西浦上区において実施した。

現在プラントでは、平成11年度の設備保全等の工事（1次アルゴンガス系圧力損失対策工事他）を終了した。設備点検については継続実施中である。

もんじゅ安全総点検については、現在、安全総点検の結果摘出された課題のフォローアップを継続実施中である。ナトリウム漏洩対策について、現在、基本方針に基づく詳細検討を継続実施中である。手順書及び設備の改善については、プラント停止中においても信頼性向上の観点から効果のあるものについて、順次具体的な改善を継続中である。

### 5. 原型炉技術の総合評価と高度化

「もんじゅ」の成果を高速増殖炉の実用化に反映するため、原型炉技術の総合評価と高度化技術開発を進めてきた。

原型炉技術の総合評価については、「もんじゅ」を活用した研究開発成果、性能試験等のデータに基づいて、炉心、プラント設備機器等の性能・機能を総合的に評価し、「もんじゅ」技術の妥当性の評価を継続実施している。また、運転再開後のプラントの健全性、信頼性、安全性を確認するため、技術体系の整理、設計手法の整理等を継続実施している。被ばく低減化対策を目的とした放射性物質の評価・抑制法の検討については、高速炉線量当量率可視化システムの整備を進めるとともに2次系蓄積トリチウムの対策検討を実施している。

ナトリウム関連技術の高度化については、プラント主要系統機器のクリープ疲労損傷評価を行う構造健全性モニタリングシステム開発を継続しており、現在平成10年度までに作成した要素プログラムを統合したプロトタイプシステムの作成を行っている。運転・保守技術の高度化については、過熱器起動操作時の自動化を目的として、ファジィ制御系の制御ロジックの能力向上を目指した制御ロジックを構築し、解析コードで評価して良好な応答が得られることを確認した。また、「もんじゅ」を用いた検査・補修技術の高度化検討を継続実施している。さらに、「もんじゅ」制御棒の長寿命化について、「もんじゅ」再開までに必要な研究開発計画を策定した。

国際的に開かれた共同研究の場として「もんじゅ」における研究開発を推進するため、欧米より招へいした4名の国際特別研究員とともに研究開発を継続して行っている。

## 6. 環境施設保全技術の開発

デコミッショニング要素技術開発に関しては、レーザ除染ホット試験及び電解研磨ホット除染試験を実施した。また、DCAの廃止措置に係る放射化廃棄物量計算を実施した。

システムエンジニアリング技術開発に関しては、デコミ評価システムの計算精度向上のためのプログラム拡張作業を実施した。

ナトリウム洗浄技術については、ナトリウム洗浄基礎試験を開始した。ナトリウム処理技術につ

いては、ナトリウムと苛性ソーダの反応に関する基礎特性を把握するための基礎試験装置の設計・製作を行っている。米国EBR-IIとのナトリウム取扱い技術についての会議を行った。

## 7. 関連施設の設計・建設

固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）については、合理化案の検討を行っている。

（大洗：開発調整室）  
（敦賀：技術企画部）



## 高速増殖炉燃料の研究開発

### 1. 高速増殖炉燃料の開発及び製造

#### 1.1 燃料の研究開発

将来のコスト低減、高燃焼度化を目指した太径中空燃料の概念及び高速増殖炉を利用したTRU(超ウラン元素)リサイクルへの適用性の検討を行った。

#### 1.2 燃料製造技術開発

燃料製造機器試験室に設置した中空ペレット製造用モックアップ試験機の機器調整及び試験を行った。

燃料製造の経済性向上を図るためにショートプロセスの開発試験では、粉末気流搬送モックアップ試験機の設計について検討を行った。また、平成12年度から予定しているダイ潤滑型成型機の調査計画を策定した。

#### 1.3 燃料製造

プルトニウム燃料第三開発室では、平成10年10月上旬から開始した計画停止作業（原料、粉末及びペレット保管庫搬送設備の更新工事等）を終了した。

#### 1.4 プルトニウム系廃棄物管理

プルトニウム燃料製造施設から発生した固体廃棄物をプルトニウム廃棄物貯蔵施設等に受け入れ

れ、廃棄物の保管・管理を行った。

プルトニウム廃棄物処理開発施設では、可燃物焼却設備での実証運転を行った。

プルトニウム系廃棄物の減容・前処理技術開発として、コンテナ廃棄物前処理設備及び灰化処理試験設備の機器調整を行った。

#### 1.5 規格外プルトニウムの回収技術開発

##### (1) 湿式回収技術開発

規格外プルトニウムの溶解試験計画を作成した。

### 2. 先進的核燃料リサイクル技術開発

バイパック燃料開発では、粒子燃料製造ウラン試験を継続した。PSI（スイス：ポールシェラー）との共同研究については、照射試験計画の見直しを継続して進め、3月に契約交渉を行って基本的に合意した。また、英国BNFLとバイパック燃料情報購入契約を結んだ。

MA燃料開発では、Np含有MOX燃料の物性試験を継続した。また、比熱／熱拡散率測定装置を据え付けた。

〔東海：プルトニウム燃料センター 技術部  
環境保全・研究開発センター  
先進リサイクル研究開発部  
再処理センター 技術部〕



## 再処理技術の研究開発

### 1. 高速炉燃料の再処理技術開発

#### 1.1 技術開発

##### (1) 湿式法

###### 1) PUREX改良研究

先進リサイクルプラントのシステム概念に基づいた簡素化PUREX工程のうち、単サイクル抽出及び抽出前U晶析を中心に、実用化戦略調査研究を行っている。

簡素化PUREX工程の開発では、低除染再処理を前提とし、製品の精製等の工程削減により経済性及び核不拡散性の向上を目指した再処理プロセスの提案を行う。

PUREX工程に供する溶解液量を減らすため、U晶析法の適用を目指した研究を行う。U晶析拳動及びU晶析時のPu等の拳動に関する基礎試験を実施した。

この他、簡素化PUREX工程の開発に関連して、従来型PUREXによる製品回収率及び主要FPの除染係数について、計算コードを使用した評価を行った。

###### 2) マイナーアクチニド等の湿式分離研究

実用化戦略調査研究において、TRUEXを代表とするマイナーアクチニド(MA)分離法及び長半減期核種を含む元素の分離法について、それら分離スキームの最適化及び湿式プロセスに組み込んだ場合の評価を行っている。

MA分離法では、TRUEXとアミノポリ酢酸を組み合わせたMA/ランタニド元素分離プロセス“SETFICS”についての研究を進めている。

これまでに得た分離データに加え、共存するその他FPの拳動について調査するための基礎試験を実施した。

SETFICS法の対抗技術として、ポリ窒素配位子を用いたMA/ランタニド元素分離法について、分離試験及び構造解析、分子軌道法に基づく計算化学等の基礎研究を実施している。

長半減期核種を含む元素分離では、主に電解法

を利用した分離法の適用性について検討を加えるための基礎試験を実施した。

従来の再処理に替わる新技術開発の一環として、二酸化炭素の超臨界流体の利用について予備的検討を開始した。

###### (2) 前処理工学技術開発

レーザ解体機関連については、試験用模擬ラップ管を用いた前処理システム試験設備でのCO<sub>2</sub>レーザ試験を実施した。また、YAGレーザの適用性について、より小型化を目指した解体機システムを検討した。

連続溶解槽については、前処理システム試験設備を用いて、オフガス系へのせん断粉の移行拳動等を評価するコールド試験を実施している。清澄工程試験については、遠心清澄機での捕集スラッジの洗浄性能を評価する試験を実施している。

磁気分離技術の開発では、基礎試験装置の設計製作を実施している。

###### (3) 主分離工学技術開発

遠心抽出器の抽出システム試験装置の設計を実施するとともに、駆動部の耐久性試験を実施した。

抽出システム試験装置は、遠心抽出器をシステムとして組んだ場合の種々の性能を確認するための装置であり、現在、設計を実施している。

耐久性確認については、硝酸による腐食雰囲気における寿命評価用データ採集のため、第一段階の水試験を終了し、3N硝酸と30%TBP/ドデカンを使用する試験へ移行した。

###### (4) 材料技術開発

高温環境下での再処理機器用材料基礎データ取得のため、セラミック材や炭素材等のテストピースサイズでの腐食試験を継続実施している。

###### (5) 乾式再処理技術開発

電解回収した析出物と、これに同伴する塩及びカドミウムを分離するための試験を継続した。また、使用済塩からFP(模擬)を回収する高温抽出試験を実施した。RIAR(ロシア)における乾

式再処理関連情報の調査を開始した。

### 1.2 高レベル放射性物質研究施設（CPF）

先進的核燃料リサイクル技術開発をより効率的に行うためのCPF改造工事において、セル内の新設機器等の施設検査申請を行った。また、分析室内の新設機器等の施設検査申請を行うとともに製作を継続した。

### 1.3 関連施設の設計・建設（RETF）

第1期工事として、試験棟の建築工事及び電気・換気工事は12月末をもって終了した。内装工事は、扉・ハッチ類の据付工事等を継続した。

また、将来のRETF利用計画についての検討を継続した。

## 2. 軽水炉燃料再処理技術開発

### 2.1 再処理施設

平成12年3月27日に、茨城県及び東海村に対し、東海再処理施設の運転再開に係る申入れを行った。

#### (1) 再処理主工程

JCOのウラン溶液の受入を2回実施した。また、ウラン溶液の処理については、原子炉等規制法に基づき、ウラン溶液の処理に係る再処理施設の設置変更承認申請を行った。

なお、原子炉等規制法に基づく第13回定期検査については、引き続き受検中である。

#### (2) 硝酸プルトニウム転換施設

各工程の作動確認、試験及び機器等の調整を実施した。

#### (3) ガラス固化技術開発施設（TVF）

設備・機器に関する保守点検、建家及びセル換気系、槽類換気系、廃液処理系の運転及びデータ整理を継続した。

### 2.2 技術開発

#### (1) 再処理技術開発

再処理施設への適用に向けた検査技術開発として、配管の閉塞を赤外線を用いて検出するセンサーの試験装置の点検整備を実施した。

#### (2) 低レベル放射性廃棄物処理技術開発

##### 1) クリプトン除去技術開発

イオン注入固定化法による回収クリプトンの長期貯蔵技術開発のため、コールドでの大型容器への長期連続注入運転を終了するとともに、ホット試験準備としての設備調整を継続した。

##### (3) 低レベル放射性廃棄物減容処理技術開発

低レベル濃縮廃液の減容処理試験として、限外ろ過膜へ与える油分の影響確認試験の報告書作成を行った。

また、スラッジ、廃樹脂、廃ヨウ素フィルタ等の固化処理技術について調査検討を継続した。

### 2.3 回収ウラン転換

#### (1) 回収ウラン転換技術開発

電力会社との契約に基づいて、平成10年度から実施してきた回収ウラン転換実用化試験（フェーズ2）については、電力会社に対して研究報告書を平成12年3月に提出して、共同研究を終了した。

### 2.4 関連施設の検討・設計

#### (1) ハル等処理技術開発施設

ジルカロイファインを安定化する基礎試験を行った。

また、高放射性固体廃棄物貯蔵庫から廃棄物を取り出すための技術の調査及び検討を継続した。

( 東海 : 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部 再処理センター    技術部 人形 : 施設管理部 )
--



# 高レベル放射性廃棄物処分技術の研究開発

## 1. 高レベル放射性廃棄物処分技術の研究開発

### (1) 地層処分研究開発第2次取りまとめ

#### ① 地質環境条件の調査研究

原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会第2次取りまとめ評価分科会の下に設置された地質環境・評価サブグループの4回の会合において、適宜、補足説明等を行うとともに、委員からの意見に対して、第2次取りまとめ（総論レポート第Ⅲ章及び分冊1）での取扱いやサイクル機構の見解を網羅的に示す資料を作成し提出した。また、第2次取りまとめの重要な結論である「地層処分に適した地質環境がわが国に広く存在すること」及び「処分予定地の選定に資する技術的拠り所となる技術基盤が整備されたこと」に関しては、別途第2次取りまとめの内容及び目標達成度を示す資料を作成し提出した。評価分科会の中間整理（3月23日）では、「わが国の地質環境を幅広くとらえて全国的見地から検討を行う研究開発段階の成果として、専門部会報告書の要求事項を満足している」との評価を受けた。第2次取りまとめの英語版に関しては、総論レポート第Ⅲ章及び分冊1のドラフトを作成し、スイスNAGRA等の国外専門家によるチェック&レビューを開始した。

#### ② 処分技術の研究開発

第2次取りまとめ評価分科会の下に設置された処分技術・評価サブグループの3回の会合において、適宜、補足説明等を行うとともに、委員からの意見に対して、第2次取りまとめ（総論レポート第Ⅳ章及び分冊2）の到達度に関し、適宜補足説明を行うことにより、円滑な審議に資した。達成度を評価する上での参考となる補足説明資料として評価委員のご意見に対する回答（案）を作成した。この結果、評価分科会の中間整理（3月23日）では、「合理的に人工バリアや処分施設を構築できる見通しが得られたものと判断できる」との評価を受けた。第2次取りまとめの英語版に関しては、総論レポート第Ⅳ章と分冊2のドラフトを

作成し、スイスNAGRAと共に仕上げ作業を開始した。

#### ③ 性能評価研究

第2次取りまとめ評価分科会の下に設置された安全性・評価サブグループの3回の会合において、第2次取りまとめの到達度に関し、適宜補足説明を行うことにより、円滑な審議に資した。第2次取りまとめにおける確率論的評価についての考え方と解析の品質保証について補足説明資料を作成した。この結果、評価分科会の中間整理（3月23日）では「地層処分の安全性が確保できることの見通しが得られたものと判断できる」との評価を受けた。第2次取りまとめの英語版に関しては、総論レポート第V章と分冊3のドラフトを作成し、スイスNAGRAと共に仕上げ作業を開始した。また、NAGRAと共に第2次取りまとめと諸外国の安全評価報告書との比較検討を行う報告書の作成に着手した。

#### ④ 研究成果の普及

ビデオやパンフレット等の情報普及素材については、制作の過程でモニターとの意見交換で得られた助言、提案を適宜反映した。「地層処分研究開発第2次取りまとめ」報告書及びCD-ROMや、報告書の内容を紹介するパンフレット、報告書の概要版、ビデオなどについては、関係機関をはじめ、希望者や閲覧が可能な施設への配布を行った。情報普及素材の配布や「第2次取りまとめ」報告書を掲載したインターネット・ホームページの運営及び新聞、並びに週刊誌上における高レベル放射性廃棄物処分問題についての意見広告を通じて、地層処分技術開発の成果に関する国内外への情報提供を継続した。

地層処分技術開発の現状についての理解促進を目的とした「地層処分フォーラム」を開催した（2月3日 有楽町朝日ホール）。このフォーラムの開催に当たり、「情報普及タスクフォース」や「アドバイザー会合」を通じて、有識者及び関係

機関から助言やパネリストとしての参加、配布資料としてのパンフレットやパネルの提供などの協力を得た。

科学技術庁主催「放射性廃棄物シンポジウム」（2月5日 松山）では、地層処分にかかる模型等の展示・説明、ビデオ上映、パンフレットやCD-ROMの配布を行った。

地層処分技術開発の現状に関する情報普及活動を関係機関が協力して推進することを目的として、地層処分研究開発協議会検討部会の下に設けられた「情報普及タスクフォース」を通じて、情報普及素材への助言を得るとともに、「地層処分フォーラム」の企画への助言などの協力を得た。また、電力各社への情報提供の一環として、電気事業連合会や東北電力などにおいて、広報担当等の職員に対する地層処分研究開発の概要及び「第2次取りまとめ」についての説明を行うとともに、意見交換及びアンケート調査を行なった。

地層処分研究開発の成果の普及に関して、有識者の助言を得ることを目的とした「アドバイザーアイド」において、サイクル機構の情報普及活動に対する意見交換を行い助言を得た。「地層処分フォーラム」ではパネリストとしての参加を得た。さらに、高レベル放射性廃棄物処分に関する解説的資料の作成を行なった。

東海事業所展示館に設置した地層処分体験システム「Geofuture21」については、運用を継続するとともに、可搬型体験システムの概念設計を実施した。

#### ⑤ 国際共同研究

スイスNAGRAの共同研究として、グリムゼル原位置試験場において核種移行挙動等にかかる試験研究及び解析モデルによる評価を継続して行うとともに、モンテリー国際共同プロジェクトにかかる技術検討会に参加した。また、超深地層研究所計画及び深層ボーリング（MIU-4号孔）計画に関する技術的検討を継続するとともに、本年1月、東海にて共同研究会議を開催した。

スウェーデンSKBとの共同研究については、原位置における工学技術の実証試験等を継続して実施するとともに、坑道周辺の酸化還元状態の変化に関する研究（REX）の取りまとめを実施した。

米国DOE各研究所とは、亀裂性媒体中の水理・物質移動に関する実験的研究及び解析モデルによる評価、アクチニド核種の溶解度評価、火山活動に関する研究及び人工バリア長期挙動に関する共同研究を継続して行うとともに、サンディア研究所との地球化学専門家会議及び品質保証に関

するワークショップを2月に開催した。

カナダAECLとは、AECLの地下研究施設（URL）におけるトンネルシーリング性能に関するフェーズ1試験の最終段階を継続して実施中。

英國地質調査所（BGS）とは、東濃鉱山月吉断層に関する地球化学的研究の取りまとめを実施した。

## 2. 地層科学研究

### (1) 地質環境の長期安定性に関する研究

地震・断層活動、火山・火成活動、隆起・沈降・浸食及び気候・海水準変動に関する研究について、各種マップ等（段丘アトラス、1/2,000,000活断層図、温泉化学データベース等）の作成作業や出版のための編集作業を継続した。また、将来予測研究シンポジウムを開催した。（1月31日～2月1日）。

### (2) 地質環境特性に関する調査研究

#### ① 東濃鉱山における試験研究

岩盤の力学的安定性に関する研究については、初期応力測定（水圧破碎試験）データ解析と取りまとめ及びAE試験（コアを用いた初期応力測定）の取りまとめを実施した。北延NATM坑道における試錐孔の劣化調査と孔径検査を実施した。花崗岩の異方性の室内試験では、MIU-1、2号孔のコアを用いた試験と取りまとめを実施した。

坑道周辺の地質環境特性に関する研究については、掘削影響研究として試験装置の設置を完了し、計測を実施した。資源環境技術総合研究所との共同研究として、室内試験（AE法、DRA法）の取りまとめを実施した。不飽和研究、岩石の空隙構造及び熱特性に関する研究では、室内試験の取りまとめを実施した。

岩盤中の物質移行に関する研究では、不整合部における地下水の水質モニタリングを中断し、装置のメンテナンスを実施中である。

月吉断層に関する研究では、断層部の地球化学的研究として、断層部の地質調査を実施した。

#### ② 広域地下水流动研究

地質構造調査として、東濃鉱山を含む約10km四方の範囲の基盤岩類・堆積岩類の分布や断層破碎帶等の情報を得るため、地上及び空中物理探査データの再解析及び取りまとめを実施した。また、地質構造把握のための岩芯観察及びリニアメント周辺の地質構造調査を実施した。

表層水理・地球化学調査では、花崗岩分布領域における表層水理定数観測システムによる観測を実施し、地表水・雨水の水質モニタリング観測を

終了した。

深層水理・地球化学調査では、1,000m級の試錐孔（2孔）における試験を終了し、新たに2孔の試錐調査の準備作業を実施した。また、堆積岩を対象とした調査孔（深度135m）で水理試験を実施した。

モデリング及び地下水流动解析では、東濃鉱山を含む約10km四方の範囲の地下水流动解析と、その取りまとめを実施した。地質環境の不均質性評価における統計解析手法の適用性評価を実施した。

### (3) 調査技術開発

#### ① 調査技術開発

1,000m級試錐孔対応地下水の長期モニタリング装置の開発については、長期適用試験結果の取りまとめを終了した。平成10年度までに製作した5式の水理・地球化学調査用機器を用いた水理及び地球化学調査方法（マニュアル）の作成については、装置の使用実績を踏まえて操作マニュアルの改訂作業を実施した。試錐掘削技術開発では、三重管掘削装置のシステム設計作業を終了し、平成10年度に製作した部分ケーシング保孔装置の適用試験を実施した。地質構造調査技術開発では、昨年度製作した連続波レーダー実験機の基礎実験を終了した。

#### ② 年代測定技術開発

ペレトロン年代測定装置により、試料の<sup>14</sup>C定常分析を実施した（内部試料：134試料、受託試料：66試料）。また、標準試料を用いた精度確認を実施した。

#### (4) 超深地層研究所計画

##### ① 超深地層研究所研究

地質構造調査として、正馬様用地の基盤花崗岩の上面形状に関する情報を得るための弾性波探査データの解析を終了した。また、正馬様用地における反射法弾性波探査を実施した。

深層水理・地球化学調査として、1,000m級試錐孔の試錐調査（1孔）を終了し、MPシステム設置作業や孔間水理試験を実施した。また、新たな1,000m級試錐孔（1孔）の試錐調査準備作業を実施した。

モデリング及び地下水流动解析として、1,000m級試錐孔のデータを基にした水理地質構造モデルを構築し、地下水流动解析及び取りまとめを実施した。

長期観測として、地下水位の長期観測を継続した。

#### ② 研究計画の情報化

研究計画の理解促進のため、VRソフトの改良

やシステム検討についての作業を実施した。また、MIU計画紹介VTRの改定作業を実施した。

### ③ 施設設計及び建設管理

地下施設設計では、研究坑道掘削工事の概略レイアウトについて検討した。

用地内の整備として、親水池工事を進めるとともに、河川・林道付替えの手続き、環境調査、環境整備作業、既設市道整備の検討を実施した。

## 3. 陸域地下構造フロンティア研究

### (1) 地震発生に関する研究

電磁アクロスについては、理論的検討と送受信の実験を実施した。アクロス震源の連續運転を継続し、鉱山坑内観測アレーの調整を実施した。可搬型アクロス震源実験を継続した。東濃鉱山周辺において、広域アクロス観測を継続した。

### (2) 地震と地下水拳動に関する研究

東濃鉱山において、地下水溶存ガスの組成や地下水位の観測を継続し、地震や岩盤ひずみの連続観測を継続した。

### (3) 活断層帯での地殻活動研究

神岡鉱山において、広域地震観測やGPS観測・ガイドウェーブの観測を継続した。調査坑道における精密比抵抗調査、精密弾性波観測及び水質調査を継続した。また、調査坑道内における地殻応力測定を実施した。

## 4. TRU廃棄物処分技術開発

### (1) 性能評価研究

セメント材料の変質、高pHブルーム／硝酸の影響、ガス移行の影響、有機物／微生物の影響、ヨウ素の高保持材料の開発等、TRU廃棄物特有の問題に関する研究を継続し、TRU廃棄物処分概念の取りまとめに反映させた。

### (2) 処分システム概念研究

処分システムに係る長期健全性の評価検討及び人工バリア材に係る性能評価等に関して、研究を継続し、TRU廃棄物処分概念の取りまとめに反映させた。

### (3) 処分概念検討書取りまとめ

電気事業者等と協力して進めてきたTRU廃棄物処分概念の検討結果を原子力バックエンド対策専門部会及び超ウラン核種を含む放射性廃棄物分科会へ隨時提供してきた。これらの情報等を基に、平成12年3月23日同専門部会報告書「超ウラン核種を含む放射性廃棄物の処理処分の基本的考え方について」が取りまとめられたが、その技術的根拠を与える「TRU廃棄物処分概念検討書」を同日

に完成させ、公開資料として関係者へ配布し成果の周知を図った。また、本報告書については、国際的なコンセンサスが得られるようなものとするため、これまで海外の専門家のレビューも受けてきたが、それらのコメントも反映した英語版

「Progress Report on Disposal Concept for TRU Waste in Japan」も併せて完成させ、これまで情報交換等を行ってきた海外の関係機関にも配布し、国際的な理解の増進を図った。

(経営企画本部 バックエンド推進部)



## ウラン探鉱・採鉱

### 1. 権益維持

海外のウラン資源の権益を国内民間企業等に移管するまでは、権益の適切な維持とこれまでの成果の取りまとめを実施することとなっており、成果の取りまとめについて平成12年度末までの全体スケジュールの策定と作業コンセプトの明確化を行った。

カナダの共同調査で、冬季調査を行った。ウォーリー地区では2孔で弱い放射能異常が捕捉され、ドーンレイク地区ではGT40を超すと予想される鉱化帯を捕捉し、クリーエクステンション地区では着鉱した。また、ミッドウェスト譲渡対価の初年度分を受領した。

オーストラリアの小規模権益について、売却手続きを開始した。ニジェール権益の放棄・返還の手続きを実施した。

ウラン資源開発懇談会権益移転協議会にかかる対応として、カナダの全権益の継承希望企業との譲渡契約に向けた協議を継続した。

### 2. 環境保全対策

鉱山保安法及び県協定等に定められた環境基準に従い、構内及び構外の鉱山関連施設の維持・管理を行うとともに、恒久的措置を目指した技術開発並びに安全対策を行った。

### 3. 安全対策

解体物管理施設の集積解体物のコンテナ収納作業を継続した。

(東濃地科学センター  
人形：環境保全技術開発部)



## ウラン濃縮技術の開発

### 1. 遠心機開発

#### 1.1 遠心法高度化機技術開発

日本原燃株式会社及び電力10社との共同研究として実施している高度化機開発は、ガス流量、ガス圧力をパラメータとした遠心機単機の分離特性試験を行った。

また、高度化機を構成する金属材料の応力腐食試験及び解析評価を行うとともに表面処理長期信頼性試験を行った。

#### 1.2 遠心法先導的技術開発

将来の遠心分離機の開発に必要な基礎的・基盤的技術開発として実施している遠心法先導的技術開発は、超高性能遠心機の強度解析、回転特性及び分離性能試験を行った。

また、遠心機構成材料の応力腐食、表面処理長期信頼性試験を行うとともに遠心機部品代替材料の基礎物性試験を実施した。

### 2. 遠心機処理技術開発

遠心機処理装置は、各設備の試運転、調整等を終了し、ホット試験に着手した。

また、使用済遠心分離機処理での放射性廃棄物の低減化を図るための基礎試験を実施するとともに、外部評価委員会の評価を受けた。

### 3. 原型プラント

電力会社との3年間延長運転の追加役務契約に基づき、第1運転単位(DOP-1)にて、濃縮役務運転を実施しており、3月11日をもって天然ウラン原料による生産を終了し、回収ウラン原料による生産に切り換えた。なお、第2運転単位(DOP-2)については、平成11年11月をもって濃縮役務運転を終了した。

### 4. 滞留ウラン回収技術開発

濃縮機器に付着したウランやプラント内に滞留したウランを回収する目的で実施している滞留ウラン回収技術開発は、原型プラントDOP-2遠心機を使用した試験を行うための装置の変更設計を実施した。

また、滞留ウランの除去及び回収試験における給排気設備設置等に係る契約手続きを行い、製作を開始するとともに、DOP-2機器の一部撤去を行い、施設検査受検の準備を行っている。

濃縮工学施設においては、滯留ウラン回収技術の基礎試験に使用する集合型遠心機(DOP-2型)を移設するための既設機器の撤去工事を終了し、その基礎試験を実施するための準備を継続している。

( 東海 : 環境保全・研究開発センター  
                  環境保全部  
                  人形 : 施設管理部 )



## 新型転換炉の研究開発

### 1. 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉「ふげん」発電所は、順調に運転を続け、平成12年3月11日、燃料交換を主目的とした計画停止に入った。

平成11年度第4四半期の運転実績は、以下のとおりである。

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
平成12年1月	122,760	744:00	100	100
2月	114,840	696:00	100	100
3月	41,343	251:41	33.8	33.7

平成12年度運転計画を作成した。

### 2. 「ふげん」用燃料

#### (1) 「ふげん」用燃料

プルトニウム燃料第二開発室において、「ふげん」第29回取替用MOX燃料集合体の製造を完了した。これによりプルトニウム燃料センターで製造したMOX燃料集合体の累積体数は、昭和48年の「常陽」MK-I用燃料製造開始から数えて1,500体を超えた。

第30回取替用MOX燃料集合体については、燃料ペレットの製造を継続するとともに、燃料要素の加工を開始した。

#### (2) 「ふげん」燃料の装荷、搬出、輸送等

平成12年3月8日、ウラン新燃料18体を「ふげん」に搬入した。

平成12年3月11日から平成12年3月27日にかけて、装荷済み燃料のシャフリングを行うとともに、16体の燃料交換を行った。

### 3. 研究開発

#### (1) 運転保守技術の高度化

##### ① 原子炉核加熱自動制御システムの開発

第15回定期検査終了後の原子炉起動時にプロセス計算機データ処理装置で収集したプラントデータの評価、実機への適用性の確認を引き続き実施している。

#### ② 亜鉛注入技術の実証

第15回定期検査後のプラント起動時より連続注入を行なっており、その効果を水質や線量率の増加速度を監視することにより確認している。線量率の増加速度としては、系統化学除染を実施した第8回定期検査後の増加速度に比べて小さい傾向を示している。

#### ③ 原子炉冷却系系統化学除染

第16回定期検査に行うAループの系統化学除染の実施方法について検討し、基本的にBループと同様の方法で行えることが判明した。

#### (2) 安全研究

平成11年度までに開発したPC上で稼働する緊急時支援（追跡・予測）システムを緊急時操作手順訓練システムと連携するための改造を行い、シビアアクシデント時のプラント応答を教育できるシステムを開発した。また、保守管理システムをPC上で稼動できるようにし、引き続き信頼性データの蓄積を行うとともに、平成11年度に開発した信頼性データ分析・評価システムを改良し、より詳細なデータの分析・評価を可能とした。

### 4. 廃止措置研究

放射能インベントリの評価に資するため、原子炉周りに配置した放射化箔を回収し、放射化量を測定した。

物量データベースの整備、廃止措置エンジニアリング支援システムの構築作業、重水系の除染基礎試験、解体前除染方法の検討、廃樹脂安定減容化試験等を継続して実施している。

### 5. 国際貢献

#### (1) RBMK炉への運転管理等に関する支援（受託業務）

リトアニア共和国のイグナリナ原子力発電所燃料チャンネルの試験片と「ふげん」圧力管の試験片のばく露試験を、8月より実施しており、

4,500時間以上の曝露時間を達成、腐食の違いを観察、解析するとともに、平成8年度から実施している同発電所のチャンネル腐食に関する評価作業の集大成を行った。

(2) ロシア解体核支援

ロシアの兵器解体に伴い発生する余剰プルトニウムをCANDU炉で燃焼するという、いわゆるCANDUオプションに協力するため、「ふげん」所有の高燃焼度MOX燃料の照射後試験データを提供することになっている。平成12年度、当該燃

料の照射後試験を実施する原研に輸送するため、容器の安全解析を行い、車両運搬確認書取得のための安全審査を受検した。また、照射後試験を実施する担当者との意見交換を行った。

(3) 科学技術庁原子力交流制度に基づく研修

今期の研修実績は以下のとおりである。

国名	受入れ(名)	卒業(名)	研修中(名)
中国	0	2	3

(敦賀：技術企画部)



## 核物質管理と核不拡散対応

### 1. 核物質管理

#### (1) 核物質管理状況

- ① 核物質利用に関するデータベース用ソフトの作成を終了し、関係事業所へ追加データの依頼及びソフトの取り扱い説明を実施した。
- ② プルトニウム利用に関する海外動向調査を終了し、関係箇所へ報告書を配布した。

### 2. 核不拡散

#### (1) 核不拡散対応の基盤整備、強化

- ① 社内の核不拡散関連情報の公開に関する考え方を検討した。
- ② 透明性向上に関する対応研究
  - ① 米国DOE（エネルギー省）との共同研究の一環として進めている「遠隔監視技術開発」については、引き続きデータ収集を継続するとともに、データ分析方法の検討を進めた。また、1月に実施したDOEとの会合において、今後の共同研究計画を決定した。
  - ② FBRサイクルの核拡散抵抗性について検討委員会を開催し、検討結果を報告書としてまとめた。
  - ③ 国内外のからパネリスト等を招聘し、「第2回JNC原子力平和利用国際フォーラム」を開催した。サイクル機構の核不拡散への取組や国際協力をテーマに議論を行った。また、サイクル機構のインターネットホームページに結果の速報を掲載した。
  - ④ 外部有識者を中心として構成される核不拡散対応研究会において、米・露の余剰兵器プルトニウム処分における我が国やサイクル機構の役割等について検討を実施し、報告書として取りまとめた。

### 3. 核物質防護

#### (1) 施設関係の核物質防護

- ① 平成11年度の核物質防護に関する動向調査

を終了し、3月29日に報告会を開催した。

- ② 大洗工学センターの核物質防護措置について、中央核物質防護委員による点検を実施した。「ふげん」発電所及び「もんじゅ」建設所の核物質防護措置について、核物質防護担当課長等による点検を実施した。
- ③ 3月24日に中央核物質防護委員会を開催し、平成11年度の総括と平成12年度の計画等について審議した。

### 4. 保障措置

#### (1) 計量管理報告等

##### ① 計量管理報告

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条及び国際規制物資の使用に関する規則第7条に基づき、科学技術庁へ以下の報告書を提出した。

報告書名	件数
在庫変動報告書（ICR）	58
実在庫量明細報告書（PIL）	10
物質収支報告書（MBR）	9
国籍管理報告書（OCR）	93

##### ② 実在庫確認（PIT）及び実在庫検認（PTV）

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第61条の8に基づく計量管理規定に従い、以下の施設で実在庫の確認が行われた。

事業所	施設
東海事業所	R&D施設

- ③ 追加議定書対応として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第61条の9の2第1項に基づき、国際特定活動実施届を提出した（1月14日）。また、法律第67条の第1項及び第4項に基づき、サイト内の建物報告書及びウラン鉱山に関する報告書を提出した（1月31日）。

#### (2) 保障措置技術開発

- ① 第12回JNC/DOE PCG（Program Coordinator Group）会合を開催した（1月24日、25日）。

- ② 米国DOEとの保障措置技術開発に関する共同研究4件についてアクションシートに署名した（1月26日～28日）。
- ③ 乾式再処理の保障措置概念の検討に関して、ロスアラモス研究所との打合せを実施した。

## 5. 核物質の輸送

- (1) 輸送業務
  - ① (株)東芝保管中MOX燃料要素返却の輸送
  - ② JCO燃焼ウラン溶液の輸送
  - ③ マイナーアクチニド燃料製造用原料粉末の輸送
- (2) 核燃料物質等輸送関係許認可業務

次の輸送に関係する科学技術庁、運輸省、公安委員会に対し、必要な許認可手続きを行った。

  - ① (株)東芝保管中MOX燃料要素返却の輸送
  - ② JCO燃焼ウラン溶液の輸送
  - ③ マイナーアクチニド燃料製造用原料粉末の輸送

### (3) 輸送容器関係許認可業務

- 科学技術庁に対し、次の許認可手続きを行った。
  - ① PuCON型に係る容器承認申請及び承認容器廃止届

### (4) 輸送容器の開発など

プルトニウム航空輸送容器開発について、マコウスキ一条項に対応する事故事象にも耐えるプルトニウム航空輸送物の設計に資するため、輸送容器の緩衝性能最適化に係る共同開発作業を米国SNL（サンディア国立研究所）と継続実施すべく、共同研究契約の延長手続きを実施した。

### (5) その他

- ① 輸送に係る品質保証計画の検討を実施した。
- ② 平成12年度上期輸送計画を運輸省の保安・環境課に提出した。
- ③ 東芝MOX燃料返却輸送に向けた神奈川県警及び茨城県警への概要説明を実施した。

（本社：国際・核物質管理部）



## 安全管理と安全研究

### 1. 個人被ばく線量当量測定・評価技術の開発

#### (1) 外部被ばく線量測定・評価技術の高度化

TLD内蔵の積算型レムカウンタに関する特性評価として、RI線源などを用いた照射試験を実施した結果、市販のレムカウンタと同等の特性を有していること、TLD素材の選択によっては $10\mu\text{Sv}$ オーダーの低線量の測定も可能であることが分かった。さらに、本レムカウンタを個人線量計の校正用ファントムとして利用することで、実作業環境下で簡単に種々の個人線量計の校正ができることが分かった。なお、本研究成果は、日本原子力学会春の年会で発表した。

#### (2) 内部被ばく線量測定・評価技術の向上

内部被ばく線量評価用基礎データ類の整備として、個人の胸部厚を考慮した肺モニタの計数効率の測定技術について、医療用超音波診断装置による胸部厚測定結果等を取りまとめ、安全研究成果発表会（核燃料サイクル分野）にて発表した。

また、車載型全身カウンタシステムを完成させ、東海事業所総合防災訓練及び福井県原子力防災訓練に参加し、内部被ばく線量測定を行った。これにより、原子力災害時において迅速に周辺住民等の内部被ばく線量測定を行うことが可能となった。

### 2. 放射線モニタリング技術の開発

#### (1) 放射線作業における被ばくの低減化に関する研究

高汚染、高線量当量率下における作業員の被ばく低減を目的として、遮蔽、身体負荷の軽減、被ばく管理などの高度化による被ばく低減化の検討の一環として、身体汚染に対する市販洗浄剤の除染試験を実施している。

今期は、 $^{60}\text{Co}$ に対する除染剤の試験を実施した結果、 $^{60}\text{Co}$ に対して、選定した市販洗浄剤の除去率は90%以上であることが分かった。また、豚皮に代わる試験試料として人工皮膚を調査したが、

強度に問題があり、試験で用いるのは困難であることが分かった。

平成9年度、10年度の試験結果報告書を、「市販洗浄剤の放射性汚染に対する除染効果比較試験（その1、その2）」として公開資料とした。

#### (2) 再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発に関する研究

放射線監視支援システムについて、代表モニタについてオンラインデータ及び模擬データを用い、システムの機能検証を行った結果、短時間で熟練放管員と同程度の判断ができることが確認できた。

放射線作業管理対応支援システムについては、試作システムを完成させ、過去に実施した作業の線量当量推定に係る情報を入力し、その操作性、画面構成、機能について確認した。今後、実データ入力によるデータベースの充実を図るとともに、試運用し、操作性等について検討を続ける。

#### (3) 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

実験的に感度評価が困難な核種、エネルギー等に対する放射線モニタ類の感度評価を目的として、計算機を用い、モニタ等に使用している放射線検出器内での放射線挙動をシミュレーションすることにより検出器の応答を解析する研究について、 $\beta/\gamma$ 弁別トリプルコインシデンス型検出器の応答評価に必要なプログラムの製作を終了した。

また、線量当量率モニタリングシステムの開発において、測定回路の中心となる「レートメータ式MCA」の製作を終了し、性能試験を実施した。

### 3. 環境安全技術の開発

#### (1) 影響評価手法に関する研究

事故時の環境影響評価を目的としたダイナミックエコロジカルモデルの開発について、モデル水田にて採取した、わら、精米、ぬか、もみ殻及び

水田土中の $\gamma$ 核種濃度の測定結果からパラメータを取得した。その結果、一部のパラメータに $^{137}\text{Cs}$ と $^{40}\text{K}$ の類似性を見いだした。

#### (2) 移行挙動及び変動要因に関する研究

土壤環境における金属元素の溶出挙動解析を行うため、水戸標準土壤にAm及びCsを添加し、東海村で採取した雨水による溶出試験を実施した。その結果、CsはAmに比べ経時に数倍から数百倍溶出しやすいことが分かった。

#### (3) 分析技術の高度化研究

質量分析法による $^{79}\text{Se}$ の分析法のため、ICP-MSによる安定Seの感度試験を行った。その結果、最終溶液にて約 $10^{-9}\text{g/cm}^3$ 程度の感度を有していることが分かった。これは前期に検討したMIP-MSとほぼ同程度の値であった。

#### (4) 広域拡散影響評価手法に関する研究

海洋環境での広域拡散影響評価手法に関する研究として、広域海洋拡散計算コードでの計算結果を詳細かつ容易に解析するための後処理コードの作成を行った。

#### (5) 大気中ラドン濃度の測定

積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定及び地表からのラドン散逸量の測定等の調査を継続した。

そのほか、長期間の平衡等価ラドン濃度を測定できる積分型ラドン娘核種測定器の実フィールドにおける試験測定を継続するとともに、一部成果の取りまとめを行った。

### 4. 安全工学研究

#### (1) 異常時のエアロゾル挙動等に関する研究

グローブボックス内火災における換気系の応答評価に関して、これまでに実施した試験結果を基に、火災事故時換気系評価コードFIRACの整備を

進めた。

#### (2) 異常事象評価試験研究

溶解等の安全性確認試験について、示差走査熱量計及び加速速度熱量計を用いて、密封非断熱系及び密封断熱系での劣化溶媒の発熱特性試験を実施した。また、プロセス反応熱量計を用いた圧力開放系における溶媒と硝酸との反応の発熱特性確認試験の結果を取りまとめ、日本原子力学会で報告した。

#### (3) 静的安全機能を有する機器の核燃料施設への適用に関する研究

静的水素除去システムの研究では、NOx雰囲気下での触媒の耐久性を改良するため調製した白金・テルル／チタニア触媒の耐久性試験を実施し、耐久性等の触媒性能が大幅に向上したことを日本原子力学会で報告した。静的熱除去システムの研究では、伝熱特性試験装置の加熱槽及び冷却槽の温度をパラメータとして実施したヒートパイプの除熱特性試験結果を取りまとめ、日本原子力学会で報告した。

#### (4) 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

JCO臨界事故の発生を受けて、これまでに開発整備した中性子線量評価コードシステム等を用いて実施した事故の規模の推定、事故時の線量評価のための検討計算結果のまとめを行った。

#### (5) 核燃料施設の確率論的安全評価に関する研究

信頼性データの収集・整備として、改良した信頼性データベースプログラムをベースにした統合システムについて、公開のための資料作成を行った。また、モデルプラントへのPSA適用検討として、ガラス固化処理工程の換気系について動的挙動評価を行い、放射性物質放出リスクの定量化検討を行った。

(本社：安全推進本部)



## 国際会議 海外派遣等

### 【国際協力】

平成12年1月から3月までの間の主要な国際会議の開催及び参加、サイクル機構への主要外国人の来訪及び国際協力協定は次のとおりである。

#### (1) 国際会議

##### 国 内

期 日	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
1/24	東 海	「PCG (Program Coordinator Group) 会合」 米国DOE（エネルギー省）との協力協定に基づくPCG会合を行い、DOEとの共同研究の進捗状況、今後の予定の確認、新規共同研究の確認を行った。
1/25	東 海	「JNC/NAGRA（スイス放射性廃棄物管理共同組合）共同研究会議」 定例の共同研究会議を行った。
1/31～2/10	東 海	「JNC/SNL（サンディア国立研究所）共同研究打合せ」 水理モデル・地球科学及び品質管理バーチャルモデル開発の各専門家会議を開催し、各共同研究テーマに対する情報の共有化及び研究の進捗状況を確認した。
2/16～24	東海 大洗 敦賀 人形津	「JNC/RICT（ロシア化学技術研究所）情報交換会議」 フッ化物揮発法乾式再処理技術に関し情報交換会議を実施した。
2/28	大 洗	「JNC/SNL打合せ」 信頼・安全保障醸成措置としての環境監視データ利用について打合せをした。
3/8～10	東 海	「JNC/SNL共同研究打合せ」 DOEとの協力協定に基づくJNCとSNLの共同研究の打合せをした。
3/22～24	東 海	「JNC/LANL（ロスアラ莫斯国立研究所）共同研究打合せ」 DOEとの協力協定に基づくJNCとLANLの共同研究の打合せをした。
3/23～24	東 海	「KRI（フロービン・ラジウム研究所）・RIAR（ロシア原子炉研究所）報告会」 日ロ高速増殖炉分野に関するJNC分の協力項目として「日核燃料サイクル施設の運転経験情報の提供」が平成11年7月の第1回作業会合で選択されたのを受けて、報告会を実施した。

##### 国 外

期 日	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
1/17～21	オーストリア・ウィーン	「BIOMASSテーマ1会議」 地層処分研究開発における生物圏評価に反映することを目的としてIAEAのBIOMASSテーマ1会議に参加し、生物圏の評価体系に関して検討を行った。
1/22～27	ロシア・オブニンスク	「JNC/IPPE（ロシア物理エネルギー研究所）技術会議」 日ロFBRサイクル協力に基づくArea4.1照射材料のデータ購入及びArea4.2国産材料高燃焼度照射試験について協議、調整した。
1/29～2/4	仏国・エクス	「JNC/ISPNE（フランス原子力安全・防護研究所）共同研究打合せ」 仏CABRI炉での高速炉安全評価研究の進捗状況及び今後の試験計画について協議した。
2/2～3	ドイツ・カールスルーエ	「FZK（カールスルーエ研究所）日独専門家会議」 ドイツFZKで、カザフスタン共和国の試験炉IGR及び炉外試験施設を用いた試験計画（EAGLEプロジェクト）について技術検討を行った。

期日	開催場所	会議名及び内容
2/2~4	スイス・バーデン	「グリムゼル原位置試験・CRR第7回技術検討委員会」 グリムゼル原位置試験における技術検討委員会において、研究成果の技術的評価やプロジェクト推進に関する議論等を行った。
2/7~12	カザフスタン共和国・セミ巴拉チンスク	「第10回EAGLEプロジェクト会議」 EAGLEプロジェクトに関して、日本、カザフスタン相互の進捗状況を確認した。
2/8	スイス・バーデン	「JNC/NAGRA共同研究会議」 今年度の成果や技術的課題などについて議論を行うとともに、来年度の共同研究実施項目を決定した。
2/8~10	米国・カールスバド	「第13回エスピ地下研究施設水理・物質移行タスクフォース」 解析結果の報告とそれに対する議論を行った。
2/18	ロシア・モスクワ	「日ロ政府間会合」 ロシア余剰兵器プルトニウム処分に関する第1回日ロ政府間会合に実施機関として出席した。
2/29~3/2	ロシア・サンクトペテルブルグ	「JNC/KRI共同研究打合せ」 日ロ高速増殖炉分野に関するJNC分の協力項目である「口核燃料サイクル施設の運転経験情報の提供」に関して協議した。
3/6~9	仏国・エクス	「ISI & repairに関するEJCC専門家会議」 EJCC（欧洲と日本の高速炉分野の技術協力を調整する会議）の1分野に設定されているISI & repair（供用期間中調査と補修）に関する技術情報交換を行う専門家会議において、議論を行った。
3/13~17	スイス・チューリッヒ オランダ・アルクマール	「JNC/PSI（ポールシェラー研究所）共同研究打合せ」 JNCとPSIの共同研究の変更について打合せを行った。

## (2) 海外派遣・留学

該当なし

## (3) 主要外国人の来訪

訪問日	訪問場所	訪問者
1/25	東海	スイスNAGRA理事長
2/16~24	東海・大洗 敦賀・人形峠	ロシアRICT所長
2/23	東海	米国DOE/アルゴンヌ国立研究所(ANL)所長代行
2/14~16	東海・大洗	中国清華大学副院長

## (4) 国際協力協定

- ① 平成12年1月27日に米国DOEとの保障措置技術協力協定を更新した（5年間の延長）。
- ② 平成12年1月28日に米国DOEとの原子力技術協力協定の更新手続きを行った。

## (5) 解体プルトニウム処分協力

- ① ロシアIPPEとの契約に基づき、BFS-2（臨界実験装置）を用いた臨界実験を実施している。
- ② ロシアRIARと解体プルトニウムを用いた先行照射試験に係る共同研究を進めるとともに、フェーズ1で計画している施設改造について協議を行った。
- ③ フェーズ1の実施に関し、スケジュール、役割分担、協力の枠組み等についてロシア関係者との協議に参加した。



【活動】

## 外部発表

### ■外部発表

平成12年度1月から3月において外部発表を行ったものは次のとおりです。

部 門	発 表 内 容	件数
高 速 増 殖 炉 関 連	各種委員会・講演会・セミナー等での報告	2
〃	原子力学会等での口頭発表	52
〃	国内外の学術雑誌等への投稿	4
新 型 転 換 炉 関 連	各種委員会・講演会・セミナー等での報告	1
〃	原子力学会等での口頭発表	3
再 处 理 関 連	原子力学会等での口頭発表	15
ウ ラ ン 濃 縮 関 連	各種委員会・講演会・セミナー等での報告	6
核 燃 料 関 係	各種委員会・講演会・セミナー等での報告	1
〃	原子力学会等での口頭発表	26
〃	国内外の学術雑誌等への投稿	1
先 進 リ サ イ ク ル 関 係	各種委員会・講演会・セミナー等での報告	1
〃	原子力学会等での口頭発表	15
廃 棟 物 处 理 ・ 处 分 関 係	国際会議での発表	1
〃	各種委員会・講演会・セミナー等での報告	1
〃	原子力学会等での口頭発表	19
〃	国内外の学術雑誌等への投稿	4
地 層 研 究 関 連	原子力学会等での口頭発表	10
そ の 他	各種委員会・講演会・セミナー等での報告	1
〃	原子力学会等での口頭発表	8
	計	173

---

サイクル機構技報 2000. 6 No.7  
平成12年6月発行  
©2000 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT  
INSTITUTE

禁無断転載

---

編集発行 核燃料サイクル開発機構  
技術展開部 技術協力課  
〒319-1184  
茨城県那珂郡東海村村松4-49  
Tel. 029 (282) 1122(代)  
FAX. 029 (282) 7980  
<http://www.jnc.go.jp>

---

制作 株式会社 菜根出版  
〒102-0093  
東京都千代田区平河町1-8-13  
Tel. 03 (3261) 8887  
FAX. 03 (3261) 8879

## 核燃料サイクル開発機構

本社	茨城県那珂郡東海村村松4-49	〒319-1184	TEL (029) 282-1122
敦賀本部	福井県敦賀市木崎65-20	〒914-8585	TEL (0770) 23-3021
東海事業所	茨城県那珂郡東海村村松4-33	〒319-1194	TEL (029) 282-1111
大洗工学センター	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	〒311-1393	TEL (029) 267-4141
人形株環境技術センター	岡山県苫田郡上齋原村1550	〒708-0698	TEL (0868) 44-2211
東濃地科学センター	岐阜県土岐市泉町定林寺959-31	〒509-5102	TEL (0572) 53-0211
新型転換炉 ふげん発電所	福井県敦賀市明神町3	〒914-8510	TEL (0770) 26-1221
高速増殖炉 もんじゅ建設所	福井県敦賀市白木2-1	〒919-1279	TEL (0770) 39-1031
東京事務所	東京都千代田区丸の内1-1-2 NKKビル10階	〒100-8245	TEL (03) 5220-3311
〈海外事務所〉			
WASHINGTON	JNC Washington Office Suite715, 2600 Virginia Avenue, N. W., Washington D.C.20037 U.S.A.		TEL 202-338-3770 FAX 202-338-3771
PARIS	JNC Paris Office 4-8, Rue Sainte-Anne, 75001 Paris France		TEL 1-4260-3101 FAX 1-4260-2413
北京	北京事務所 中華人民共和国 100004 北京市朝陽区東三環北路5号 北京發展大厦602房間 JNC Beijing Office Beijing Fazhan Da Sha 602 Dong 3 Huan Bei Lu 5 Beijing, China		TEL 10-6590-8095 FAX 10-6590-8097
VANCOUVER	PNC Exploration(Canada)Co. Ltd. 2401-650, West Georgia Street, Box 11571 Vancouver Center, Vancouver, B. C. V6B 4N8 Canada		TEL 604-681-6151 FAX 604-682-3452
SYDNEY	PNC Exploration(Australia)Pty. Ltd. Suite 603, 83 York Street, Sydney, N. S. W. 2000, Australia		TEL 2-9279-1533 FAX 2-9279-1945