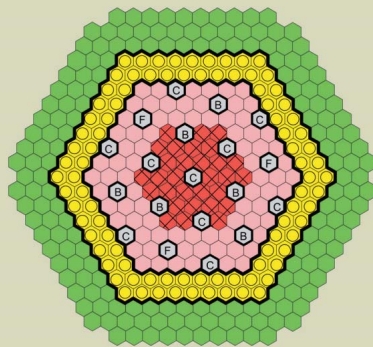
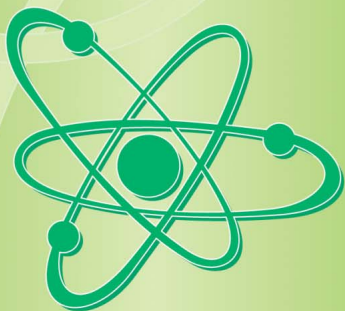


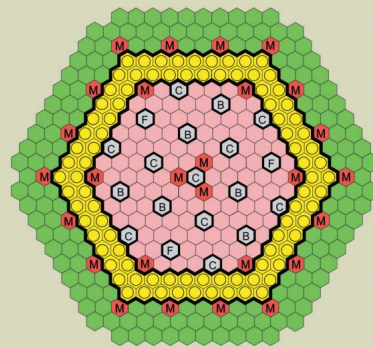
サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.18 2003.3



照射集合体配置例. 1
(実用化燃料30体装荷)



照射集合体配置例. 2
(MA含有燃料27体装荷)

○ 内側炉心
○ 外側炉心
○ ブランケット
→ 反射体等へ

○ ○ ○ 制御棒
○ 実用化燃料
○ MA含有燃料等



サイクル機構技報

No.18 2003年3月

目 次

技 術 報 告

- 再結晶組織を有する ODS フェライト鋼被覆管の二段軟化熱処理技術開発 1
成田 健 鵜飼 重治 皆藤 威二 大塚 智史 小林十思美

研 究 報 告

- 「もんじゅ」高度化炉心概念の研究 (II) 長期運転サイクル・高燃焼度炉心概念 11
金城 秀人 影山 武 石橋 淳一 西 裕士
- レーザー誘起ブレイクダウン分光法を用いたナトリウムエアロゾル検知に関する研究 23
大高 雅彦 林田 均
- 原子炉出口温度高温化に適合するナトリウム冷却金属燃料炉心の検討 29
山舘 恵 水野 朋保 杉野 和輝
- 原位置トレーサ試験より得られる核種移行パラメータ値の不確実性評価 39
澤田 淳 井尻 裕二 畑 明仁 細野 賢一 吉野 尚人
- 亀裂状媒体水理試験設備 (LABROCK) による天然亀裂内の透水・物質移行特性評価 51
吉野 尚人 佐藤 久 内田 雅大
- Probabilistic Approaches for Predicting the Long-Term Spatial and Temporal Characteristics of Monogenetic Volcanoes;
Application to Two Monogenetic Volcano Fields in Japan. 59
アンドリュー・ジェイムス・マーチン 梅田 浩司 湯佐 泰久
- 地下水流動の予測解析統合システム (GEOMASS システム) の概要と東濃地域への適用事例 71
稲葉 薫 三枝 博光
- 酢酸セルロース化合物をコーティング剤としたウラン・プルトニウム分析用標準物質の開発 83
駿河谷直樹 佐藤 宗一 雛 哲郎 檜山 敏明

会 議 報 告

- 国際特別研究員による 2002 年度研究成果報告会 91
小山 和俊
- 高速増殖炉サイクル研究開発セミナー 若手研究者と語る研究開発の将来展望 94
深野 義隆

JNC Technical Review

No.18 2003.3

CONTENTS

概 況 報 告

高速増殖炉サイクルの研究開発	
高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の研究開発	97
高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究	100
高速増殖炉の研究開発	105
高速増殖炉燃料の研究開発	110
高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発	112
高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発	114
軽水炉燃料再処理技術の研究開発	120
環境保全対策	123
ウラン濃縮	129
新型転換炉の研究開発	130
核物質管理と核不拡散対応	132
安全管理と安全研究	133

国 際 協 力

国際会議，海外派遣・留学，主要外国人の来訪，国際協力協定，余剰兵器解体プルトニウム処分協力	137
---	-----

活 動 報 告

業務品質保証活動	139
外部発表	140
技術情報管理，情報システム	149
大学等との研究協力，社内公募型研究	150
技術協力・技術移転，開発技術の利用・展開，施設・設備の供用，国内技術協力研修	152
特許・実用新案紹介	154

お 知 ら せ

成果情報データベースシステム（JSERV）の社外利用の運用開始について	156
---	-----

サイクル機構技報

No.18 2003年3月

表紙の全体デザインと色調

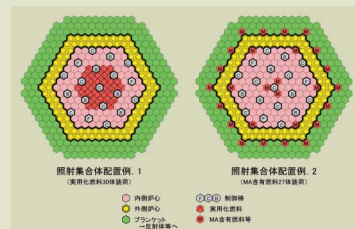
全体デザインは、「サイクル機構による情報発信」をイメージしたものです。
萌葱色(もえぎいろ)を基調とした色調は、「サイクル機構における新たな萌芽」を表現したものです。

表紙の画像

「もんじゅ」高度化炉心における照射試験集合体配置例

将来の「もんじゅ」の役割として、「長期的には、実用化に向けた研究開発成果によって得られる要素技術等の成果を「もんじゅ」で実証することや、マイナーアクチニド(MA)等の燃焼試験を行うことの重要性」が、国の原子力長期計画(長計)などでも示されている。そこで、炉心性能向上研究と並んで、FBR実用化戦略調査研究(FS)などで検討中の燃料集合体概念や、MA燃焼試験集合体を、将来の「もんじゅ」高度化炉心に装荷した場合の影響や炉心特性を調べる研究が行われており、有意義な情報が得られている。図は、それらの集合体の「工学規模での照射・実証」を念頭に、実用化燃料を炉心燃料領域に数十体、MA燃焼試験集合体を炉心と径方向ブランケット燃料領域にも装荷する具体的な配置例(2例)を示している。

関連する研究報告タイトル:「もんじゅ」高度化炉心概念の研究(Ⅱ)
—長期運転サイクル・高燃焼度炉心概念—



画像提供組織名: 敦賀本部 国際技術センター
炉心技術開発グループ

本誌及びバックナンバーの内容を核燃料サイクル開発機構インターネットホームページ内に掲載しています。

〔アドレス〕 <http://jserv-internet.jnc.go.jp/>
または <http://www.jnc.go.jp/siryou/gihou/main.html>

本誌の全部又は一部を複写・複製・転載する場合は、編集発行元へお問い合わせください。

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
© 核燃料サイクル開発機構 2003

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section, Technical Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan
© 2003 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE



再結晶組織を有するODSフェライト 鋼被覆管の二段軟化熱処理技術開発

成田 健 鞆飼 重治 皆藤 威二 大塚 智史 小林十思美*

大洗工学センター システム技術開発部
*住友金属テクノロジー株式会社

Development of Two-Step Softening Heat-Treatment in ODS Ferritic Steel Claddings with Recrystallized Grain Structure.

Takeshi NARITA Shigeharu UKAI Takeji KAITO Satoshi OHTSUKA Toshimi KOBAYASHI*

System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center
* Sumitomo Metal Technology, Inc

実用化段階の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要求される諸特性を満足する高性能な炉心材料として酸化物分散強化型（ODS）フェライト鋼被覆管を開発している。ODSフェライト鋼被覆管が有する難加工性と強度異方性及び低延性を克服する手段として開発した再結晶熱処理技術を被覆管製造プロセスに適用する場合に有効な二段軟化熱処理技術を開発した。これにより実用化段階で必要とされる700℃での強度レベルを満足するODSフェライト鋼被覆管の量産製造プロセス確立の見通しが得られ、製造コスト低減も同時に期待される。

Oxide dispersion-strengthened (ODS) ferritic steels have been developed as prospective cladding materials for attaining higher burnup and higher coolant outlet temperature in advanced fast reactors. In the cladding manufacturing process, two-step softening heat-treatment was developed as an effective method for application to the recrystallizing heat-treatment, which made possible the improvement of formability, ductility and the disappearance of strength anisotropy in the ODS ferritic steel claddings. A mass production process is predicted and cost reduction is concomitantly expected for manufacturing ODS ferritic steel claddings with an adequate strength level at 700°C for commercialized fast reactors.

キーワード

高速炉燃料、ODS、フェライト鋼、被覆管、再結晶、クリープ強度、二段熱処理、強度異方性

Fast Reactor Fuel, ODS, Ferritic Steel, Cladding, Recrystallization, Creep Strength, Two-Step Heat-Treatment, Strength Anisotropy



成田 健

核燃料工学グループ所属
炉心材料の開発・評価に従事



鞆飼 重治

核燃料工学グループ
グループリーダー
炉心材料の開発及びグループ統括
工学博士
核燃料取扱主任者
第1種放射線取扱主任者



皆藤 威二

核燃料工学グループ所属
炉心材料の開発・評価に従事
副主任研究員



大塚 智史

核燃料工学グループ所属
炉心材料の開発・評価に従事
研究員
工学博士
核燃料取扱主任者
第1種放射線取扱主任者



小林十思美

住友金属テクノロジー㈱
技術部
次長
ODSフェライト鋼被覆管の製管技術開発に従事

1. はじめに

酸化物分散強化型フェライト鋼（以下、ODSフェライト鋼）は、スエリング抵抗性に優れたフェライト鋼に酸化物粒子をナノスケールで微細分散して700℃程度での高温強度の飛躍的な改善を図った材料であり、実用化段階の高速炉長寿命燃料要素に要求される諸特性を満足する被覆管材料として有望視されている。しかし、ODSフェラ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造が極めて困難であり、また、強度異方性が大きく低延性という重大な課題があった¹⁾。そのため、ODSフェライト鋼の再結晶あるいは α/γ 変態を利用して、加工性と強度異方性を改善する技術を開発した^{2)~7)}。

本報では、再結晶技術を適用した加工性と強度異方性の改善に関して、冷間圧延と熱処理を繰り返してODSフェライト鋼被覆管を製造する最適な加工・熱処理プロセスの開発成果を報告する。

2. 従来技術・課題

ODSフェライト鋼被覆管の性能目標値は、寿命が高速中性子照射量 $50 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ （約250dpa）以上、取出平均燃焼度150GWd/t以上であり、内圧クリープ破断強度が700℃×10,000hrsで120MPa以上、700℃×30,000hrsで108MPa以上、及び周方向均一伸びが1%以上（全使用温度範囲）確保され、なおかつ、冷間圧延による製管が可能となる硬さ（目標ビッカース硬度400Hv以下）が得られることとしている。

しかし、ODSフェライト鋼被覆管は非常に硬いため、通常の冷間加工ができない難加工材である。また、圧延方向に沿って細く伸びた針状結晶粒形態となるため、単軸強度に比べて内圧方向の強度が著しく低い、すなわち強度異方性が大きい材料であり、特に周方向の延性が劣る材料である（400℃近辺）。

これまでの研究により、再結晶によって結晶粒が等軸化、粗大化すると、強度異方性が解消され、内圧強度が被覆管長手方向の単軸強度に近づき、高い内圧クリープ破断強度が得られ、未再結晶組織が少ないほどその傾向が顕著になることが明らかになっている⁴⁾。そこで、ODSフェライト鋼被覆管の加工性と強度異方性の改善を目的とした再結晶技術を適用して、最終被覆管製品を再結晶組織とし、かつ途中の冷間圧延による製管が可能な

熱処理条件の最適化、製管プロセスの開発に取り組んできた。

ODSフェライト鋼の製造方法は、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による固化成形という粉末冶金技術を適用する。図1にODSフェライト鋼被覆管の一連の製造プロセスを示す。

10kgアトライターボールミルを用いてフェライト鋼粉末と酸化物（ Y_2O_3 ）粉末及びチタン粉末を48時間MA処理にて合金化した後、それらを軟鋼製カプセルに封入し、1,150℃での熱間押出により固化成形し、フェライト鋼中に酸化物粒子を3nmのナノスケールで微細分散させた素管を製造する。この素管から圧延率45~50%の冷間圧延を多数回行い、外径8.5mm、肉厚0.5mm、長さ2mの薄肉で細径長尺管に圧延加工する。この際、最終熱処理後の被覆管の組織は強度異方性を低減して、優れた内圧強度と延性を確保する観点から、再結晶組織であることが必須である⁵⁾。

各圧延後の管はビッカース硬度400Hv以上と硬化が著しく、この状態で連続して圧延すると圧延途中で割れが生じる危険性が極めて高くなるため、圧延後に軟化熱処理（以下、途中軟化熱処理）を行い、硬度を400Hv以下にして、圧延中の割れを防止する必要がある。このため被覆管製造工程においては、冷間圧延→途中軟化熱処理を繰り返すプロセスとした。

既存の設備を利用した実用化製造プロセスにおいて、32mm外径×5.5mm肉厚の素管から6.9mm

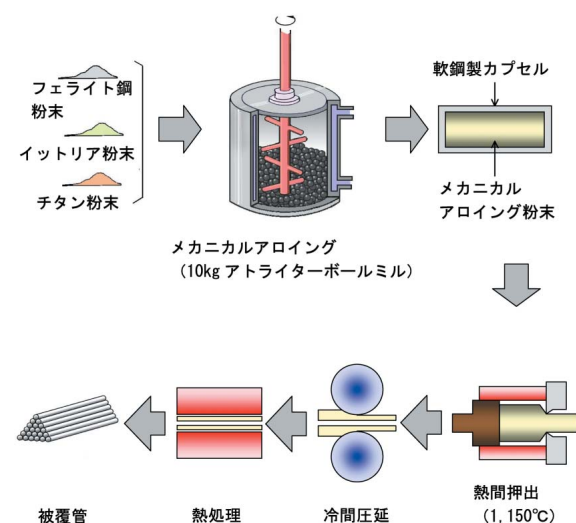


図1 ODSフェライト鋼被覆管の製造プロセス

外径×0.4mm肉厚のODSフェライト鋼被覆管を製造するためには4回の冷間圧延が必要となることから、今回検討したプロセスでは、実用化製造プロセスを考慮して、冷間圧延回数は4回とした。

3. 再結晶被覆管製造技術開発

3.1 試験材

表1に熱間押出で作製したODSフェライト鋼素管の化学成分を示す。これは12Cr-0.03C-2Wをベースとしたものである。これまでの研究により、ODSフェライト鋼の再結晶の起こりやすさは Y_2O_3 量に依存し、再結晶組織を得るためには0.25wt%以下に制限する必要があること、及び過剰酸素(Ex. O)量にもわずかに影響されることが

明らかになっている³⁾。この知見に基づき、各試験材とも Y_2O_3 を0.22wt%とし、過剰酸素量を0.06~0.07wt%とした。今回の試験では、18mm外径、3mm肉厚、300mm長さの素管から、6.9mm外径、0.4mm肉厚、2,000mm長さの被覆管を4回の冷間圧延で作製した。

3.2 途中軟化熱処理試験

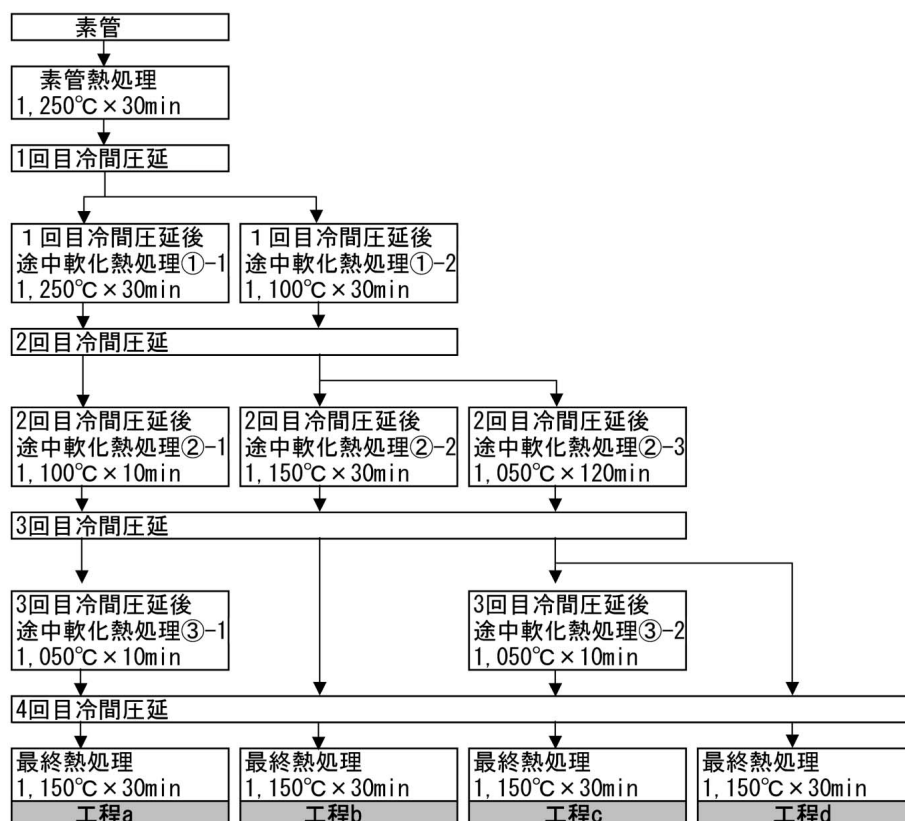
3.2.1 試験方法

被覆管製造時の軟化及び最終熱処理による再結晶化に大きな影響を及ぼすと考えられる途中軟化熱処理条件に着目して熱処理試験を行った。

ODSフェライト鋼被覆管の途中軟化熱処理試験フローを図2に示す。本試験は、途中では再結

表1 各試験材の主たる化学成分

	化 学 成 分 (wt%)								
	C	Cr	W	Ni	Ti	Y_2O_3	Ex.O	N	Ar
途中軟化熱処理試験	0.02	12.65	1.53	0.01	0.26	0.22	0.073	0.006	0.0026
二段軟化熱処理試験	0.04	11.51	1.90	0.04	0.26	0.23	0.061	0.009	0.0057



素管寸法 ; 18mm外径×3mm肉厚×300mm長さ
被覆管寸法 ; 6.9mm外径×0.4mm肉厚×2,000mm長さ

図2 ODSフェライト鋼の途中軟化熱処理試験フロー

晶温度以下で軟化熱処理を行うことにより回復のみさせ、最終段階で再結晶させる方法（熱処理温度を変量し、工程 a, c の 2 種類とした）、途中で一度再結晶させて 3 回目及び 4 回目の加工で十分加工率を蓄積した後に最終熱処理で再度再結晶させる方法（工程 b）、及び途中では再結晶させず、3 回目及び 4 回目の加工で十分加工率を蓄積した後に最終熱処理で再結晶させる方法（工程 d）の合計 4 通りの工程で製管試験を実施し、再結晶の有無及び軟化の程度を評価した。

各工程の熱処理温度は、これまでの研究により明らかになった ODS フェライト鋼の各工程（冷間圧延率）における再結晶温度に基づき決定した⁸⁾。なお本試験の最終熱処理温度はすべて 1,150℃である。

各熱処理後に光学顕微鏡による被覆管圧延方向の縦断面のマイクロ組織観察を行い再結晶が生じているかを判断し、また硬さ測定（Hv10kg）を行い、次の圧延が可能であるかどうかの判断を行った。

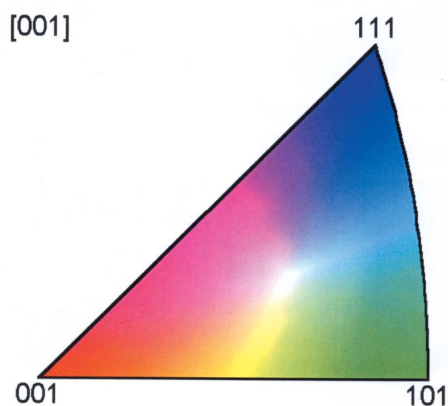


図3 逆極点図

また本試験材の再結晶の程度を把握し、かつ集合組織を分析するために、Electron Back-Scatter Diffraction Patterns (EBSP) 法による被覆管縦断面の結晶方位解析を行った。分析試料は、途中軟化熱処理で一旦再結晶させた工程 b と、途中軟化熱処理では再結晶させなかった工程 c とした。図 3 に逆極点図を示す。カラーグラデーションにより面の結晶方位を表す。(111) 面は青色、(001) 面は赤色、(101) 面は緑色となり、これらの中間に位置する面は中間色で示される。

3.2.2 試験結果

熱処理ごとのマイクロ組織観察結果及び硬さ（Hv）を表 2 に示し、最終熱処理後のマイクロ組織を写真 1 に示す。

図 2 と表 2 から、1 回目圧延後熱処理では 1,250℃で再結晶が生じなかった（工程 a）のに対して、2 回目圧延後熱処理では 1,150℃で再結晶が生じた（工程 b）ことが分かる。これは、2 回目圧延後の方が 1 回目圧延後に比べ、歪エネルギー

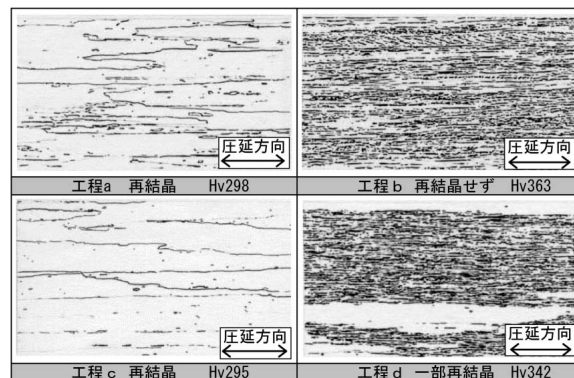


写真1 各工程の最終熱処理後のマイクロ組織(×100)

表2 ODS フェライト鋼の途中軟化熱処理試験結果

		工程 a	工程 b	工程 c	工程 d
1 回目冷間圧延後 途中軟化熱処理	再結晶	×	×	×	×
	硬 さ	Hv365	Hv368	Hv368	Hv368
2 回目冷間圧延後 途中軟化熱処理	再結晶	×	○	×	×
	硬 さ	Hv384	Hv324	Hv359	Hv372
3 回目冷間圧延後 途中軟化熱処理	再結晶	×	—	×	—
	硬 さ	Hv392	—	Hv391	—
最終熱処理	再結晶	○	×	○	△
	硬 さ	Hv298	Hv363	Hv295	Hv342

○；再結晶 △；一部再結晶 ×；再結晶せず

の蓄積が大きいために再結晶が生じやすかったことに起因すると考えられる。

工程 a, c は、途中軟化熱処理で再結晶させない工程である。ただし、1 回目及び2 回目の熱処理温度は工程 a > 工程 c である。工程 a, c とも最終熱処理により再結晶が生じた。両者の再結晶組織の均一性又は再結晶率を比較すると、工程 c が a よりも良好であった。

工程 b は、2 回目冷間圧延後の途中軟化熱処理で再結晶を生じさせて被覆管を十分に軟化させることにより、3 回目冷間圧延後の途中軟化熱処理を省略した工程である。2 回目冷間圧延後の熱処理で再結晶が生じて、3 回目冷間圧延後の熱処理を省略することにより歪が増大し、最終熱処理で再結晶が生じるのを期待したものであるが、最終熱処理で再結晶を生じさせることはできなかった。

工程 d は、途中軟化熱処理で再結晶を生じさせず、3 回目の途中軟化熱処理を省略した工程である。そのため、4 回目の圧延後に硬さが増し、割れの発生が危惧されたが、問題なく製管試験を実施することができた。この場合、最終熱処理で一

部再結晶が生じたが、再結晶組織の均一性又は再結晶率は、工程 a, c より劣っていた。この工程 d により、過度の加工度は再結晶の均一性の観点からは望ましくないことが確認された。

以上の結果から、最終熱処理後でより均一な再結晶組織を得るためには、途中軟化熱処理では再結晶させずに加工歪の除去のみとする方法が有効であることが確認された。

3.2.3 考察

再結晶組織の形成は、材料の集合組織に依存すると考えられるため、各製造プロセスにおける集合組織の発達状況を検討した。図4に工程 b 及び c の圧延面と平行な結晶面を示し、図5に圧延面と平行な結晶面の方位を示す。(各図中の略号は、図2に準拠する。) いずれも、図の左右方向が圧延方向である。これらの図中で黒い部分は歪が大きく、明瞭なEBSPが得られず方位解析が不可能であった領域である。また、1 ドットのみ周囲と異なる方位表示(色)になっている箇所も歪が大きく解析精度が低いことを表しており、これらの場

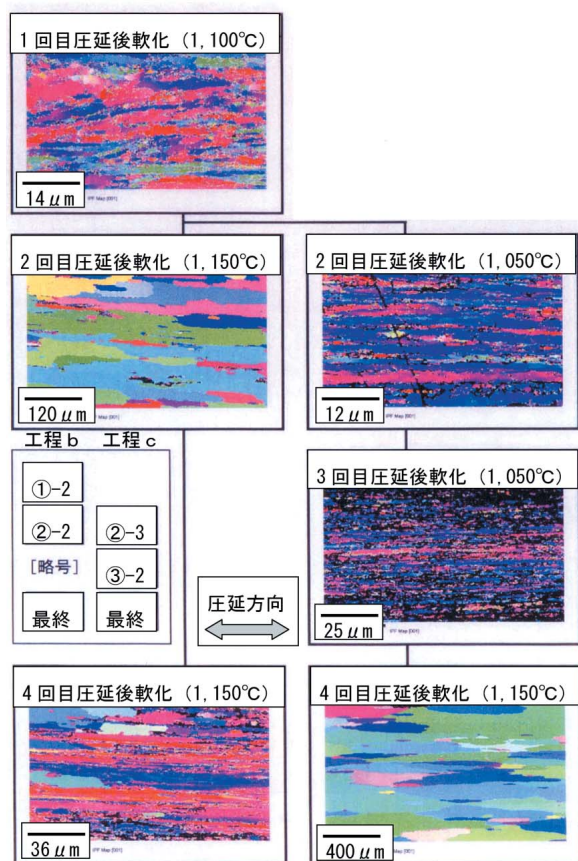


図4 工程 b 及び c の圧延面と平行な結晶面

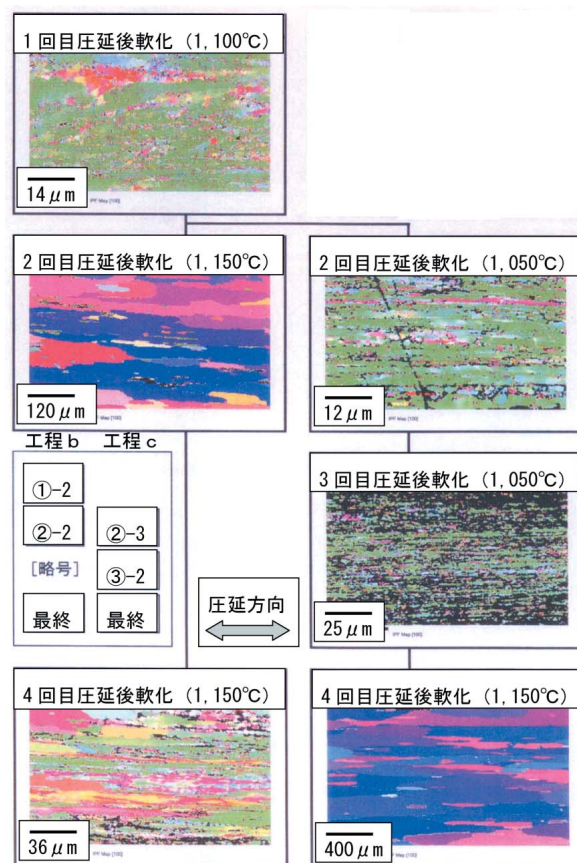


図5 工程 b 及び c の圧延面と平行な結晶面の方位

所は、加工組織が残存した未再結晶組織である。

途中軟化熱処理で再結晶させた工程bでは、1回目圧延後軟化熱処理後の組織はわずかに{111}〈110〉方向へ配向した圧延集合組織であるが、2回目圧延後再結晶熱処理で{110}〈111〉方向にやや弱い配向を持った再結晶組織になる。この状態で3回目、4回目の冷間圧延を施すと、再び{111}〈110〉方向へ配向した圧延集合組織が形成されるが、4回目圧延後に行った最終熱処理後のEBSP結果より、その配向は弱いものと推定される。これに対して、途中軟化熱処理で再結晶しなかった工程cは、2回目及び3回目圧延により{111}〈110〉が圧延方向に配向した強い圧延集合組織が形成されており、その後の4回目圧延後の熱処理で{110}〈111〉近傍に配向した再結晶集合組織が明瞭に観察される。

体心立方金属であるODSフェライト鋼において、{111}〈110〉は比較的再結晶が生じやすい方位であることが知られており⁸⁾、工程cにおいて最終熱処理で再結晶が生じたのは、4回目圧延後において{111}〈110〉に強い配向を持った圧延集合組織が形成されていたためと考えられる。一方、工程bでは、その配向が弱く、比較的ランダムな方向を持っていたことが最終熱処理で再結晶しなかった原因と考えられる⁴⁾。

以上のことから最終熱処理後でより均一な再結晶組織を得るためには、被覆管製造プロセスにおいて途中軟化熱処理では再結晶させずに加工歪の除去のみを行い、その後の冷間圧延が可能なレベルにまで軟化させ、再結晶が生じやすい{111}〈110〉方位に強く配向した圧延集合組織としておくことが有効であることが確認された。

3.3 二段軟化熱処理技術開発試験

3.3.1 試験方法

これまでのODSフェライト鋼被覆管の試作により得た経験から、1回目、2回目の冷間圧延後の熱処理では熱処理温度の工夫によって再結晶の生成を抑制することが可能であるが、3回目の冷間圧延後熱処理では、1, 2回目の冷間圧延後の熱処理温度と同等の設定温度においても再結晶が生じることがある。また同一熱処理温度でも、蓄積された加工歪の差異により、再結晶の程度に差異が生じる場合がある。そこで本研究においては、3回目の冷間圧延後の軟化熱処理に着目し、安定して

硬さを400Hv以下に下げ冷間加工時における割れの発生を防止し、かつ再結晶させない熱処理方法を検討した。従来は一段階の熱処理を行っていたが、一段目で加工歪を除去し、二段目で可能な限り高温で熱処理することにより大きな軟化を得ることを意図した実用化製造プロセスとして二段軟化熱処理法を考案し⁹⁾、その適用可能性を検討した。ODSフェライト鋼被覆管の二段熱処理試験フローを図6に示す。

各熱処理後に光学顕微鏡によるマイクロ組織観察を行って再結晶が生じているかを判断し、また、硬さ測定(Hv10kg)を行い、次の圧延が可能であるか否かの判断を行った。

3.3.2 試験結果

3回目冷間圧延後の途中軟化熱処理試験結果を図7に示す。一段熱処理では、途中軟化熱処理温度が1, 100℃以下では再結晶は生じないが、硬さは



図6 ODSフェライト鋼の二段軟化熱処理試験フロー

400Hv以上である。一方、途中軟化熱処理温度が1,150℃以上では硬さは400Hv以下になるが、再結晶が生じる。したがって、一段軟化熱処理では、再結晶させずに400Hv以下の硬さを得ることはできない。

これに対して1,050℃で一段目の熱処理を行った後、続けて1,250℃で二段目熱処理を行った場合には、再結晶は生じず、かつ、硬さは400Hv以下に低下することが確認された。その組織を1,250℃一段熱処理の光学顕微鏡写真と比較して図7に示した。二段軟化熱処理を適用することにより、再結晶の生成を抑制できることが明瞭である。また、その場合の硬さレベルは、未再結晶組織のため再結晶した1,250℃一段熱処理までは低下しないが、1,050℃一段熱処理に比べて約50Hv低下し、次の冷間圧延が可能となるレベルに下げることができた。

3.3.3 考察

J.E.Burkeらは、再結晶に影響を及ぼす種々の因子と効果を調べ、再結晶温度は、塑性変形量が小さいほど高くなる結果を得ている¹⁰⁾。これに基づく、再結晶温度と圧延率（塑性変形量）の関係は模式的に図8のように表すことができる。本試験材においては、例えば圧延率A%の塑性加工を施し、その時の再結晶温度 T_0 以上の温度 T_1 で熱処理を行うと、軟化は生じるが、再結晶も生じる。これが本試験材における一段軟化熱処理による再結晶に相当する。これに対して、A%加工した後、 T_0 以下の T_2 で熱処理を行うと、再結晶を生じることなく、圧延率A%相当分の歪がB%相当分の歪にまで除去され、回復のみが生じることとなる。この状態で圧延率B%の時の再結晶温度 T_0 以下に相当する T_1 で再度熱処理を行うと、再結晶を起こさせることなく、軟化のみを生じさせることができる。すなわち、一段階目の熱処理で蓄積

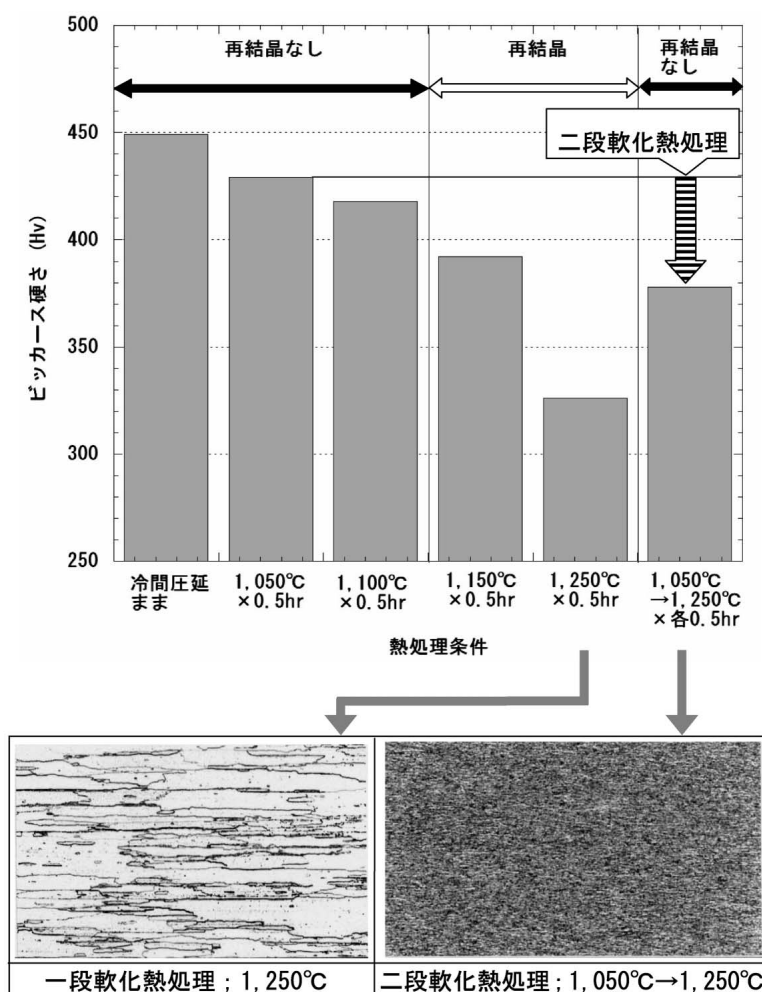


図7 3回目冷間圧延後の途中軟化熱処理試験結果

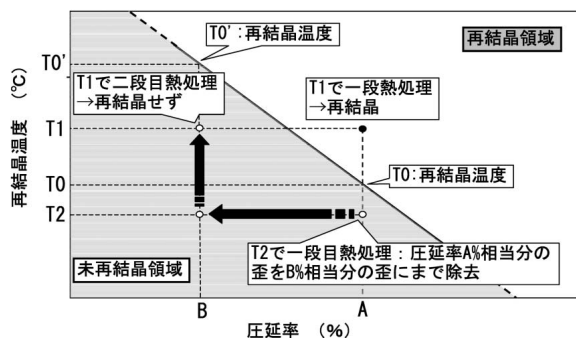


図8 再結晶温度に及ぼす圧延率の影響（模式図）

された加工歪をある程度除去することにより再結晶温度をより高温側にシフトさせ、続けて行う二段階目の熱処理をその再結晶温度以下で行うことにより軟化を促進させるものである。

4. 被覆管の強度特性

4.1 試験方法

ODSフェライト鋼被覆管を高速炉燃料要素として使用する際には、FPガス内圧による周方向の引張強度及び700℃での内圧クリーブ破断強度が重要となるため、途中軟化熱処理試験結果を反映して製造し、再結晶組織としたODSフェライト鋼被覆管を試験材として、リング引張試験及び内圧クリーブ破断試験を実施した。

リング引張試験は、試験材よりリング状試料（平行部長さ2mm）を採取し、JIS Z2241に準拠した試験を実施した。試験温度は室温～800℃とし、引

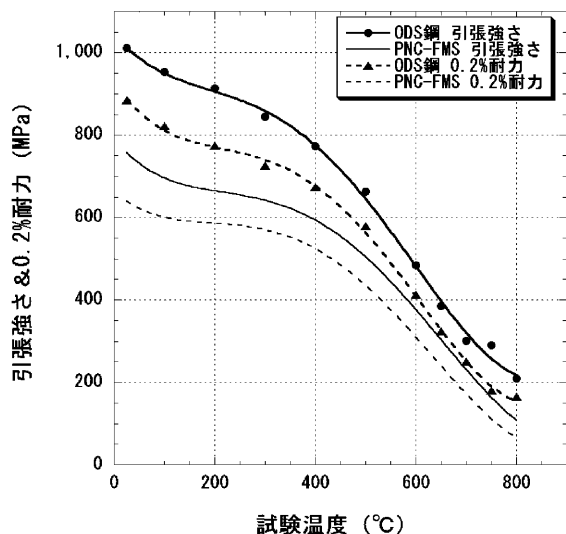


図9 ODSフェライト鋼被覆管の引張強さ（リング引張）

張速度は耐力までは0.5%/min、耐力以降は5%/minとした。

内圧クリーブ破断試験は、試験材より管状の試料を採取し、所定の試験温度及び応力で内圧クリーブ破断試験（圧力導入型）を実施した。試験温度は650℃、700℃及び750℃とし、応力範囲（フープ圧力）は90～290MPaとした。

4.2 試験結果

試験材のリング引張試験結果を図9及び図10に示す。比較のためサイクル機構が開発した酸化物粒子を含まない高強度フェライトマルテンサイト鋼（PNC-FMS）被覆管のデータも示す¹¹⁾。

ODSフェライト鋼は、引張強さ、0.2%耐力、伸び、いずれもPNC-FMSと比較してすべての試験温度において優れている。特に、700℃においてPNC-FMSは引張強さが約200MPaであるのに対し、ODSフェライト鋼は約1.5倍の300MPa程度であった。また、均一伸びに関してはPNC-FMSは500℃以上で減少するのに対し、ODSフェライト鋼は増加している。

引張強度特性については、PNC-FMSは高温になると回復軟化により早期に破断するが、ODSフェライト鋼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

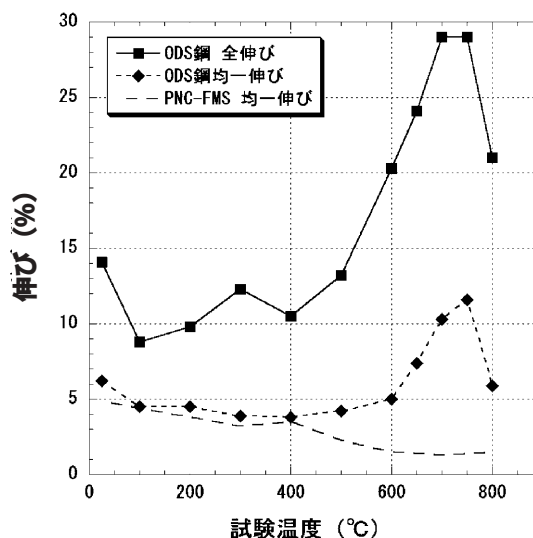


図10 ODSフェライト鋼被覆管の伸び（リング引張）

れており、700℃程度でも十分な一様伸びを示す ODS フェライト鋼被覆管は過渡時の破損限界にも優れていることが期待できる。

試験材の内圧クリープ破断試験結果として、Larson－Miller Parameter (LMP) の値を横軸にして周応力をプロットした結果を図11に示す。周応力を LMP の 1 次式で最小二乗法により回帰し、以下の関係を得た。

$$LMP = (T + 273.15) (53.03 + \log t_R)$$

$$LMP = 85.22 - 13.851 \log \sigma_H$$

ここで T : 試験温度 (℃)

t_R : 破断時間 (hrs)

σ_H : 周応力 (MPa)

この関係を用いて求めた 650℃、700℃、750℃におけるクリープ破断曲線を図12に示す。図12では、比較のため PNC－FMS 及び オーステナイト鋼 (PNC316) の 700℃ におけるクリープ破断曲線も示した^{2),5)}。

ODS 鋼の内圧クリープ破断特性は PNC－FMS よりも優れており、フェライト系耐熱鋼としては世界最高値を示した⁵⁾。また、強度低下の傾きが小さいため、長時間側では PNC316 のクリープ強度よりも優れている。

図11において、700℃×10,000hrsにおける LMP は 55,500 で、700℃×30,000hrs における LMP は 56,000 であり、いずれもクリープ破断強度の取得データ範囲内に入っていることが分かる。またこの時の内圧クリープ破断強度は、前出の式より、

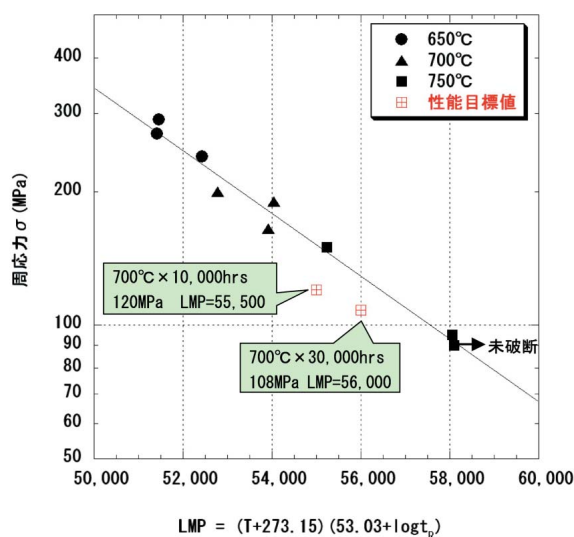


図11 ODS フェライト鋼被覆管の内圧クリープ破断強度の LMP 依存性

700℃×10,000hrs の場合は 140MPa、700℃×30,000hrs の場合は 129MPa であった。したがって、本試験材の内圧クリープ破断強度は、高速炉被覆管としての 700℃ での強度目標値である 10,000hrs で 120MPa 以上及び 30,000hrs で 108MPa 以上を満足していることが確認された。

5. おわりに

実用化段階の高速炉長寿命被覆管材料として有望視されている ODS フェライト鋼は、冷間圧延により被覆管に製管する際、途中軟化熱処理により硬さを冷間圧延可能なレベルの 400Hv 以下にする必要がある。しかしその際、加工歪の蓄積により一旦再結晶が生じると、最終熱処理で再結晶しないという課題がある。そこで、本研究では、加工歪の蓄積が最も多くなる 3 回目圧延後に二段軟化熱処理を採用することにより、従来技術では困難であった強度異方性の改善（最終熱処理で未再結晶組織のほとんどない再結晶組織を得ること）と加工性の向上（途中軟化熱処理で再結晶組織とせず軟化させること）とを高いレベルで両立させることが可能となることが確認された。

実用化製造プロセスにおいては、すべての冷間圧延後の軟化熱処理を二段熱処理で行うことにより、所定の開発目標値を安定して満足する ODS フェライト鋼被覆管の量産用製造プロセス確立の見通しが得られ、各熱処理後の検査工程の省略による製造コスト低減も期待される。

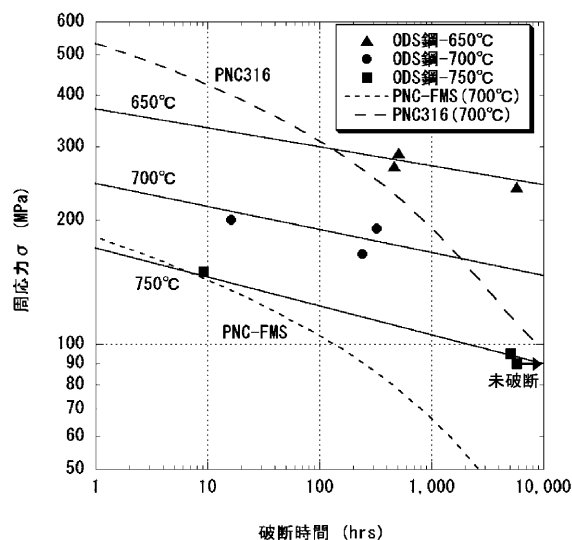


図12 ODS フェライト鋼被覆管の内圧クリープ破断応力-時間曲線

本研究により開発したODSフェライト鋼は、高速炉燃料被覆管としてだけではなく、高温強度が要求される核融合炉用低放射化フェライト鋼としても期待されている。

最後に、本研究を実施するに当たり、株式会社コベルコ科研の藤原優行主席研究員に多大なるご協力をいただいたことを付記し、ここに感謝の意を表します。

参考文献

- 1) S.Ukai, M.Harada et al.: "Tube Manufacturing and Mechanical Properties of Oxide Dispersion Strengthened Ferritic Steel", J.Nucl.Mater., 204, p.74 (1993)
- 2) 鶴飼重治: "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", サイクル機構技報, No.7, p.83~91 (2000)
- 3) S.Ukai, T.Nishida et al.: "Development of Oxide Dispersion Strengthened Ferritic Steels for FBR Core Application (I) Improvement of Mechanical Properties by Recrystallization Processing", J.Nucl.Sci. Technol., Vol.34, No.3, p.256 (1997)
- 4) S.Ukai, T.Yoshitake et al.: "Preliminary Tube Manu-

facturing of Oxide Dispersion Strengthened Ferritic Steels with Recrystallized Structure", J.Nucl.Sci. Technol., Vol.36, No.8, p.710~712 (1999)

- 5) S.Ukai, T.Okuda et al.: "Characterization of High Temperature Creep Properties in Recrystallized 12Cr-ODS Ferritic Steel Claddings", J.Nucl.Sci.Technol., Vol.39, No.8, p.872 (2002)
- 6) S.Ukai, S.Mizuta et al.: "Development of 9Cr-ODS Martensitic Steel Claddings for Fuel Pins by means of Ferrite to Austenite Phase Transformation", J.Nucl. Sci. Technol., Vol.39, No.7 (2002)
- 7) S.Ukai, T.Nishida et al.: "Development of Oxide Dispersion Strengthened Ferritic Steels for FBR Core Application(II) Morphology Improvement by Martensite Transformation", J.Nucl.Sci. Technol., Vol.35, No.4, p.294 (1998)
- 8) 水田俊治, 藤原優行, 他: "フェライト系ODS鋼被覆管の製造技術開発", JNC TN9400 2001-103 (2001)
- 9) 特許出願2002-298650 酸化物分散強化型フェライト鋼管の製造方法
- 10) 古林栄一: "再結晶と材料組織", 内田老鶴圃, 東京 (2000)
- 11) 鹿倉栄, 鶴飼重治, 他: "高速炉炉心材料としての高強度フェライト/マルテンサイト鋼の開発", 日本原子力学会誌, Vol.33, No.12 (1991)



「もんじゅ」高度化炉心概念の研究（Ⅱ） －長期運転サイクル・高燃焼度炉心概念－

金城 秀人 影山 武* 石橋 淳一 西 裕士

敦賀本部 国際技術センター

*原子力システム株式会社

Conceptual Design Study on an Upgraded Future Monju Core (Ⅱ) － Core Concept with Extended Refueling Interval and Increased Fuel Burnup －

Hidehito KINJO Takeshi KAGEYAMA* Jun-ichi ISHIBASHI Hiroshi NISHI

International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office
*Nuclear Energy System Inc.

敦賀本部国際技術センターでは、将来の「もんじゅ」炉心を経済性向上実証の場合あるいは世界有数の高速中性子照射場として利用するため、炉心性能向上に関する研究を行っており、この一環として現行炉心の約2倍、「12ヵ月運転サイクル期間・13～15万MWd/t取出燃焼度」を目標とする第2期高度化炉心概念について検討し、炉心諸特性を評価した。

運転サイクル期間延長に伴う燃焼反応度増大、反応度収支の悪化に対処するため、①「約7.7mm径×127本、95%高密度、103cm炉心長」の太径長尺ドライバ燃料を導入して内部転換比、燃焼特性を改善し、②制御棒吸収体の¹⁰B濃縮度や吸収体長さも変更して制御棒価値を増加させた炉心概念を構築し、この炉心体系での主要炉心核熱特性を評価した。

その結果、炉心核熱特性や反応度制御特性、ドップラ係数・ボイド反応度等炉心安全特性への影響を抑えつつ、1年連続運転・150GWd/t燃焼度の目標炉心性能が得られ、高度化炉心の成立性を確認した。

A conceptual design study has been performed at the International Cooperation and Technology Development Center to investigate the feasibility of upgraded future Monju cores with extended refueling intervals of 365efpd/cycle and increased fuel burnup of 150GWd/t. The goal of this study is to demonstrate the possible contribution of Monju to the improved economy and to efficient utilization, as one of the major facilities for fast neutron irradiation.

Two design measures have been mainly taken to improve the core fuel burnup and reactivity control characteristics for the extended operating cycle length of 1 year: (1) The driver fuel pin specification with both increased pin diameter of 7.7mm and increased active core height of about 100cm has been chosen to reduce the burnup reactivity swing, (2) The absorber control rod specification has also been changed to enhance the control rod reactivity worth by increasing ¹⁰B-enrichment and absorber length, and to adequately secure the shutdown reactivity margin.

The major core characteristics have been evaluated on the core power distribution, safety parameters such as sodium void reactivity and Doppler effect, thermal hydraulics and reactivity control characteristics. The results show that this core could achieve the targeted core performances of 1-year operating cycle as well as 150GWd/t discharged burnup, without causing any significant drawback on the core characteristics and safety aspects.

The upgraded core concepts have, therefore, been confirmed as feasible.

キーワード

もんじゅ、高度化炉心、燃料燃焼度、長期運転サイクル、¹⁰B濃縮度、燃焼反応度、炉停止余裕、炉心特性、ドップラ効果、高速炉



金城 秀人

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心設計、熱
流体力学設計及びその高度化研
究に従事



影山 武

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心解析及び
その高度化研究に従事
第一種放射線取扱主任者



石橋 淳一

炉心技術開発グループ所属
「もんじゅ」の炉心解析及び
その高度化研究に従事



西 裕士

炉心技術開発グループ
グループリーダー
「もんじゅ」、FBRの炉心特
性解析・遮蔽設計解析及び
その高度化研究に従事

1. はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」では将来、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共に、高次化Pu/TRU燃焼データの取得、あるいは「高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究(FS)」で検討中の実用化燃料概念等の事前実証試験を行うことなどが議論されており、先の原子力長期計画¹⁾においても、「もんじゅ」を有効に活用していくことの必要性和意義が言及されている。

そこで敦賀本部国際技術センターでは、将来の「もんじゅ」を今後世界有数の高速中性子場、あるいは経済性向上実証の場として利用するため、炉心の性能向上に関する研究、すなわち「『もんじゅ』高度化炉心」の概念検討を行い、現在までに下記2段階の炉心高度化移行計画案を想定して、主に①第1期高度化炉心概念及び同炉心を用いた照射試験概念の具体化を図ってきた(図1)^{2),3)}。

①第1期高度化炉心(目標取出燃焼度10万MWd/t, 6ヵ月サイクル, 運転再開後, 約5年後に移行)

②第2期高度化炉心(目標取出燃焼度15万MWd/t, 12ヵ月サイクル, 運転再開後, 約10年後に移行)

また、現行炉心からのスムーズな移行形態(移行炉心)やマイナーアクチニド(MA)照射試験概念等についても並行して検討中である。

一方、②第2期高度化炉心概念については、燃料体積比率と炉心長を約10%増した太径・中空・

長尺ドライバ燃料と酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼導入により、取出燃焼度は13~15万MWd/tになる見通しを得たが、目標とする12ヵ月運転サイクル炉心概念の具体化は未検討であり、7~9ヵ月炉心までの検討にとどまっていた。

この12ヵ月(1年)運転サイクル期間については、現行軽水炉(商用炉)では今や1年運転期間が定着しており、高速炉の実用化を考えるならば、「もんじゅ」において1年連続運転の可能性を実証することは、高速炉の実用性、経済性を直接証明する極めて有効な手段となり得る。

さらに、定検間隔13ヵ月以内という現行法規の下での運転稼働率に着目した場合、「もんじゅ」の燃料交換1ヵ月、定検期間3ヵ月を想定すると、年間稼働率は現行炉心(8万MWd/t・5ヵ月炉心)の約72%から80%に増加するのみならず、年間の使用済燃料発生量も概略計算でほぼ60%以下にまで低減でき、また将来の主要な照射試験施設として、高速中性子累積照射量データ等を得るまでの所要照射試験期間も短縮されるなど「もんじゅ」自体の運転経済性向上、廃棄物量低減、照射試験効率向上に大きく寄与することが期待できる。このことから、「もんじゅ」の高速中性子場及び経済性向上実証の場としての利用を考える際に、「①長期(1年)運転サイクル炉心の実証」を従来の「②(13~15万)MWd/t高燃焼度燃料実証」の上位において炉心性能向上を図ることは上記の観点からも自然であり、合理的かつ必然性があると考えられる。

そこで本検討では、前稿^{2),3)}までの「①第1期高度化炉心」を中心とした検討に引き続き、同じくMOX炉心をベースに、現行炉心寸法・形状を大きく変更しない範囲で、「長期運転サイクル化を主眼とする第2期高度化炉心」概念を構築し、その主要炉心特性を評価することにした。

なお、炉心サイズをほぼ維持しながら運転サイクル期間長期化を図る場合、燃料ピン径や長さの大幅増加なしには内部転換比向上効果はあまり期待できないため、燃焼反応度の大幅増加は避けられず、制御棒反応度収支が厳しくなることが予想される。したがって、本検討では炉心構成やドライバ燃料仕様の見直し・設定とともに、制御棒仕

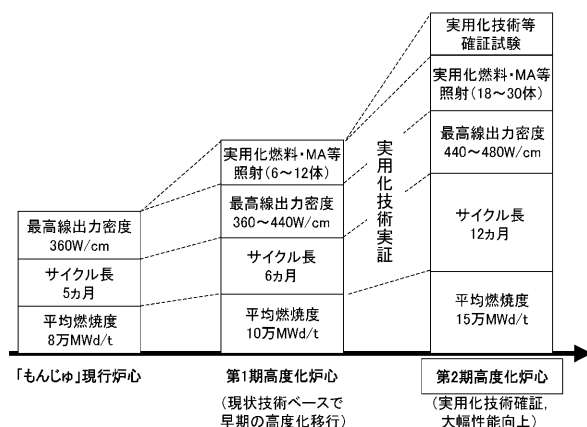


図1 「もんじゅ」高度化炉心への移行イメージ

様変更を含む反応度収支を全面的に見直すことを前提として、炉心概念の構築を図ることにした。

以下、本稿では、将来の「もんじゅ」高度化炉心の一形態として提案する「第2期高度化炉心(長期運転サイクル・高燃焼度炉心)」概念の具体化例と、炉心特性評価結果に基づく技術的成立性及びその実現上の課題等について述べる。

2. 高度化炉心概念・仕様検討

2.1 基本条件(前提条件)^{4),5)}

(1) プラント基本仕様

本稿で検討する高度化炉心は、現行炉心概念の範囲内で、新炉心材料の導入を前提として着実に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、主冷却系設備等の設備改造あるいは炉心サイズ(炉心径、集合体長)拡張を伴わないよう、燃料集合体内部の燃料要素仕様変更のみで性能向上を図ることを基本とする(表1)。

(2) 高度化炉心の構成・基本仕様

高度化炉心の構成は、現行炉心と同じ均質2領

域炉心とし、制御棒、中性子遮蔽体等炉心構成要素配置・本数も現行仕様どおりとするが、径ブ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、削除(反射体等に置換)することを前提として検討を進める。同領域にはMA燃焼試験集合体等の装荷も別途考慮する。

以上のプラント基本仕様、炉心構成及び炉心基本仕様などをまとめて表1に示す。

(3) 炉心・燃料仕様条件

1) 燃料組成

① プルトニウム(Pu)同位体組成⁶⁾

炉心燃料Pu組成は、以下のとおり、軽水炉燃料の取出燃焼度45GWd/t(炉外期間:10年)相当を想定する。

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

② Pu 富化度上限値 $\leq 32\text{wt}\%$ (融点降下や再処理時の溶解性等を考慮に入れて想定)。

2) 燃料被覆管材質^{7),8)}

高燃焼度条件下での耐スエリング性、高温クリープ強度に優れる酸化物分散強化型[ODS]フェライト鋼を採用する。これにより、熱流設計基準である被覆管最高温度は700℃まで許容できる。

3) 反応度制御系

5%Δk/k以上と予測される燃焼反応度の増大に対処するため、現在、基本概念を検討中の「もんじゅ」長寿命化制御棒(20ヵ月炉内滞在、ナトリウムボンド型)導入を前提に、吸収体長や¹⁰B濃縮度の大幅増加により制御棒価値を増加させる。

また、出力補償反応度などその他の所要反応度の内訳も見直す。したがって燃焼反応度としては約5%Δk/k(現行は2.6%Δk/k)まで許容できる。

2.2 炉心基本仕様の検討

(1) 炉心燃料仕様

第2期高度化炉心のドライバ燃料仕様、特に燃料要素径や炉心高さ等は、第1期高度化炉心とほぼ同様の考え方で設定するが、12ヵ月サイクルという長期連続運転炉心を実現するため、以下の事項を考慮に入れて設定する。

一般に、燃料燃焼度を平均100~150GWd/tまで増大させながら長期の運転サイクル炉心を実現するには、平衡炉心末期までの運転に必要なPu装荷量の確保を前提に、燃料体積比率と燃料部全長を極力増してPu富化度を低くし、内部転換比を向上

表1 基本プラント仕様・炉心構成

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 バッチ等分散	(4/5) バッチ等分散
(2) 燃焼期間 (EFPD)	148×5	365×4~(4/5)
(3) 取出平均燃焼度 (MWd/t)	約8万	約14~15万
3. 炉心構成		
(1) 炉心型式	均質2領域炉心	←
(2) 炉心燃料集合体本数 (内側/外側)(体)	108/90	(78~108)/90 (照射領域30)
(3) ブランケット燃料集合体(体)	174	0→反射体、MA等
(4) 制御棒集合体 (FCR/CCR/BCR)(体)	3/10/6	←
4. 炉心基本仕様		
(1) 炉心ドライバ燃料		
・燃料被覆管外径 [mm] ×本数	6.5×169	7.65×127
・炉心長/上/下軸 ブランケット長 [cm]	93/30/35	103/26/29
(2) 制御棒集合体		
・ ¹⁰ B濃縮度 [wt%]	39	65
・吸収体長さ [cm]	80	93

させることが有効である。

このうち、燃料体積比を実効的に増加させる方法としては、燃料ピンの太径化とペレットの高密度化があるが、これらを組合わせても現行ラップ管寸法（対面間距離）の拡大なしに実現できる実効燃料比率は、現行の28.4%から30～32%程度が限度であることがこれまでの検討⁹⁾から分かっている。また、燃料部分延長についても、線出力密度やPu富化度低減に有効である反面、冷却材ボイド反応度の増大抑制や軸方向遮蔽等の点からは、ほぼ10%増の100cm前後とするのが限度である。

そこで長サイクル炉心の燃料仕様は、このような実効燃料体積比や燃料要素長増加の限界を考慮に入れ、さらに、100GwD/tを超える高燃焼度条件下での燃料健全性、特に燃料ペレットと被覆管相互作用（PCMI）防止の観点から燃料スミヤ密度82%以下に抑え、「約7.7mm太径×127本・95%高密度・中空ペレット・103cm炉心長」の、太径・高密度・長尺ドライバ燃料仕様を設定する。

具体的な燃料ペレット・要素外径や燃料配列ピッチは、現行バンドル部圧損が増えない範囲でなるべく大きめに設定し、ペレット密度も95%とすることにより、実効燃料体積比は約1割増の31.4%となり、現行の28.4%に比べて内部転換比が向上して燃焼反応度増大抑制が期待できる（図2、表2:P.17）。

(2) 制御棒仕様

運転サイクル期間の長期化により、燃焼に伴う反応度低下、すなわち燃焼反応度が増大し、反応度制御系への要求条件（所要反応度）が厳しくなる。この燃焼反応度（ $\Delta\rho_{BU}$ ）は一般に、

$$\Delta\rho_{BU} \propto (\text{燃焼サイクル期間} / \text{燃料体積比})$$

で示されるように、サイクル期間にほぼ比例して増大し、燃料体積比や燃料長さを増してPu富化度を下げれば内部転換比は向上して低減する。

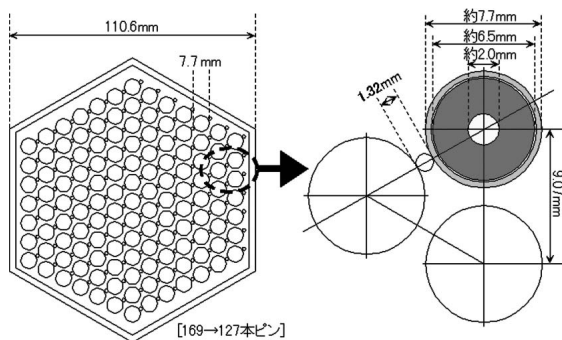


図2 高度化炉心燃料集合体概念

そこで現行ドライバ燃料のPu富化度を増加し、サイクル末期までの運転に必要な核分裂性Pu量を多く与えるのみでサイクル期間を延長すれば、燃焼反応度は6% $\Delta k/k$ を超えてしまい、また、燃料体積比が1割程度大きい上記(1)のドライバ燃料を導入しても、約5% $\Delta k/k$ 近くになると予測される。

一方、所要反応度の減少要因としてはドップラ反応度の減少に起因する出力補償反応度以外ほとんど見当たらない。さらに、ドライバ燃料の燃料体積比増加はむしろ制御棒反応度値を相対的に減少させ、反応度収支としてはより一層厳しいものになるため、制御棒値を必要分だけ増やすことにし、¹⁰B装荷量増加策を中心とした制御棒仕様の変更を行うこととし、具体的には¹⁰B濃縮度と吸収体長さを次のように変更する。

まず、主炉停止系制御棒値（1ロッドスタック時）に着目すると、上記燃焼反応度の増加分約2.5% $\Delta k/k$ を吸収するには現行の約8% $\Delta k/k$ から約3割増の10.5% $\Delta k/k$ 程度まで増加する必要があり、制御棒値と¹⁰B濃縮度に関する既評価例（図3）⁹⁾からこれを満足する¹⁰B濃縮度を求めると、60wt%以上の範囲にあると予測される。

また、吸収体長については、「もんじゅ」長寿命化制御棒（20ヵ月寿命、ナトリウムボンド型、第5次取替で運用開始予定）として検討中の将来仕様に合わせて、現行の80cmから93cmに延長し、燃料体積比増加による制御棒値の相対的減少分も補うようにした。

この吸収体長も増加することにより、¹⁰B濃縮度単独で増加した場合に比べて出力歪の増大は幾分緩和されると期待され、最終的にはそれぞれ、¹⁰B濃縮度：39→65wt%、吸収体長：80→93cmと設定

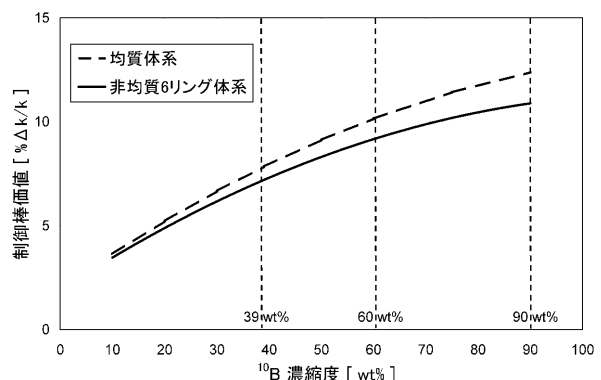


図3 制御棒値の¹⁰B濃縮度依存性

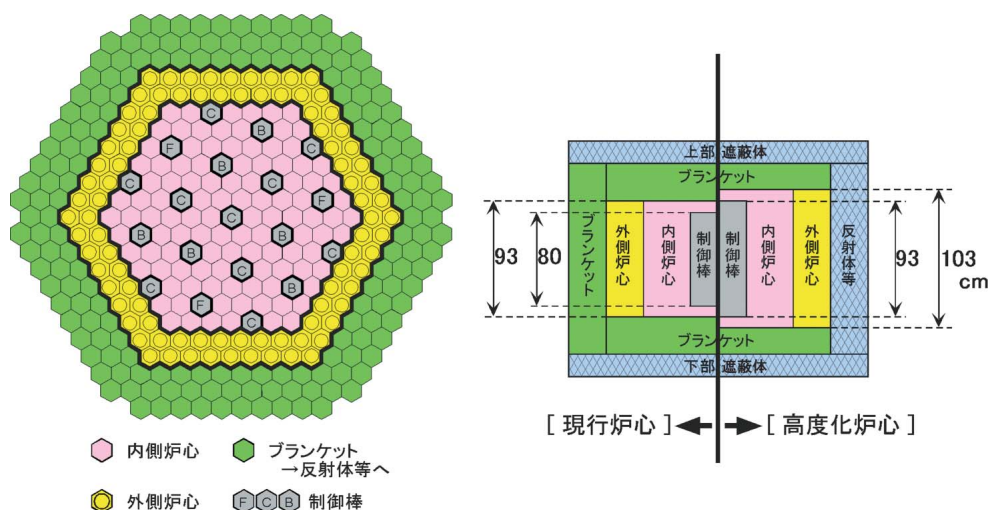


図4 高度化炉心構成・配置図

した(表1)。

(3) 炉心構成

以上の考え方にに基づき仕様設定したドライバ燃料及び制御棒集合体等から構成される長サイクル・高燃焼度炉心の、標準的な炉心概念・配置(径・軸方向断面)を図4に示す。径方向断面では、Pu需給状況や使用済燃料貯蔵容量、コスト等の観点から径ブランケット燃料を削除し、反射体や照射試験体などに置換する以外、現行炉心と同じ炉心構成・配置であるが、縦断面では、ドライバ炉心長及び制御棒吸収体長を変更(延長)している点が異なる。

なお、将来の実用化燃料照射やMA燃焼消滅試

験などを、第1期高度化炉心に引続いて実施する際の具体的な装荷配置例を図5に示す。

以上の炉心構成、炉心仕様・反応度制御系条件の下、運転サイクル期間:12ヵ月(1年)、取出平均燃焼度:13~15万MWd/tを目指す第2期高度化炉心の主要炉心特性を次節で評価する。

3. 高度化炉心概念の炉心特性評価

3.1 炉心特性評価方法

前節で設定した第2期高度化炉心概念の出力・燃焼特性、実効増倍率、制御棒価値、各種反応度(係数)等の主要炉心特性を、3次元拡散・燃焼解析コードMODIF(旧MOSES)と反応度解析用の拡

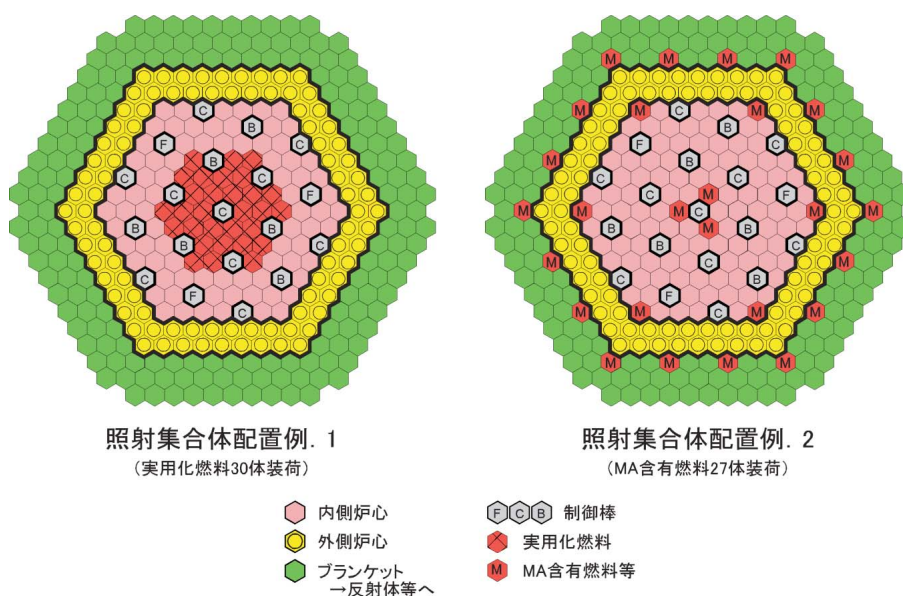


図5 高度化炉心 照射集合体配置例

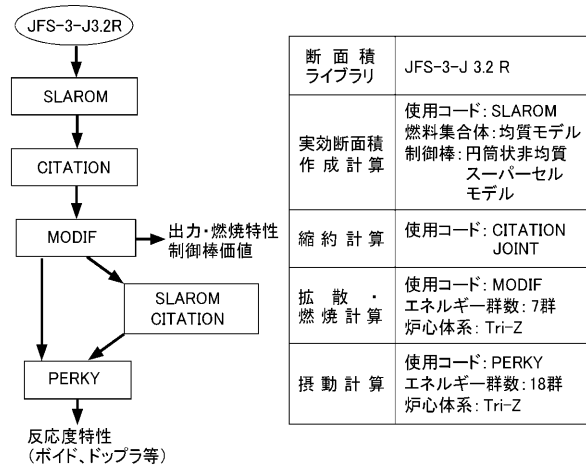


図6 解析フローと計算方法

散摂動計算PERKYコードシステムにより求める^{10), 11), 12)}。

本コードシステムの核特性評価手順を図6に、各炉心特性計算の要点を以下に示す。

(1) Pu 富化度調整

Pu 富化度は現行 8 万 MWd/t 高燃焼度炉心の核分裂性 Pu 装荷量をベースに、燃焼度、実効燃料体積比や炉心高さ、出力分担比の相違分で補正し、更に平衡炉心の燃焼末期においても運転余裕やバイト反応度（微調整棒による微小な負荷変動補償）等を含む余剰反応度 ($0.3\% \Delta k/k$, $k_{eff} \geq 1.003$) を有し、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、それぞれの Pu 富化度（初期値）を与える。

(2) 出力分布・燃焼特性

3次元拡散燃焼計算（7群, Tri-Z）により、平衡炉心初期及び末期の実効増倍率、出力分布（集合体出力、最高線出力密度）、燃焼欠損反応度を求める。

なお、制御棒挿入深度は、現行設計と同様に燃焼計算と出力分布計算用とで異なる深度を設定し、出力分布計算では集合体出力を保守側に大きく評価するため、サイクル初期についても中途挿入に加え全引抜（Na フォロワー）の二通りを想定する。

(3) 反応度及び反応度係数

ドブブラ係数、冷却材ボイド反応度等は、多群（18群）・3次元Tri-Z体系での一次摂動計算により求める。なお、冷却材ボイド反応度については設置許可申請書及び次節3.2(3)以降で述べるように、「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、ボイド化を仮想する非現実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。

(4) 制御棒価値と反応度収支評価

制御棒挿入体系と引抜体系での実効増倍率 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。

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

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

3.2 炉心特性評価結果

運転サイクル期間: 12ヵ月（1年）、取出平均燃焼度: 13~15万 MWd/t を目指す炉心概念として、下記3ケースについての炉心特性を評価する。

- ① 1年×(4/5) サイクル, MOX, 燃焼度: 150GWd/t
- ② 1年×(4/4) サイクル, MOX, 燃焼度: 140GWd/t
- ③ 1年×(6/6) サイクル, 金属, 燃焼度: 150GWd/t

ケース②, ③は基準の炉心を①として、それとの比較評価用に設定するケースであり、②は燃焼反応度や冷却材反応度低減のために、Pu 富化度や目標燃焼度を若干切下げ、③はMOX燃料炉心で1年連続運転する際の燃焼反応度増大を抑制するために、重金属密度の高い金属燃料に置換して、その影響を評価するものである。なお、①については制御棒価値を増加させた炉心体系により、あらためて燃焼反応度を求め、反応度収支を評価した。

上記炉心の主要仕様と平衡炉心状態での出力分布・燃焼特性、制御棒反応度価値、ドブブラ係数及び冷却材ボイド反応度等を表2に示す。

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) 各炉心概念のドライバ燃料の核分裂性 Pu 富化度 Pu^{fiss} [内側/外側炉心] は、前記3.1(1)の燃焼度や燃料体積比・炉心高さで補正した初期設定値に余裕として若干(数%) 高めにとり、それぞれ、[15.3/20.8] (① MOX), [15.0/20.4] (② MOX), [11.6/14.8] (③ 金属) とすることにより、平衡炉心各サイクル末期の余剰反応度 ($k_{eff} > 1.003$) が確保されることを確認した。いずれのケースも、ドライバ燃料の燃料体積比や炉心長を増やした分、 Pu^{fiss} 富化度としては現行炉心より低めの設定が可能であり、内部転換比は向上する。

また、平衡炉心各サイクルのドライバ燃料集合体の取出平均燃焼度は15.0~15.1万 MWd/t (①, ③), 13.9万 MWd/t (②) となり、目標燃焼度に到達するまでの所要照射期間は、内側炉心で4年、

表2 高度化炉心仕様・炉心特性

仕様・特性	炉 心	現行炉心 (80GWd/t)	第2期高度化炉心 (MOX燃料)		第2期高度化炉心 ③金属燃料
			①150GWd/t炉心	②140GWd/t炉心	
被覆管外径／肉厚 [mm] (材質)		6.5/0.47 (PNC316)	7.7/0.51 (ODS フェライト)	←	←
ペレット外径／内径 [mm]、密度 [%TD]		5.4/ー, 85	6.5/2.0, 95	←	←
スミヤ密度／実効燃料体積比 [%]		80.1/28.4	82.1/31.3	←	75.0/26.8
炉心長／上／下軸ブランケット [cm]		93/30/35	103/26/29	←	←
Pu ^{fiss} 富化度 (内／外側) [wt%]		約16/約21	15.3/20.8	15.0/20.4	11.6/14.8
取出平均燃焼度 [GWd/t _{HM}]		80	151	139	150
所要照射日数 [日]		148×5	365×(4/5)	365×4	365×6
燃焼反応度 [%Δk/k]		2.6	5.0	4.9	3.2
最高線出力密度 (内／外) [W/cm]		360/350	444/463	423/455	444/409
制御棒価値値 ^{*1} [%Δk/k]		約8.0	7.2 (10.2) ^{*2}	7.2	6.6
ボイド反応度 ^{*3} [×10 ⁻⁴ Δk/k]		1.1~1.5	2.1	2.0	2.9
ドップラ係数 [×10 ⁻³ Tdk/dT]		-(5.7~7.6)	-4.9	-5.0	-3.1

*1) : 主炉停止系1ロッドスタック時 *2) : ¹⁰B濃縮度、吸収体長さ増加時

*3) : 1炉心燃料集合体最大ボイド反応度 (あえてボイド化を仮想して求めた参考値)

外側炉心では5年であるが、ケース③ (金属燃料) では約6年が必要であり、MOX燃料の約1.3倍の重金属装荷量にほぼ比例して増大する。

2) 燃焼反応度は当初予想したとおり、現行値 (2.6% Δk/k) から大きく増大し、MOX燃料炉心では約5% Δk/kとほぼ倍増する。このままでは反応度収支が成立しないため、後述するように、制御棒価値を増加させて反応度収支の再評価を行う。

3) 出力分布特性のうち、(内側／外側) 炉心の集合体最大出力は4.80/4.57 [MW] であり、現行炉心の最大出力値：4.73/4.14 [MW] からの増加は1.5%程度である。これは被覆管最高温度上昇換算で約4℃であり、流量配分上も問題はない。金属燃料③では4.89 [MW]となるが5.0 [MW]を下回る。

また、最高線出力密度は463 [W/cm] であり、暫定目標の470 [W/cm] を下回るなど当初予測より小さい結果となった。これは、新旧燃料の出力差が大きい高燃焼度状態で、かつ制御棒価値の増加した炉心体系では、出力分布歪、特に最高線出力密度の増大が懸念されたが、内外Pu富化度比率の適正化や制御棒吸収体の炉心長に対する相対長さが増加したことにより、制御棒挿入時の出力分布歪が径・軸方向とも緩和されたためと考えられる。また、もとより炉心高さを10%増加 (93→103cm) したことも線出力増大抑制に寄与している。

なお、上記最高線出力密度では、高密度・高熱伝導の中空ペレットを想定することから、燃料最高温度は許容範囲 (116%過出力時で2,650℃以下)

にある。

(2) 制御棒価値と反応度収支の成立性

主炉停止系制御棒価値 (ワンロッドスタック時) は7.2% Δk/kとなり、現行炉心設計値 (7.8~8.0% Δk/k) から8~10% (相対比) 低下する。これは、高度化炉心ドライバ燃料の実効燃料体積比 (28.4→31%) と炉心高さ増加を合わせた核分裂性物質全量の増加に対し、制御棒の吸収効果が相対的に低下するためである。高密度の金属燃料炉心③では更に15%以上減少し、6.6% Δk/kになる。

したがって、制御棒価値減少と燃焼反応度増大に対処するため、前節2.2(2)に示した制御棒価値増加策をとることにし、¹⁰B濃縮度と吸収体長さを増加した制御棒を含む炉心体系で再評価したところ、制御棒価値 (標準値) は当初目標の10% Δk/kを超え、設計余裕10%を含む最小値は9.2% Δk/kとなる。

なお、別途評価した初期炉心の制御棒価値解析によると、本解析コードの3次元 (Tri-Z) ・7群拡散計算値 (C) は実測値 (E) を約5%過大評価する (C/E=1.05) ため、この分をマイナス側への補正として見込むとすると、9.2% Δk/k × 0.05、約0.5% Δk/kだけ制御棒価値 (最小値) は下がることになるが、もともと現行の設計誤差はC/Eと外挿誤差及び余裕分を含めて10%に切上げているため、反応度バランス上はこの設計誤差の余裕に含まれるものとした。

一方、所要反応度のうちの出力補償反応度は、ドップラ係数減少が主因となって0.2% Δk/k (約

10%) ほど減少する(後述)。また、その他設計誤差・余裕反応度についても、将来は合理化・低減の可能性はあるが、当面は現行設計どおりとする。

以上を含めて制御棒反応度の内訳を表3にまとめる。制御棒価値最小値は所要反応度(最大値)を上回り、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、所要反応度に燃焼補償分を含まず、炉停止余裕反応度がもともと大きく、制御棒価値の低下分も吸収可能であることから、現仕様のままでも余裕を持って成立する。表3には現行制御棒仕様に基づく値を示した。

(3) 各種反応度特性

炉の動特性、安全性に影響する主要な反応度のうち、代表的なものとしてドップラ反応度(係数)を、また参考として冷却材ボイド反応度を摂動計算により評価した。

1) ドップラ係数は、主に ^{238}U 共鳴吸収の変動の影響を受ける。まず、MOX燃料をベースとした検討ケース①、②(それぞれ150GWd/t, 140GWd/t)では、燃料体積比増加と炉心長尺化によりPu富化度が若干下がり、 ^{238}U 量が相対的に増える負の効果よりも、燃焼が進んで蓄積FP吸収によるスペクトル硬化が上回った結果、現行炉心設計値： $-5.7 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ から約15%減の $-(4.9 \sim 5.0) \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ まで低下した。これは現行の設計範囲を下回るが、安全評価で見込む設計余裕(30%)の範囲にはある。この点については、今後より詳細な評価が必要である。

金属燃料置換のケース③では、炉心部分のスペクトル硬化が加速されてさらに30%程小さくなり、絶対値は $-3.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ と現行値の半分程度まで減少し、もはや設計余裕に収まる領域で

はない。

2) 冷却材ボイド反応度については、設置許可申請書にも示されているように、「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、あえてボイド化を仮想する非現実的条件での反応度変化を、1炉心燃料集合体の最大反応度として求めた結果、MOX燃料ケース①では、 $2.1 \times 10^{-4} \Delta \text{k/k}$ となり、現行設計値から約40%増加する。

この反応度増加は燃焼度増大に伴う核分裂性生成物(FP)の蓄積によるスペクトル硬化と炉心高さ延長による軸方向漏えい減少が主因であり、同一運転期間(サイクル日数)のまま燃焼度を若干(150→140GWd/t)下げたケース②ではやや抑制される。また、金属燃料のケース③ではスペクトル硬化がより進んで $2.9 \times 10^{-4} \Delta \text{k/k}$ となり、現行設計最大値($1.5 \times 10^{-4} \Delta \text{k/k}$)からほぼ倍増する。

このように、基準にしたMOX燃料炉心では、長サイクル運転ではなく燃焼度増大が主因となって、30~40%増加するが絶対値は6¢以下と小さい。

(4) 熱流力特性(流量配分評価、被覆管最高温度)

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に基づき、熱流力特性を評価した。

1) 流量領域ごと最大発熱集合体に着目して炉心流量配分評価を行ったところ、被覆管最高温度を700℃以下にする必要流量合計値は現行値を約150kg/sec下回り、炉心部全流量に余裕が生じる(表4)。すなわち、現行炉心部流量のままでも流量配分は成立する。これは主に、ODS被覆管最高温度を700℃まで許容し得ること、及び出力分布平坦化効果などが各流量領域の集合体最大出力増加分の合計を上回った結果であり、約7%の径ブラ

表3 制御棒反応度バランス

[制御棒系統] [項 目]	現 行 平 衡 炉 心 ^{*1}		高度化炉心(1年・150GWd/t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	1.7	1.7	1.5	1.5
燃 焼 補 償	2.6	—	5.0	—
炉 の 反 応 度 誤 差	1.0	—	1.0	—
運 転 余 裕	0.3	—	0.3	—
所要反応度合計(最大値)	5.6	1.7	7.8	1.5
制 御 棒 価 値(最小値)	7.0	5.8	9.2	5.3
炉 停 止 余 裕	1.4	4.1	1.4	3.8

単位: % Δ k/k

*1) 設置許可申請書(添付書類-八)記載値

表4 集合体出力、流量及び被覆管最高温度

炉心領域		現行炉心				高度化炉心						
流量領域	集合体本数	最高線出力密度 (W/cm)	集合体出力 (MW)	被覆管温度 (°C)	集合体流量 (kg/sec)	最高線出力密度 (W/cm)	集合体出力 (MW)	被覆管温度 (°C) *1	必要流量 (kg/sec) *2	流量増減分 (kg/sec)	集合体流量 (kg/sec)	被覆管温度 (°C)
1	18	357	4.73	666	21.35	444	4.80	670	19.23	-38.07	20.08	687
2	12	348	4.46	667	20.04	427	4.55	672	18.22	-21.87	19.02	687
3	24	336	4.20	666	19.04	414	4.34	675	17.47	-37.75	18.24	687
4	24	319	3.91	666	17.67	404	4.12	680	16.53	-27.37	17.26	687
5	30	306	3.71	667	16.47	376	3.80	674	15.03	-43.13	15.69	687
6	42	349	4.14	664	19.24	463	4.57	692	18.71	-22.05	19.54	687
7	18	303	3.39	667	16.17	409	3.92	709	16.66	8.85	17.39	687
8	30	282	3.19	674	14.64	391	3.73	721	15.65	30.28	16.34	687
炉心部領域流量増減分 (kg/sec)										-151.11		

*1：現集合体流量のままで算出した被覆管温度

*2：被覆管温度を700°C以下にするための集合体必要最小流量

ンケット出力補償分と、出力ミスマッチの増大分を余裕をもって吸収できたことを示す。

なお、集合体必要流量算出に当たり、許認可時の炉心熱流設計コード¹³⁾で計算された現行炉心の被覆管最高温度をベースに、最大発熱集合体出力の変化分により補正した。ここで、今回設定の127本太径ピンバンドル仕様の集合体内流量分布特性係数（周辺流れ係数）は、91本以上では現行設計値($F_w=1.13$)と同じであることを確認し、工学的安全係数（HSF）その他の高温点因子の増加要因は特になく、現設計値どおりとした。

2）必要流量合計値に生じた余裕約150kg/secは

炉心部全流量約3,540 [kg/s] の約4%に相当し、仮にこの流量増分比率を各流量領域に均等に振り分けると、被覆管最高温度は12~13°C低下して、ほぼ一律の687°C前後となる（図7）。なお、燃焼度の高い内側領域（第1, 2層）には流量を若干上乘せして更に685°C以下とすることも可能であり、調整範囲内にある。

4. 検討・考察

以上の炉心特性評価結果を基に、当初の目標性能（12ヵ月サイクル運転や150GWd/t高燃焼度化）の充足性、最高線出力密度やドップラ係数、冷却

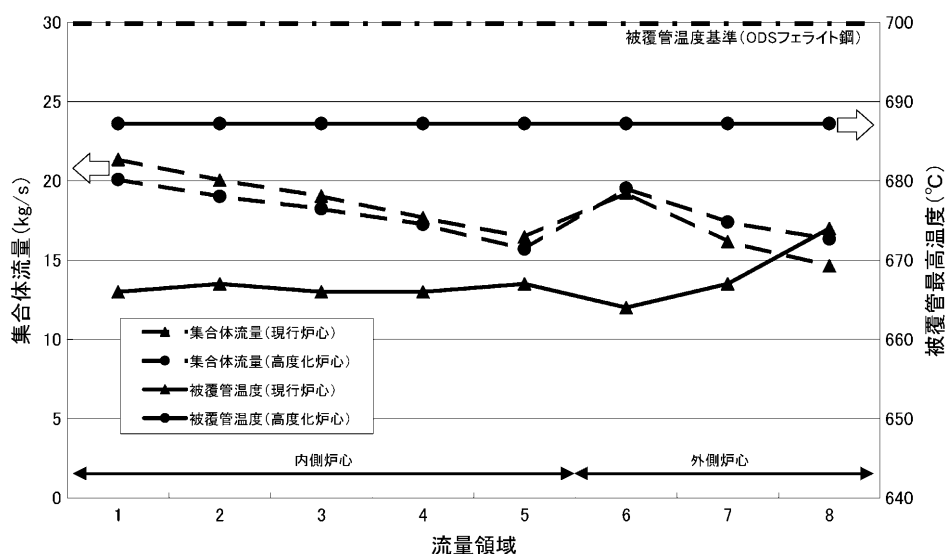


図7 集合体流量配分と被覆管最高温度

材ボイド反応度などの主要な炉心特性への影響、長サイクル化で最も問題になる制御棒反応度収支の成立性と課題、あるいは将来、本炉心への移行を実現するための課題や確認事項等の観点から、あらためて検討・考察する。

(1) 目標性能達成の見通し

運転サイクル期間の大幅延長とドライバ燃料の高燃焼度化に関し、当初目標とした12ヵ月連続運転、全ドライバ燃料取出し平均で約150GWd/tとなることを平衡炉心の各サイクルにおいて確認した。これにより、運転稼働率向上や燃料コスト低減による経済性向上を、将来「もんじゅ」で直接実証できる見通しを得た。

12ヵ月連続運転は、内部転換性能向上を狙った太径・中空・長尺化・低Pu富化度（高燃料体積比・長尺化）のドライバ燃料導入と、制御棒仕様（¹⁰B濃縮度、吸収体長）を変更して制御棒価値を増し、反応度収支を大きく見直すことによって可能であり、設計対応として有効であると言える。また、燃料取出燃焼度は12ヵ月×4サイクル運転では139GWd/t、外側炉心のみ5サイクル（5年）滞在させる（4/5）可変パッチ燃交方式では151GWd/tになるので、まずは（4/4）等分散パッチ運転で確認し、燃焼実績を重ねた後に（4/5）可変パッチに移行するのが、より現実的な炉心運用と言える。

なお、本炉心領域内に将来の実用化燃料概念やTRU燃焼試験集合体等を装荷・照射する場合（図5）は、装荷本数に応じてドライバ燃料のPu富化度を若干高め（最大5%程度、実用化燃料30体分に相当）に設定することにより、サイクル末期の余剰反応度は確保され、出力分布など主要炉心特性への影響は許容範囲にあることは前年度評価等で確認されている²⁾。

(2) 出力・燃焼特性のうち、MOX燃料の燃焼反応度については、上記の内部転換比を高めた太径・長尺化燃料を導入しても、MOX燃料では予想どおり現行炉心から倍増する結果となり、制御棒価値増加策での対応が必要となった。

一方内部転換比の高い金属燃料では、期待したとおりの3.2%Δk/k程度に収まり、燃焼反応度の大幅増大という問題は回避されるが、同時に、制御棒価値も1%Δk/k程低下し、またドブブラ係数やボイド反応度などの炉心特性の大幅悪化が課題である。

(3) 出力分布特性については、当初懸念されたような、燃焼期間の大きく異なる新旧燃料混在による出

力ミスマッチや、制御棒価値増加炉心体系での過大な出力歪は発生せず、集合体最大出力、最高線出力密度ともに温度評価上の許容範囲にある。

これは、内外Pu富化度比率が適切に設定され、出力分布がより平坦化されたことや、10%程度の炉心高さ・吸収体長さ延長により、局所的な出力増加が抑制された結果である。なお、最高線出力密度463 [W/cm] については、中空ペレット燃料を想定しているので燃料融点を超えることはないが、移行炉心や照射試験規模によっては線出力が増大する可能性にも留意すべきである。

(4) 上記炉心出力分布に基づく熱流特性評価（概略検討）の結果、炉心燃料集合体必要流量合計値で約150kg/sec、炉心全流量の約4%の余裕が生じる。すなわち、現行炉心部流量のままでも炉心流量配分として成立する。

これは各領域内被覆管最高温度を、現行PNC316被覆管材の675℃からODS鋼の700℃まで許容することで生じる余裕25℃、集合体流量換算で8%以上の余裕が、各領域の集合体最大出力の増加分合計を上回ったことと、Pu富化度比調整により出力分担が外側にシフトして出力分布が一層平坦化された効果が重なったためである。このことは、炉心燃料部による約7%の径ブランケット出力補償分と、出力ミスマッチの増大分を、流量配分の大幅な変更なしで吸収できることを示している。

なお、今後の詳細評価により出力分布が最終的に確定した段階で、燃焼度の高い領域には流量を若干上乘せして被覆管温度を下げるなど、高燃焼度状態での燃料健全性確保を一層考慮した、きめ細かい炉心流量配分評価も必要となろう。

(5) 主要な炉心反応度特性であるドブブラ係数、ボイド反応度は、ともに運転サイクル長期化よりも、むしろ高燃焼度化に伴う蓄積FP吸収によるスペクトル硬化が主要因となり影響を受ける。

MOX燃料ケース①②のドブブラ係数は燃焼度増加に伴い低下し、現行炉心の範囲（ $- (5.7 \sim 7.6) \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ ）を約15%下回るが、現行設計の余裕30%の範囲内である。許認可段階までには、例えば更に太径化・長尺化してPu富化度を下げ、²³⁸Uの比率を増す等の燃料仕様の工夫による特性改善と、より詳細な評価が必要である。

また、ボイド化を仮想して参考値として求めた、1炉心集合体最大ボイド反応度については、30~40%増加するが、絶対値は6¢以下と十分小さい。

なお、同反応度特性については、一般に運転時の異常な過度変化時や事故時の炉心挙動だけでなく、安全余裕確認のため、仮想的炉心崩壊事故(HCDA)をあえて想定した場合の事象推移にも影響し得るので、許認可までにはさらにその影響を把握、確認するとともに、その低減方策、例えば線出力を増大させない範囲での炉心短尺化や、低スペクトルシフト化などの検討が望ましい。

(6) 制御棒反応度収支

i) 制御棒反応度収支の議論に先立ち、ここでもう一度燃焼反応度低減の可能性について言及する。2.2節で述べたように、燃料要素127本を収納できる「7.7mm径(95%密度・中空)、約100cm炉心長」のMOXドライバ燃料仕様では実効燃料体積比は31%~32%が限界であり、7.8mm径(33%)までとれたとしても燃焼反応度低減幅は0.2% $\Delta k/k$ 以下である。

仮に、ピン本数を127から91本、ピン径を9.5mm以上に太径化した場合の燃料体積比は35~36%となるが、それでも燃焼反応度の低減幅は1% $\Delta k/k$ 程度であり、制御棒で補償すべき燃焼反応度としては約4% $\Delta k/k$ と依然厳しい範囲にある。そのため、制御棒価値増加を中心とする制御棒反応度収支自体の大幅な見直しに至ったものである。

ii) 上記により見直した反応度制御系の収支については、制御棒価値増加策採用と所要反応度の一部見直しにより、制御棒価値(最小値) $\geq$ 所要反応度合計(最大値)すなわち、制御棒の有する反応度価値は、設計誤差を考慮しても制御すべき反応度合計(所要反応度)を上回る見通しである。今後更に、性能試験データを反映した現行設計誤差(10%)の合理化・見直しや、所要反応度のうちの反応度誤差吸収分(1% $\Delta k/k$)や炉停止余裕反応度(1.4% $\Delta k/k$)の切詰め等に踏み込めば、反応度バランス上は一層の裕度が確保されると期待される。

iii) 上記以外に今後留意すべき点として、設置許可申請書記載値変更がある。このうち制御棒価値の増加により最大反応度添加率も約30%増加する見込みであり、添十解析の制御棒引抜事故解析関連で再評価が必要となる。その他の設置許可申請書記載値変更については後の(8)項に述べる。

(7) 金属燃料炉心への置換について

将来、仮にMOX燃料から金属燃料へと置換される場合の技術的成立性を検討する。

前述(2)のように燃焼反応度増大は期待どおり

大きく緩和されるが、それでも燃焼補償反応度は約0.6% $\Delta k/k$ 増加し、同時に制御棒価値も約1% $\Delta k/k$ 低下するので、反応度収支としては約1.6% $\Delta k/k$ 悪化する。これは、MOX燃料の反応度収支悪化分の半分近くもあり、制御棒価値を増加する等、何らかの対応が依然必要となる。

上記に加え、ドップラ係数、ボイド反応度等の炉心反応度特性の低下も無視し得ない課題であり、さらに従来から指摘される低燃料融点や、被覆管との共晶問題等も、依然課題として残ることに留意すべきである。

(8) 高度化炉心移行・実現上の課題

以上の検討・考察を通じて本炉心の基本性能、炉心特性や反応度収支についてはほぼ成立の見通しを得たが、実際に本炉心へ移行するには種々の課題や確認すべき事項が考えられる。そのうちの主たる項目を以下に列挙する。

i) 炉心仕様(Pu富化度や炉心長さ、制御棒仕様)や炉心特性値などで現行炉心からの変更箇所がかなりあり、それらの妥当性を確認するとともに安全ロジックを構築して許認可に備える必要がある。

ii) 上記に関連して設置許可申請書記載値の主なものは、炉心仕様ではPu富化度、炉心高さ、燃料密度、 ^{10}B 濃縮度や吸収体長等であり、炉心特性では最高線出力密度、燃料被覆管最高温度、諸反応度(係数)、制御棒価値・反応度添加率及び反応度収支表などであり、今後の詳細評価が必要である。また、ドップラ係数、ボイド反応度等の改善方策検討も必要となろう。

iii) その他、許認可取得に必要なデータとして、ODS燃料被覆管材や中空ペレットの照射データ、 ^{10}B 濃縮度や吸収体長さを増加した新制御棒仕様についても、炉内先行試験によるデータ蓄積を図ることが必要である。なお、中空ペレットについては、SPXやPFR等先行海外炉での照射実績入手とともに、「常陽」での照射試験データの蓄積、評価を継続し、新制御棒仕様についても、「常陽」に引き続き「もんじゅ」での使用経験、実績を積むことが望まれる。

以上、本炉心概念の特徴と、目標性能達成の見通し、炉心特性への影響とその許容範囲、反応度制御性、本炉心への移行・実現上の諸課題などについて考察した。その結果、本炉心概念は将来の「もんじゅ」高度化炉心概念の一つとして、現在の

ほぼ2倍の炉心性能向上が期待でき、炉心諸特性、安全特性への影響も許容範囲にすることができ、成立するとの見通しを得た。

5. おわりに

将来の「もんじゅ」炉心の性能向上に関する研究の一環として、現行炉心性能の約2倍、「12ヵ月運転サイクル期間・13~15万MWd/t取出平均燃焼度」を目標とする第2期高度化炉心概念について検討し、炉心諸特性を評価した。

運転サイクル期間を現行の5ヵ月から12ヵ月(1年)に増加すると燃焼反応度増大が問題となり、この反応度収支の悪化に対処するため、①内部転換比向上のため、「約7.7mm径×127本、95%高密度、103cm炉心長」の太径長尺ドライバ燃料を導入して燃焼反応度増大を可能な限り抑制し、②制御棒価値増加策として「 ^{10}B 濃縮度：39→65wt%、吸収体長：80→93cm」へと制御棒仕様を変更し、基準となる炉心を構成した。また、第1期高度化炉心(10万MWd/t燃焼度、6ヵ月サイクル運転期間)と同じく径ブランケット燃料を削除し、同領域及び炉心領域内へのMA燃焼集集体装荷など、種々の照射試験を実施できるようにPu富化度に若干の余裕(上乗せ)分を考慮した仕様とした。

この燃料基本仕様、制御棒仕様・特性を変更した体系での炉心特性を評価した結果、以下の事項を確認した。

- i) 当初目標とした12ヵ月連続運転、全ドライバ燃料取出平均で約150GWd/tとなることを平衡炉心の各サイクルにおいて確認した。
- ii) 反応度制御系の充足性については、制御棒価値(最小値) $\geq$ 所要反応度合計(最大値)すなわち、制御棒の有する反応度価値が、設計誤差を考慮しても制御すべき反応度合計(所要反応度)を上回り、反応度収支としてほぼ成立する。
- iii) 炉心諸特性への影響のうち、出力分布特性(集集体最大出力、最高線出力密度等)については、ともに温度評価上の許容範囲にある。
- iv) ドップラ係数、Naボイド反応度等、炉心反応度特性への影響も許容範囲に収まる。

以上の検討、考察の結果、本炉心概念の炉心性能、炉心核熱特性、安全特性とも満足すべき範囲にあり、現行炉心のほぼ2倍の性能を有する高度化炉心の一つとして成立し、実現の可能性がある。

今後の課題としては、本炉心で新たに導入した、

「太径・高密度中空ペレット・長尺」ドライバ燃料概念や反応度価値増強型制御棒概念の健全性確認試験、同じく導入を前提としたODS燃料被覆管材の照射データ蓄積を図って許認可取得に備えることが望まれる。また、一部の炉心特性改善策の検討とその効果について、詳細評価による確認評価が必要であり、同様に炉心仕様・炉心特性変更に伴う設置許可申請書記載値変更個所の確認解析、安全解析一式なども行う必要がある。

さらに、今回検討した内部転換比向上と制御棒反応度収支改善策以外にも検討範囲を広げ、幅広い視点からの革新的な概念を導入してその成立性、実現性を引続き検討することが望まれる。

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”、第2部 第3章 5. 高速増殖炉サイクル技術の研究開発の在り方と将来展開、p. 37~(2000)
- 2) 金城秀人、横堀仁：“「もんじゅ」高度化炉心概念の検討”、サイクル機構技報 No. 7 (2000)
- 3) 金城、影山、他：“「もんじゅ」高度化炉心における実用化技術実証概念の検討”、サイクル機構技報 No. 14 (2001)
- 4) 動力炉・核燃料開発事業団：“高速増殖原型炉「もんじゅ」一原子炉設置許可申請書 本文及び添付書類(八)”、p. 8-3-1~ (1980)
- 5) F. Nakashima, Y. Kaise et al.：“Core Performance and Characteristics of the Prototype Fast Breeder Reactor MONJU”, FR 91, Kyoto, Vol.-II, P8.2-1~9 (1991)
- 6) 林、山館、他：“各種燃料形態・炉心に関する設計評価(1)―ナトリウム冷却炉心の検討―”、サイクル機構技報 No. 12別冊 (2001)
- 7) I. Shibahara：“Development of in-core materials for fast breeder reactors”, Radiation Effects & Defects in Solids, Vol. 144, p. 233-235 (1998)
- 8) 堀雅夫監修：“基礎高速炉工学”日刊工業新聞社(1993)。
- 9) T. Kageyama et al.：“Aspects of control rod design in Monju upgraded cores”, (日本原子力学会2000年秋の大会)
- 10) H. Tsunoda et al.：“MOSES-Upgrading and Installation (II)”, JNC TJ8400 99-057 (1999)
- 11) 宇佐美、板垣 他：“3次元拡散燃焼設計コードMODIFの整備と検証(1)”, (日本原子力学会2002年春の年会)
- 12) 飯島進、吉田弘幸、他：“高速炉設計用計算プログラム・2 (2次元・3次元拡散摂動理論計算コード：PERKY)”, JAERI-M6993 (1977)
- 13) 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. 10)



レーザー誘起ブレイクダウン分光法を用いた ナトリウムエアロゾル検知に関する研究

大高 雅彦 林田 均
大洗工学センター 要素技術開発部

Study on Measurement Technique for Sodium Aerosols Based on Laser Induced Breakdown Spectroscopy

Masahiko OHTAKA Hitoshi HAYASHIDA

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center

高速炉プラントの冷却材であるナトリウムの微量な漏えいを早期にかつ確実に検出すること、すなわち、ナトリウム微量漏えい検出器の性能を向上させることは、プラントの安全性向上に有効である。レーザー誘起ブレイクダウン分光法 (LIBS) をナトリウム微量漏えい検出器に応用できれば、既に実用化されているナトリウム微量漏えい検出器と同等の高い検出感度が得られるとともに、ナトリウムエアロゾルに対する選択的検出性能を向上させ、検出器の信頼性向上に寄与できる可能性がある。そこで、ナトリウム微量漏えい検出器としての適用可能性について評価するために試験を実施し、LIBSを用いた計測系を検討し、ナトリウムエアロゾルの基礎的な検出特性を評価した結果、適用可能性があることを確認した。

Detection of small-scale sodium leak in its early stage is effective for enhancing fast reactor safety. Feasibility of the measuring technique for sodium aerosols based on LIBS was assessed. The technique is expected to enhance performance on high discrimination for the sodium aerosols with an equivalent detection limit of conventional small sodium leak detectors.

Experiments using sodium aerosols were performed in order to design a measuring system and to study on some basic measuring performances. The results show the LIBS technique is feasible as a small sodium leak detector.

キーワード

レーザー誘起ブレイクダウン分光法, LIBS, 原子発光, 励起, D線, ナトリウム蒸気, ナトリウムエアロゾル, ナトリウム漏えい検出器, キャリアーガス

Laser Induced Breakdown Spectroscopy, LIBS, Atomic Emission, Excitation, D-line, Sodium Vapor, Sodium Aerosol, Sodium Leak Detector, Carrier Gas

1. はじめに

高速炉プラントの冷却材であるナトリウムの微量漏えいを、早い段階で確実に検出すること、すなわち、ナトリウム微量漏えい検出器の検出感度や応答性等の検出特性を向上させることは、プラントの安全性向上に有効である。

従来のナトリウム微量漏えい検出器においては、イオン化方式や放射線イオン化方式が用いられており、それらの検出限界は $10^{-11} \sim 10^{-10} \text{ g/cm}^3$ である^{1,2)}。イオン化方式の原理は、高温に加熱されたフィラメントによりエアロゾルをイオン化し、これが電極間を移動する際に生じるイオン電流を検出するものであり、放射線イオン化方式は、エアロゾルが α 線を遮ることを利用し検出する方式である。しかし、上記の検出方式では、ナトリウムエアロゾル以外のダスト等の微粒子にも応答するため、誤報を発生する可能性も高い。このため、極微量のナトリウム漏えいを確認することを目的として、微粒子をフィルターに補足し化学



大高 雅彦
次世代機器研究グループ所属
副主任研究員
新概念の計測技術開発や機器開発に従事



林田 均
次世代機器研究グループ所属
副主任研究員
新概念の計測技術開発や機器開発に従事

分析によってナトリウムの存在を測定するなど他の方法を併用することが必要であった。すなわちナトリウムエアロゾルのみを選択的に検出することにより性能向上を図るという余地があった。

これに対して、レーザー誘起ブレイクダウン分光法 (Laser Induced Breakdown Spectroscopy: LIBS)³⁾は、気体、液体、固体などの計測対象の状態にかかわらず、特定の微量成分を瞬時に計測することが可能な手法であり、環境計測をはじめとして幅広い応用が考えられている^{4,5)}。LIBSの原理をナトリウム漏えい検出器に応用することができれば、イオン化方式や放射線イオン化方式と同等の高い検出感度が得られるだけでなく、ナトリウムエアロゾルのみを選択的に検出し得ることとなる。

このような観点から、ナトリウム微量漏えい検出器としての適用可能性を評価するために、LIBSによるナトリウムエアロゾル計測系の検討と、基本的な検出特性を評価した。

2. ナトリウムエアロゾル計測系

2.1 LIBSを用いたナトリウムエアロゾルの計測原理

LIBSを用いたナトリウムエアロゾルの計測原理を図1に示す。原子を励起状態とするために、LIBSではレーザーを使用する。ピークエネルギーが大きいパルスレーザー光をレンズで集光する

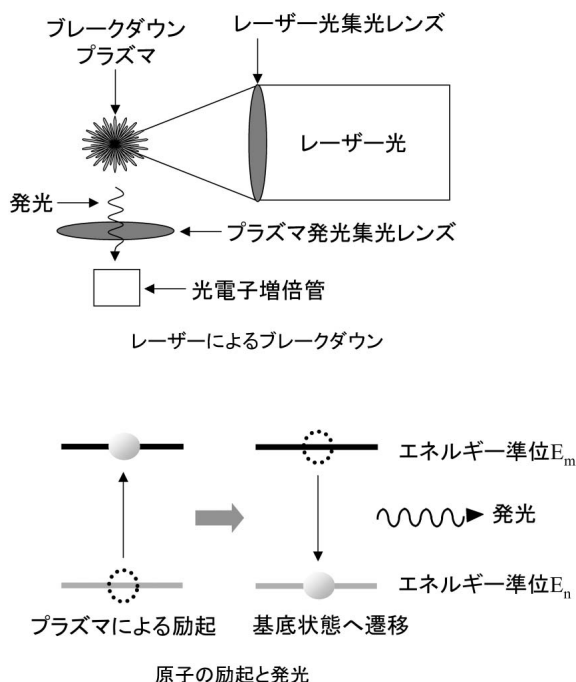


図1 レーザー誘起ブレイクダウン分光法の原理図

と、焦点領域にある物質は高温、高密度となりプラズマが形成される。この現象をブレイクダウンと呼ぶ。測定対象とする物質がブレイクダウンされ、原子状態やイオン状態となってエネルギーの高い状態に励起された後、元のエネルギー状態に戻る時に、その元素固有の波長の光が放射される。原子からの光の放出は(1)式で示される。エネルギーの高い状態を m 、元のエネルギー状態を n とすれば、放出される光の振動数 ν_{mn} は、遷移するエネルギー準位間のエネルギー差($E_m - E_n$)との間に次のような関係がある。

$$\nu_{mn} = \frac{E_m - E_n}{h} \quad (1)$$

ここで、 E_m 、 E_n ：原子のエネルギー準位、 h ：プランク定数

この時の発光強度 I_{mn} は、次の(2)式で示される。

$$I_{mn} = N_m A_{mn} h \nu_{mn} \quad (2)$$

ここで、 A_{mn} ：1個の原子当たり毎秒状態 m から状態 n への遷移の数(アインシュタインの A 係数)、 N_m ：エネルギー状態 E_m に分布する原子の密度である。

(2)式に示されるように発光強度は原子数に比例して変化するため、この発光を分光し発光強度を計測することにより、成分や濃度を計測することが可能となる⁶⁾。

ナトリウム原子の発光の場合には、それぞれ波長が589.592nm及び588.995nmであるDⅠ線及びDⅡ線を放射するため、これらの波長を識別することにより、ナトリウムの存在を定性的に検出することが可能である。この発光には、イオンの再結合時の放射、電子の制動放射、高温の固体粒子からの黒体放射、分子によるバンドスペクトルによって、連続波長成分であるバックグラウンド光⁷⁾が伴う。よって、ナトリウム原子からの正味の発光強度を、バックグラウンドの発光強度を差し引いて求め、濃度を推定する。

2.2 計測系の検討

(1) ナトリウム原子発光とバックグラウンド発光の継続時間評価⁸⁾

先に記述したナトリウム原子の発光やバックグラウンド発光の継続時間は、それぞれ固有である。感度の高い計測系とするためには、この発光時間をまず評価することが必要である。

したがって、実際にナトリウムエアロゾルをブ

レークダウンし、ナトリウム原子及びバックグラウンドによる発光時間を評価した。

① 試験装置

ナトリウムエアロゾルをブレークダウンした時の、ナトリウム原子及びバックグラウンド発光の継続時間を図2に示す試験装置を用い評価した。試験装置の主な構成は、ナトリウムを溶融しナトリウム蒸気を生成する溶融加熱容器、ナトリウム蒸気と高純度空気ガスを混合させエアロゾルを生成するミキシングチャンバー、ナトリウムの溶融加熱容器やミキシングチャンバーに高純度の窒素ガスや空気ガスを供給するガス供給系等からなる。ミキシングチャンバーの下流には、ブレークダウン発生のためのレーザー及び発光を計測する光電子増倍管(PMT)や分光器で構成される発光計測系の検出部、並びに通過したナトリウムエアロゾル中のナトリウムを定量するためのトリアセチルセルロース製多孔質フィルターを配置した。本フィルターにより約90%のエアロゾルが捕集可能である。

② 試験方法

ナトリウム界面の酸化を抑制するために、装置内に高純度窒素ガスを供給した上でナトリウムを加熱溶融しナトリウム蒸気を発生させた。高純度空気ガスをミキシングチャンバー内に流入させ、ナトリウム酸化物等からなるエアロゾルを生成した。生成したナトリウムエアロゾルは、上記のガスによって最下流部に設置した多孔質フィルターまで輸送され捕集される。

③ 試験結果

DⅠ線及びDⅡ線を含む波長範囲588.7nm～589.7nmの波長を透過する光学フィルターを用いて、ブレークダウン発生後にナトリウム原子の発光強度の時間推移を計測した結果を図3に示す。この結果から、発光はブレークダウン発生直後から約40 μ s間にわたり発光強度が減衰しながら継

続することが分かった。発光強度の減衰が少ないブレークダウン発生後1 μ s～10 μ sの時刻で、DⅠ線及びDⅡ線付近のバックグラウンド発光の様子を確認するために、波長範囲587～592nmについて、発光スペクトルを計測した結果を図4に示す。1 μ s後には、連続波長成分となり発光強度も強く、DⅠ線及びDⅡ線を認めることはできない。2 μ s後にも、連続波長成分となるが、発光強度は50%程度に減衰し、わずかではあるがDⅠ線及びDⅡ線が認められた。3 μ s後以降は、DⅠ線及びDⅡ線と、それ以外の波長領域との発光強度比は、より大きくなって、10 μ s後には、明瞭にDⅠ線及びDⅡ線が計測できた。

この結果から、ブレークダウン発生後3 μ s～10 μ sまでにDⅠ線及びDⅡ線を計測することが可能であり、その近傍の波長領域は連続波長成分となることが分かった。

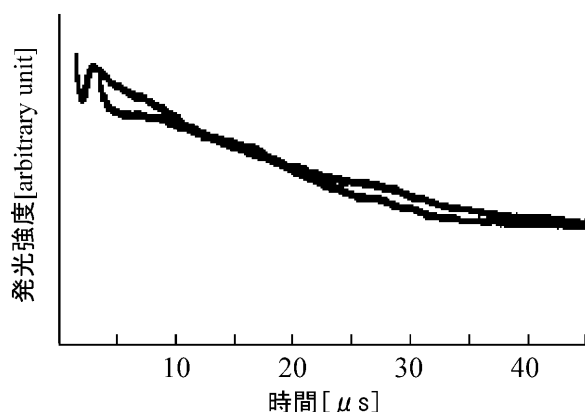


図3 ナトリウム原子発光の継続時間

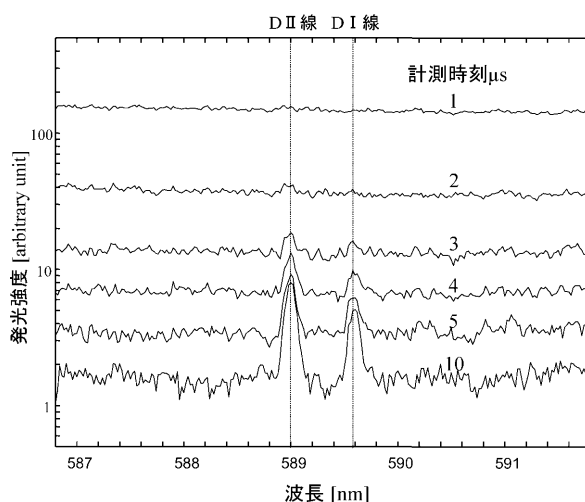


図4 ナトリウム原子発光及びバックグラウンド発光の時間依存性

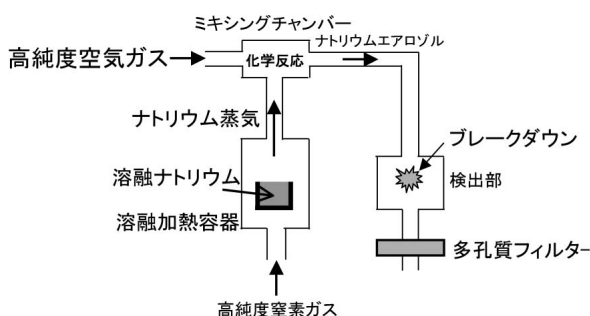


図2 ナトリウムエアロゾル計測試験装置

(2) 構成した計測系

ナトリウムエアロゾルを検出するために図5に示す計測系を構成した。使用した機器は、Nd:YAGレーザー本体（Continuum製Surelite III-10、波長1,064nm、パルス速度：10Hz、最大出力：8W、最大パルスエネルギー：800mJ/パルス）、レーザーを分析部に集光するための集光光学系、発光を計測する受光光学系（ビームスプリッター、集光レンズ、透過フィルター、光電子増倍管(PMT)）及び信号処理装置等である。受光光学系で透過フィルターとPMTについては、ナトリウム原子発光とバックグラウンド発光を同時計測するために1対とした。

大気中でブレイクダウンをするために必要とするレーザーエネルギーを試験により確認した結果、十数mJ/パルス程度であることが分かった。試験では、レーザーエネルギーの安定性や光軸上の減衰等にかかわる外乱からの影響を受けても余裕を持ってブレイクダウンが生じるように25～30mJ/パルスとした。

受光光学系については、先に記述したようにDⅠ線及びDⅡ線が明瞭に計測できることから、588.7nm～589.7nmの波長を透過する光学フィルターを用いて発光強度を計測した。先に記述したとおり、これらの波長近傍では、連続波長成分となることが分かったため590.2nm～591.2nmをバックグラウンドとして発光強度を計測し、これらの差からナトリウム原子による蛍光発光強度を求めた。

計測時刻及び時間については、ブレイクダウン

発生時刻と見なせるレーザーパルスを照射した時刻の3 μ s後から、その後の5 μ s間計測することとした。計測信号の取込みについては、1回当たりのブレイクダウンによる発光について、上述の5 μ s間に9回発光強度を計測し、平均化を行った。更に、サンプリング時間を1秒として、レーザーパルス速度が10Hzであることから、1秒間に起こる10回のブレイクダウンによる発光を平均化した。すなわち1秒間に90回平均化を行った。

3. 検出特性評価試験

分光分析では、分析元素の形状、化合形態、主成分化合物や共存元素の種類や、測定物質の供給量等が変化すると、同一分析条件下でも発光強度が変化する。したがって、先に記述した試験装置を用い、感度のナトリウムエアロゾル濃度（試験の結果得られる濃度情報は、ナトリウム化合物として存在するエアロゾル中のナトリウム濃度であるが、ここではナトリウムエアロゾル濃度とする。）に対する依存性、キャリアガスの成分及び流量に対する依存性評価を行った。

3.1 試験条件

試験条件を表1に示す。また、以下に個々の試験の考え方や根拠を示す。

(1) ナトリウムエアロゾル濃度

ナトリウムエアロゾル濃度範囲は、先に示したイオン化方式及び放射線イオン化方式の開発時に評価した濃度範囲と同じ $10^{-11} \sim 10^{-8} \text{g/cm}^3$ とした。高純度空気ガスをナトリウム蒸気と混合させエア

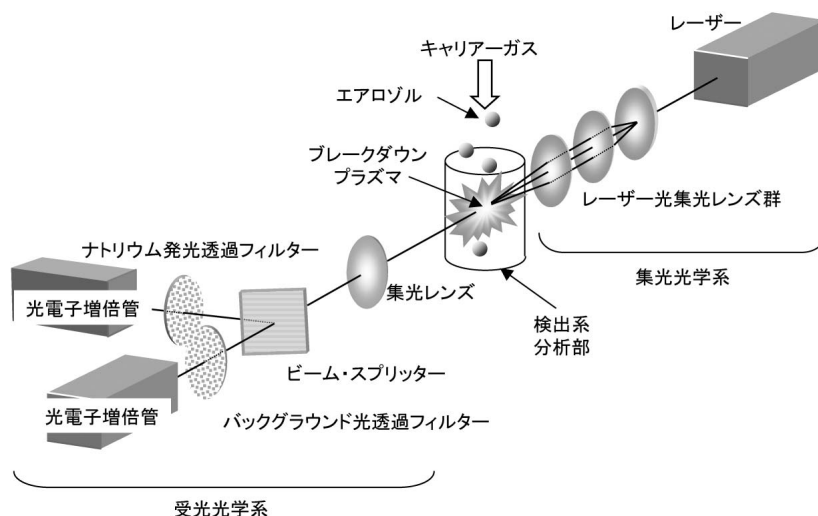


図5 ナトリウムエアロゾル計測系の構成

表1 試験条件

評価項目	ナトリウム濃度 [g/cm ³]	キャリアガス流量 [ℓ/min]	酸素濃度 [vol%]	水分濃度 [vol%]
ナトリウムエアロゾル濃度	10 ⁻¹¹ ~10 ⁻⁸	2	20	<0.01
キャリアガス成分 酸素濃度	10 ⁻¹⁰ , 10 ⁻⁹ , 10 ⁻⁸		0, 2, 20	
キャリアガス流量	10 ⁻¹⁰	5, 10, 20	20	

ロゾルを生成した。試験実施時の装置内の水分濃度は、試験開始前に装置内を真空排気し、高純度窒素ガスを装置内に混合しているため、おおむね0.01vol%以下である。キャリアガス流量に関しては、1時間程度の連続計測としたため、エアロゾルを十分に供給することができると考えられる2ℓ/minを基準流量として設定した。なお、ナトリウムエアロゾル濃度依存性については、計測系の基本的な検出特性であり、濃度以外の本試験条件を以降に示す試験の基準値とした。

(2) キャリアガス成分

キャリアガス成分による差異を確認するために、高純度窒素ガスによる極低酸素濃度及び2vol%酸素濃度とした二つの条件を試験した。ナトリウムエアロゾル濃度に関しては、10⁻¹⁰, 10⁻⁹, 10⁻⁸ g/cm³の3点とした。それ以外の条件は(1)に記述した基準条件とした。

(3) キャリアガス流量

キャリアガス流量は、単位時間にサンプリング可能な雰囲気ガス体積を決定するものであり、計測システム設計上の必要量である。原子発光分析の一手法であるICP (Inductively Coupled Plasma; 誘導結合プラズマ) 発光分析の場合には、キャリアガスを用いてプラズマ中に測定物質を供給するが、流量が変化すると、測定物質の供給量に変化し、発光強度に大きく影響を与える。試験条件として、基準とした2ℓ/minに対して1桁大きい20ℓ/minを最大値とした。検出部の流速に換算すると、3mm/s~3cm/sである。ナトリウムエアロゾル濃度は10⁻¹⁰ g/cm³、それ以外の条件は(1)に記述した基準条件とした。

3.2 結果と考察

(1) ナトリウムエアロゾル濃度

ナトリウムエアロゾル濃度範囲内で注目する濃度における感度は、ナトリウムエアロゾル濃度C [g/cm³] 及び計測値I [count/s] を用いて、I/C [(count/s)/(g/cm³)] で定義する⁹⁾。図6に

ナトリウムエアロゾル濃度10⁻¹¹~10⁻⁸ g/cm³に対する感度の依存性を標準偏差とともに示す。一般に、発光が原子の励起のために吸収されてしまうような高濃度領域でなければ、感度は濃度に関係でほぼ一定と見なすことができる。本結果は、この領域にあるものと考えられ、計測値から濃度定量も推定可能であることが分かる。

(2) キャリアガス成分

酸素濃度に対するナトリウムエアロゾル濃度10⁻¹⁰, 10⁻⁹, 10⁻⁸ g/cm³の感度の平均値を、(1)の標準偏差と合わせ図7に示す。これらは、20vol%

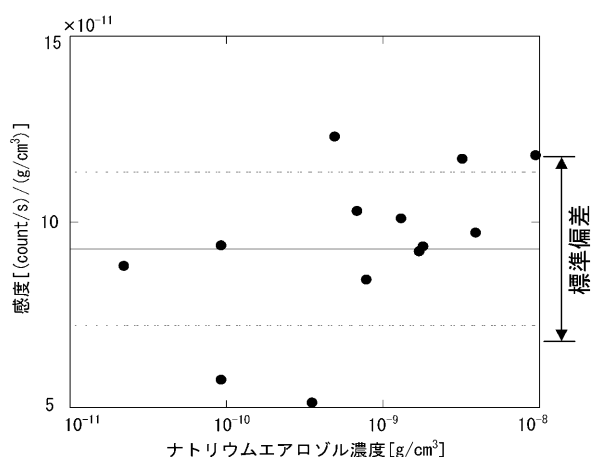


図6 感度のナトリウムエアロゾル濃度依存性

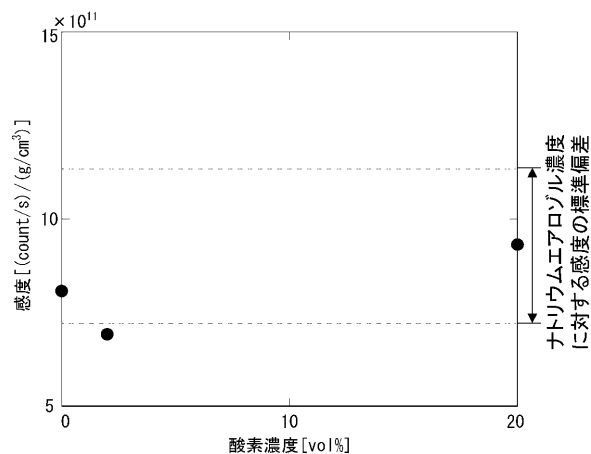


図7 感度の酸素濃度依存性

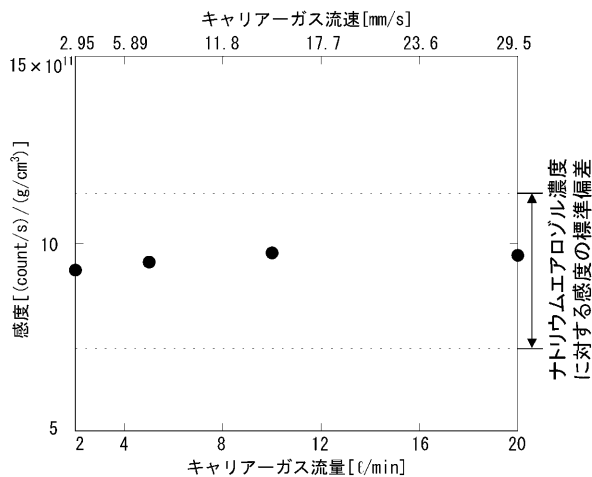


図8 感度のキャリアーガス流量依存性

酸素濃度時の値とおおむね同程度である。酸素濃度が変わることにより、エアロゾル組成も若干変化するものと推定されるが、ナトリウム燃焼を解析するコードでは、10vol%程度の酸素濃度を境界値として、 Na_2O と Na_2O_2 の比が、10:0、高濃度側では6:4として扱われている¹⁰⁾。しかし、この結果からはキャリアーガス中の酸素濃度の変化や、 Na_2O や Na_2O_2 の組成比に対しても大きな差異はないものと推測される。

(3) キャリアーガス流量

結果を(1)の標準偏差と合わせ図8に示す。キャリアーガス流量が変化しても感度はほぼ一定であることが分かる。この理由は次のとおりである。すなわちキャリアーガス流量を変えることにより、単位時間当たりに検出部を通過するエアロゾル数が変わるが、ナノ秒オーダーの計測であることから、その時間スケールで見ればブレイクダウンで生じたプラズマ領域を通過するエアロゾル数は変化せず、発光強度へ影響を受けないものと考えられる。

4. まとめ

レーザー誘起ブレイクダウン分光法を応用した

ナトリウムエアロゾルの計測系を試験評価に基づき構成するとともに、ナトリウム微量漏えい検出器への適用可能性について検討した。ナトリウム蒸気から生成したエアロゾルを用いて、基本的な検出特性である感度のナトリウムエアロゾル濃度に対する依存性や、感度に影響を与えるものと考えられるキャリアーガスの成分や流量依存性を評価した。その結果、ナトリウムエアロゾル濃度 $10^{-11} \sim 10^{-8} \text{ g/cm}^3$ において、感度に対し有意な影響を与えないことが分かり、ナトリウム微量漏えい検出器に適用できる可能性が十分あることを確認した。今後、プラントへの適用性を確認するための評価を実施する予定である。

参考文献

- 1) 林道寛, 荒木等, 他: “ナトリウム微小漏えい検出器の開発”, 日本原子力学会「昭58年分科会」F18 (1983)
- 2) 堀雅夫監修: “基礎高速炉工学”, 日刊工業新聞社 (1993)
- 3) D. A. Cremers and L. J. Radziemski, : “Laser Spectroscopy and Its Applications”, Marcel Dekker, New York (1987)
- 4) S. W. Allendorf, D. K. Ottesen, et al., : “Optical Sensors for Process Control and Emissions Monitoring in Industry”, SAND99-8424, Sandia Report (1999)
- 5) K. W. Holtzclaw, J. Moore, et al., : “Real-Time Optical Measurement of Alkali Species in Air for Jet Engine Corrosion Testing”, Proc. of 31st Aerospace Science Meeting & Exhibit (1993)
- 6) 日本分析化学会編: 原子スペクトル分析 (上), 丸善 (1979)
- 7) 中原勝儼編: 日本分光学会 測定法シリーズ13 分光測定入門, 学会出版センター (2000)
- 8) 竹島徳幸, 芦部楠夫, 他: “レーザーブレイクダウン分光法を使用したNa漏えい検出器の開発”, 日本原子力学会「1999年春の年会」E22
- 9) 日本分析化学会編: 原子スペクトル分析 (下), 丸善 (1979)
- 10) 大野修司, 松木貞夫, : “ナトリウム燃焼解析コードASSCOPSの開発と検証”, サイクル機構技報, No. 9, pp. 93~104 (2001)



原子炉出口温度高温化に適合するナトリウム冷却金属燃料炉心の検討

山館 恵 水野 朋保 杉野 和輝

大洗工学センター システム技術開発部

A Design Study of Sodium Cooled Metal Fuel Core for High Outlet-Temperature

Megumi YAMADATE Tomoyasu MIZUNO Kazuteru SUGINO

System Engineering Technology Division, O-arai Engineering Center

ナトリウム冷却高速炉において、炉心内のPu富化度を1種類とし、燃料ピン径の変更により径方向出力分布を平坦化する金属燃料炉心概念の炉心設計成立性について検討した。金属燃料は燃料と被覆管との共存性の観点から酸化燃料に比べると被覆管温度制限値が低いので、従来の金属燃料炉心設計では冷却材温度条件も低く設定されている。しかし、低Pu富化度1種類とする本炉心概念では燃焼による径方向出力分布の変動が小さくなるという利点が得られ、熱設計が有利となって冷却材温度条件を高くできる。この結果、重元素密度の高い金属燃料の特性を生かした内部転換比の高い炉心概念でかつ、原子炉冷却材出入口温度を酸化燃料炉心と同程度まで高くできる金属燃料炉心の設計成立見通しが得られた。

また、選定した炉心は内部転換比が高いという優れた特性を持っており、高増殖比、高燃焼度、長期運転サイクルといった炉心設計の柔軟性も高い炉心であることが把握できた。

A design study of sodium cooled metal fuel core was performed. The new core concept studied here has low radial power peaking by applying three regions core configuration with different diameters of fuel pins and the same enrichment of plutonium. The core reveals constant radial power distribution during nominal power operation, which gives the advantage of low cladding maximum temperature or high core outlet temperature with a cladding limit temperature. The core thermal hydraulic design shows that a core outlet temperature as high as that of the oxide fuel core is feasible even in the application of metal fuel pins, which have a lower cladding limit temperature than oxide fuel pins.

The core concept is possible to have additional attractiveness such as high breeding ratio, high burnup, and long-term operation cycle due to its high internal conversion ratio.

キーワード

高速炉、金属燃料、出口温度高温化、燃料ピン径、ナトリウム冷却炉、Pu富化度1種類、径方向出力分布平坦化

Fast Reactor, Metal Fuel, High Core Outlet Temperature, Fuel Pin Diameter, Sodium Cooled Reactor, Same Enrichment of Plutonium, Low Radial Power Peaking



山館 恵

炉心・燃料システムグループ所属
高速炉の炉心核設計に従事
ナトリウム冷却炉を担当



水野 朋保

炉心・燃料システムグループ
グループリーダー
実用化戦略調査研究・炉心
燃料検討総括に従事



杉野 和輝

炉心・燃料システムグループ
所属
副主任研究員
炉心設計、及び炉心設計シ
ステム改良にかかわる業務
に従事

1. はじめに

FBRサイクル実用化戦略調査研究において、多様なFBRサイクルシステムの技術選択肢の内から、有望な候補概念の一つとしてナトリウム冷却高速炉が抽出され、燃料形態としては酸化物燃料、金属燃料の検討が進められている。

我が国におけるナトリウム冷却高速炉の開発では、実験炉「常陽」をはじめ原型炉「もんじゅ」の実機設計及び実証炉設計研究等の設計例があり、いずれも酸化物燃料を用いた炉心概念である。一方、転換率の向上等、高速炉の本質を追究する観点から、重元素密度の高い金属燃料や窒化物燃料も注目されてきた。金属燃料は重元素密度が高く、内部転換比の向上が図れる等の利点がある一方、燃料と被覆管との共存性の観点から被覆管最高温度が制限されるという特性がある。このため、従来概念の金属燃料炉心では冷却材出入口温度が酸化物燃料炉心に比べて50℃程度低く、熱効率が低いことが課題の一つとなっている。また、窒化物燃料は金属燃料と同等の核特性を持ち燃料と被覆管との共存性にも課題はないが、海外の例を含めても照射実績、製造実績ともに少なく、良好な特性を得るためには¹⁵Nの濃縮技術も開発課題の一つとなっている。

ここでは実用化戦略調査研究の一環として、これらのうち上記の金属燃料の特徴に着眼し、ナトリウム冷却炉において酸化物燃料炉心と同等の高温温度条件に適合できる金属燃料炉心を検討する。

2. 検討の方針

被覆管最高温度が制限されるという特性を踏まえて原子炉冷却材出入口温度の高温化を図るためには、冷却材の炉心出口温度と被覆管最高温度の差を小さくする方法が考えられる。ここで、被覆管最高温度と冷却材出入口温度 (T_{out} , T_{in}) の間には以下に示す(1)式の関係が成り立ち、グローバルホットチャンネルファクタ (GHCF) の内訳として、最も大きい因子が集合体出力ピーキングであることが分かる。したがって、炉心出口温度と被覆管最高温度の差を小さくするためには、Fr及びFbを小さくし、径方向出力分布を平坦化することが必要である。

$$[\text{被覆管最高温度}] = T_{in} + \text{GHCF} \times (T_{out} - T_{in}) + \Delta T_{Na-Clad} \quad (1)$$

$\Delta T_{Na-Clad}$: 冷却材-被覆管間温度上昇幅

$$\text{GHCF} = (\text{Pc} \cdot \text{Fr} \cdot \text{Fb}) / (\text{Wc} \cdot \text{Fw}) \times \text{fw} \times \text{F}_{\text{HSF}}$$

Pc: 炉心部出力割合

Fr: 炉心内径方向ピーキング係数(1.2~1.4程度)

Fb: 集合体内径方向ピーキング係数 (1.0~1.2)

Wc: 炉心部流量配分比

Fw: 集合体流量ピーキング係数 (1.1~1.2)

fw: 集合体内周辺流れ効果係数(1.0~1.1程度)

F_{HSF} : 工学的安全係数 (1.2前後)

すなわち、出力分布の空間的変化、時間的変化によるピーク発熱を平坦化することによって、通常運転中は一定とする集合体ごとの流量の無駄を極力削減し、被覆管温度の変化も小さくしようとするものである。

検討の方針としては、重元素密度が高いという金属燃料の利点を生かして、内部転換比が高く燃焼反応度が小さいだけでなく、時間的、空間的な出力分布の変動が極力小さくなる炉心概念を目指す。これにより、酸化物燃料炉心並みの原子炉出口温度高温化に適用可能となり、ブランケットなしで内部転換比を1以上とし、燃料サイクルコストの低減にも期待の持てる金属燃料炉心概念を検討する。

2.1 出力分布変化抑制の方策

出力分布変化抑制の先行設計検討例としては、1987年頃に大型酸化物燃料炉心で検討例のあった k_{∞} 一定とする炉心¹⁾や1994年頃にロシアで設計されたBREST炉心(鉛冷却窒化物燃料炉心)^{2),3)}がある。これらの考え方を参考として、ナトリウム冷却金属燃料炉心へと応用し、炉心・燃料仕様を選定していく。

大型酸化物燃料炉心の例では燃焼による出力分布変動、反応度損失量を低減させる方策として低Pu富化度1種類で径方向2領域炉心があり、内側炉心/外側炉心の燃料体積比の比率を0.8又は0.6とする概念が検討されている。燃料体積比の変更には、ピン本数又はピン径の変更となっているが、酸化物燃料炉心で燃焼による反応度損失量を0近傍に抑えるには炉心高さの増大(有効長150cm)、ピン太径化に加えラップ管削除(ダクトレス)までもが必要とされており、酸化物燃料を使用する場合は中性子漏えいの少なくなる大型炉でも成立性を見通すのは難しいと報告されている。

一方、ロシアはBREST-300炉心の設計研究としてPu富化度1種類でピン径が異なる3領域の炉

心を検討している。燃料ピン配列ピッチ，燃料ピン本数，集集体配列ピッチは各領域とも同一で，燃料ピン径のみが異なる3領域炉心であり，炉心の内側ほどピン配列ピッチとピン径との比(P/D)が大きくなる。また，中性子反射効果の高い鉛を冷却材とし，ダクトレス集集体概念を採用するとともに重元素密度の高い窒化物燃料を用いており，冷却材流路断面積が大きい。このため，低圧損で燃料体積割合はあまり高くない。炉心有効長は110cmであり，取出平均燃焼度は約70GWd/tと低いものの約10ヵ月の運転サイクルで燃焼反応度は ~ 0 である。Pu富化度が14wt%と低く内部転換比(増殖比)は平均で1.06と比較的コンパクトな炉心で成立している。BREST炉心の特徴的な炉心核特性は，主に重元素密度の高い窒化物燃料の使用によって達成されていると考えられ，同じく重元素密度の高い金属燃料を用いればナトリウム冷却炉でも，ダクト(ラップ管)付集集体で同等の炉心概念の構築は可能と考え，これを試みることにした。

以上に基づき，採用するのは低Pu富化度1種類の燃料でピン径は領域ごとの3種類とし，出力分布の空間的及び時間的な変化を小さくすることをねらった。(以下，この炉心概念をピン径3領域炉心と略す。)金属燃料では被覆管温度が高いと燃料と被覆管との化学的相互作用が顕著となって，燃料外周部で液相が形成される場合がある。これを防止する観点から燃料スラグと接触する被覆管内面の温度を650℃程度以下に制限している。このため一般には窒化物燃料に比べて出口温度を低く抑える必要が生じているので，本概念を適用してこの課題の解決を試みた。出力分布の時間的な変化が小さくなれば流量配分設計での無駄流量も減り，窒化物燃料炉心と同等の高温の出口温度でも被覆管温度制限を守ることができる可能性がある。先行設計検討例の炉心と異なる点は，ダクトレス集集体ではなく集集体入口オリフィスとの組合せで適正な流量配分が可能なラップ管付き集集体とする点である。

2.2 検討の対象及び検討条件

ここでの検討の対象は中規模クラス(300MWe $\sim$ 500MWe程度)の炉心での主要核特性と熱特性である。検討条件は高速炉実用化戦略調査研究における設計要求に準じて設定した。

検討の手順としては，まず予備検討としてBREST-300炉心と同一出力(300MWe)での炉心仕様により，低Pu富化度による臨界性，燃焼反応度，高内部転換特性の検討と径方向出力分布平坦化特性の検討を実施し，ピン径3領域炉心概念による燃料体積率変更の有効性を把握した。

次に，実用化への対応を踏まえたスケールアップとして500MWe出力の炉心概念を検討し，炉心・燃料仕様を選定した。選定した炉心に対して主要な核特性を検討すると同時に，炉心の柔軟性検討として軽微な仕様の変更により，更なる高燃焼度化，超長期運転サイクル化，高増殖炉心化のポテンシャルについても検討した。

また，金属燃料を用いていることからスペクトルが硬くなっており，窒化物燃料炉心よりも核特性の非均質効果が小さいことが予想される。そこで，ボイド反応度等の核特性に対する非均質効果の検討を実施した。

最後に，選定した炉心の熱特性，流量配分特性の検討を実施し，高温プラントへの適合性の検討を実施した。

3. 炉心核特性検討

前記，検討の方針，条件等に基づいてピン径3領域炉心により出力分布の時間的，空間的变化の小さい炉心仕様を検討し，窒化物燃料炉心並みの高温条件に適合可能となるような炉心概念を検討した。また，内部転換比が高いという核特性のポテンシャルを生かした炉心の柔軟性についても検討した。

3.1 予備検討

ピン径3領域炉心概念の予備検討として，まず最初にBREST-300炉心と同一の出力(300MWe)でのパラメータサーベイ計算を実施した。解析条件は下記のとおりである。

- ・原子炉出力：700MWt (300MWe)
- ・炉心等価直径/高さ：270cm/100cm
- ・ピン径比(内側/中間/外側)：0.88/0.93/1.0
[BREST炉心と同一比として暫定]
- ・燃料形態：U-TRU-Zr [Zr:10wt%]の多元合金
- ・スミア密度：75%TD
- ・燃料組成：高速炉多重リサイクルTRU組成

$$^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm} = 1.1/54.1/32.1/4.3/3.9/0.5/2.0/1.0/1.0$$

(上記重量比のTRU組成に低除染再処理によるFPの混入(2Vol%)も考慮するものとした)

- ・取出燃焼度：約70GWd/tを目標
- ・運転サイクル長さ：10ヵ月以上

なお、炉心配置は図1に示すとおりであり、出力分布平坦化の観点から3領域全体の集合体体数は、おおよそ(内側+中間) = (外側)とする場合が適切であることがわかった。

Pu富化度をパラメータとした燃焼特性解析の結果を図2及び図3に示す。Pu富化度を13.5wt%程度まで低下させると、燃焼度70GWd/t程度までの範囲で実効増倍率の変化(燃焼による反応度変化)がほぼ0となり、内部転換比も1.0以上となることが分かる。これらの特性は低Pu富化度で臨界性が保たれる炉心概念であることから、 ^{238}U の割合が多いために内部転換比が向上し、燃焼反応度も減少するものである。TRU組成割合が異なると内部転換比1.0以上を達成するためのPu富化度は若干変動するが、基本的な傾向は同様である。

また、この場合の径方向出力分布を見ると、図4に示すように燃焼度0～74GWd/tの間でほとんど変化していないことから、本概念の有効性が把握できた。

3.2 中型炉(500MWe級)の炉心仕様検討

予備検討の結果、ピン径3領域炉心概念の有効性が把握できたことから、続いて実用化への対応を踏まえたスケールアップとして500MWe出力の炉心を検討し、炉心・燃料仕様を選定した。検討の条件としては、酸化燃料炉心と同一の冷却材

温度とし、FBR実用化戦略調査研究の設計要求に沿って炉心部取出燃焼度150GWd/t等を目標としている。下記に主な条件を示す。

- ・原子炉出力：1,190MWt (500MWe)
- ・冷却材出入口温度：550°C/395°C
(酸化燃料炉心並み)
- ・炉心等価直径：280cm
(同クラスの酸化燃料炉心並み)

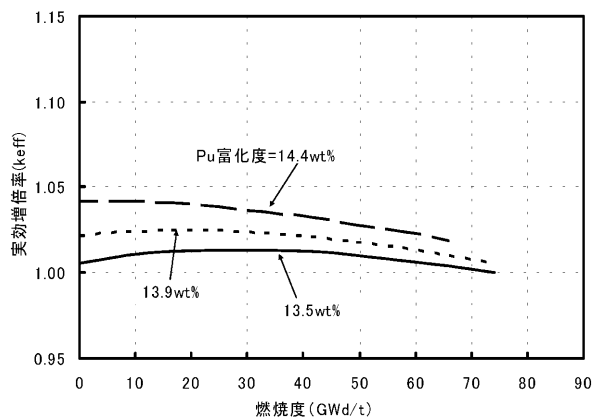


図2 燃焼による実効増倍率の変化

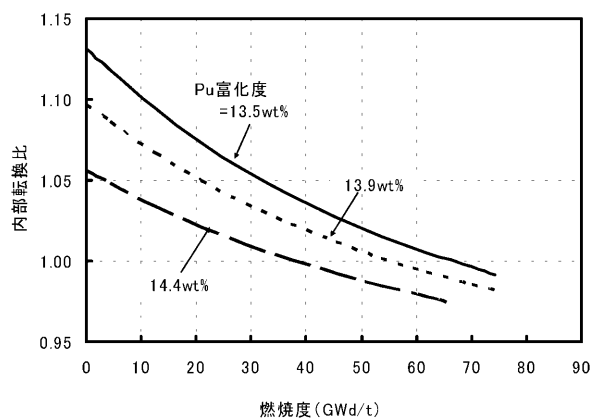


図3 燃焼による内部転換比の変化

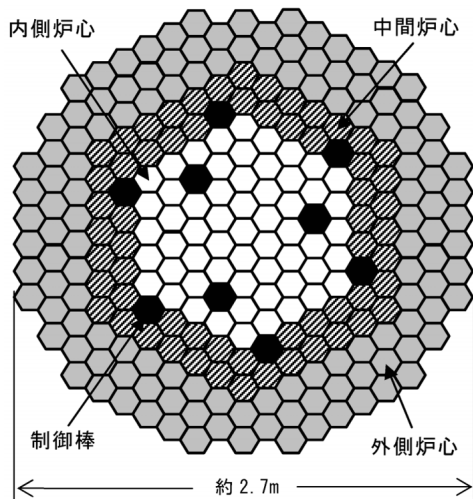


図1 パラメータサーベイ計算時の炉心配置

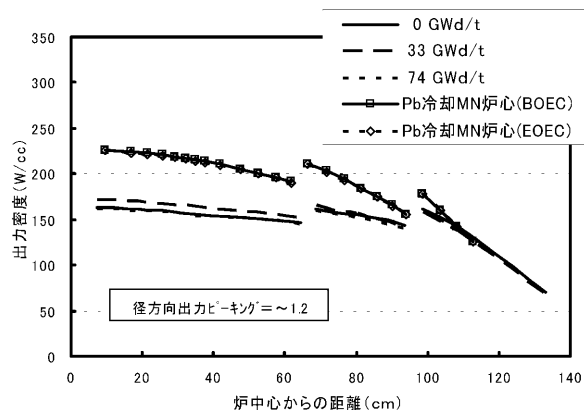


図4 径方向出力分布の比較

- ・ピン径：3領域で領域ごとにピン径を変更
- ・燃料形態：U-TRU-Zr [Zr:10wt%]の多元合金
- ・スミア密度：75%TD
- ・燃料組成：高速炉多重リサイクルTRU組成
 $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}/^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}/^{244}\text{Cm}=1.1/54.1/32.1/4.3/3.9/0.5/2.0/1.0/1.0$
 (上記重量比のTRU組成に低除染再処理によるFPの混入(2Vol%)も考慮するものとした)
- ・取出燃焼度：150GWd/tを目標
- ・運転サイクル長さ：18ヵ月程度目標
- ・高速中性子照射量： $5 \times 10^{27} \text{n/m}^2$ 以下を目安
($E > 0.1 \text{MeV}$)
- ・被覆管内面最高温度：650°C (液相形成防止)

上記の条件に基づいた検討の結果、選定したピン径3領域概念によるナトリウム冷却金属燃料中型炉心の仕様を表1に示す。また、炉心配置図を図5に示す。燃料ピン径の比は内側/中間/外側0.89/0.94/1.00であり、集合体数比は0.42/0.44/1.00となった。本概念検討の参考としたBREST炉心(鉛冷却)と比べると、ナトリウム冷却であるために中性子漏えい効果が大きく、外側炉心燃料集合体数を多くする必要があった。

3.3 主要核特性検討結果

外側炉心燃料の集合体数を多くして集合体割合が(外側炉心) > (内側炉心+中間炉心)となる選定炉心の主要核特性の検討結果を表2に示す。

表1 ピン径3領域炉心(中型500MWe)の燃料仕様

項 目		単 位	仕 様			
			内側炉心	中間炉心	外側炉心	
燃 料	材 質	—	U-TRU-Zr	←	←	
被 覆 管	材 料	—	ODS鋼	←	←	
	外 径	mm	9.2	9.7	10.3	
	内 径	mm	8.12	8.56	9.08	
	肉 厚	mm	0.54	0.57	0.61	
燃料要素	全 長	mm	2,050	←	←	
	燃 料 カ ラ ム 長 さ (炉 心)	mm	1,000	←	←	
	上 部 ガ ス プ レ ナ ム 長 さ	mm	1,000	←	←	
	燃 料 ス ミ ア 密 度	%TD	75.0	←	←	
スパーサ	材 料	—	PNC-FMS鋼	←	←	
	型 式	—	グリッド	←	←	
	段 数	—	6	←	←	
ラッパ管	材 料	—	PNC-FMS鋼	←	←	
	外 対 面 幅	mm	162.2	←	←	
	内 対 面 幅	mm	152.2	←	←	
	肉 厚	mm	5.0	←	←	
集 合 体	燃 料 ピ ン 本 数		—	169	←	←
	燃 料 ピ ン ピ ッ チ		mm	11.6	←	←
	外周ピン - ラッパ管ギャップ		mm	1.03	0.78	0.48
	ラ ッ パ 管 間 ギ ャ ッ プ		mm	3.8	←	←
	集 合 体 配 列 ピ ッ チ		mm	166.0	←	←
	体 積 比	燃 料* (実 効)	% %	36.7 (27.5)	40.8 (30.6)	45.9 (34.4)
		被 覆 管	%	10.4	11.6	13.2
		ラ ッ パ 管	%	11.4	11.4	11.4
		構 造 材	%	21.8	23.0	24.6
		冷 却 材	%	41.5	36.3	29.6
炉心等価直径/遮蔽体外接円径		m	2.84/4.00			

*被覆管内面で定義した体積比。(実効)はスミア密度を考慮した場合。

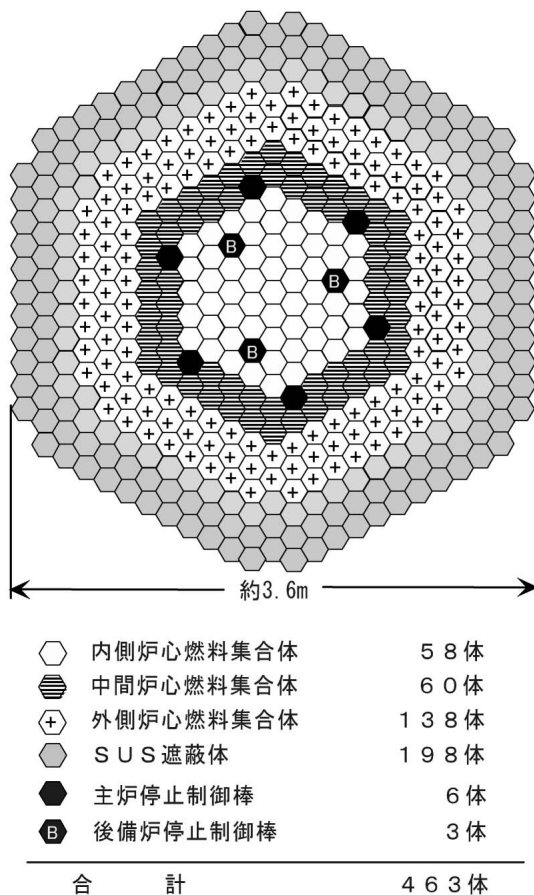


図5 ピン径3領域炉心(中型500MWe)の炉心配置

燃焼反応度は $0.6\% \Delta k/k'$ と0近傍にはならないものの、 $1\% \Delta k/k'$ 以下であり十分に小さい結果となった。また、Pu富化度が約14wt%と低い結果、炉心の内部転換比が高く、ブランケットなしで1.03の増殖比となっている。しかし、一方では中性子スペクトルが硬いために高速中性子照射量が高くなってしまう。このため、選定した炉心では燃料交換パッチに変則パッチを採用した。すなわち、中性子束レベルの高い内側炉心ではパッチ数を小さくし、中性子束レベルの低い周辺ではパッチ数を大きくすることとした。この結果、高速中性子照射量の平坦化が図られるが、高速中性子照射量を $5 \times 10^{27} \text{ n/m}^2 (E > 0.1 \text{ MeV})$ 以下を目安に制限すると、燃料交換パッチ数を変則(内側<外側)としても取出平均燃焼度は約110Gwd/t程度が上限となった。図6には選定した炉心の径方向出力分布を示す。

3.4 炉心の柔軟性

以上により、ピン径3領域炉心概念により径方向出力分布を平坦化するナトリウム冷却金属燃料

表2 ピン径3領域炉心(中型500MWe)の主な核特性

炉 心 高 さ (mm)	1,000	
燃料ピン径 [内側 / 中間 / 外側] (mm)	9.2/9.7/10.3	
集 合 体 配 列 ピ ッ チ (mm)	166.0	
炉 心 平 均 体 積 割 合 (%)	燃料 (実効)	31.9
	構 造 材	23.6
	冷 却 材	33.9
	ボンド材Na	10.6
原 子 炉 熱 出 力 (MW)	1,190	
運 転 サ イ ク ル 長 さ (月)	18	
燃料交換バッチ数 [内側 / 中間 / 外側]	3・4 / 4 / 4・5・8	
Pu 富 化 度 (wt%)	14.0	
取出平均燃焼度 [内側 / 中間 / 外側 / 平均] (GWd/t)	114/117/100/107	
燃 焼 反 応 度 (% Δk/kk ')	0.55	
増 殖 比 (－)	平 衡 初 期	1.049
	平 衡 末 期	1.007
	平 均	1.028
炉 心 部 平 均 線 出 力 (W/cm)	275	
最大線出力 (W/cm)*1 [内側 / 中間 / 外側]	平 衡 初 期	430/433/427
	平 衡 末 期	435/434/426
出 力 分 担 率 (%) [内側 / 中間 / 外側]	平 衡 初 期	27.2/27.3/45.5
	平 衡 末 期	27.5/27.2/45.3
最大高速中性子束 [平衡中期] (×10 ¹⁵ n/cm ² s)*2	3.1/2.7/2.4	
最大高速中性子フルエンス (×10 ²⁷ n/m ²)*2	5.3/5.0/5.1	
初装荷核分裂性 Pu 重量 (t/GWe)	4.7	

*1: 3次元解析値、*2: $E > 0.1 \text{ MeV}$

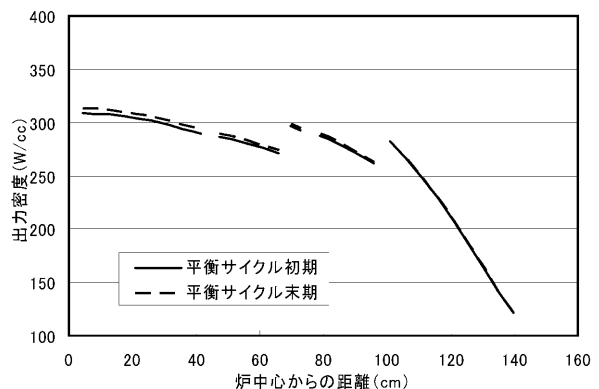


図6 ピン径3領域炉心(中型500MWe)の径方向出力分布

炉心は、ブランケットなしで内部転換比1.0以上を達成し、燃焼反応度も $1\% \Delta k/k'$ 以下という核特性に優れた炉心が成立する可能性があることが把握できた。次に、本炉心概念の柔軟性の検討として、大幅な仕様の変更はしないで高増殖比、更なる高燃焼度化、長期サイクル化といった炉心特性の変更に対応が可能かどうかを検討した。表3

表3 炉心の柔軟性解析結果比較

項 目 \ 炉 心	基準炉心 (3.3で検討)	高 増 殖 炉 心	高燃焼度 炉 心	超長期運転 サイクル炉心
炉 心 径 (m)	2.8	2.8	<u>3</u>	<u>3</u>
炉 心 高 さ (cm)	100	<u>90</u>	100	100
軸ブラ長さ (cm) [上/下]	—	<u>40/ 5</u>	—	—
サイクル長さ (月)	18	18	18	<u>60</u>
燃交バッチ平均	4.4	4.4	<u>7.2</u>	<u>1.3</u>
燃 焼 反 応 度 (% $\Delta k/kk$)	0.6	0.3	0.6	1
取出平均燃焼度 (GWD/t)	107	<u>110(77)*</u>	<u>150</u>	96
増 殖 比 (—)	1.03	<u>1.2</u>	1.01	1.07
高速中性子照射量 (n/m ²) [E>0.1MeV]	5.3×10^{27}	5.3×10^{27}	7.3×10^{27}	5.3×10^{27}

*：炉心部及び（ブランケットを含む全体平均）

に炉心の柔軟性検討の結果として前記3.3で選定した炉心と比較して示す。

(1) 高増殖比炉心の検討

増殖比に対する柔軟性検討としては、前記3.3の炉心に軸ブランケットのみを付加する場合の主要な核特性を概略検討した。Puの需要が高い場合（高速炉導入初期など）に想定される1.2程度の高増殖比を目標として軸ブランケット厚さと炉心高さをパラメータとした検討を実施した。（なお、下部軸ブランケットの厚さは万一の炉心損傷時の溶融燃料排出のために5cmに固定し、上部軸ブランケットの厚さをパラメータとした。）

炉心高さは10cm短くなり90cmとなるが、軸ブランケットの厚さは上部：40cm／下部：5cmであり、この時の炉心平均の増殖比は1.17となる。すなわち、本炉心概念では軸方向ブランケットのみの配置で約1.2の増殖比達成が見込まれ、増殖比に対する柔軟性が確認できた。

(2) 高燃焼度炉心の検討

高燃焼度炉心の検討としては、前記の選定炉心で制限した高速中性子照射量が材料開発により制限されなくなる場合を想定して、炉心取出平均燃焼度150GWD/tを可能とする炉心仕様を検討した。選定炉心の仕様のまま燃焼期間を延ばして燃焼度を増加させると、Pu富化度が大きくなり転換比が低下して内部転換比1.0以上を満足出来なくなるため、各領域の燃料ピン径を増加して、炉心等価直径を約3mまで増加する炉心・燃料仕様を設定した。

炉心配置は前記の選定炉心と同一であるが、燃料ピン径、集合体配列ピッチが大きくなるため燃料物量が多くなり、同じ18ヵ月運転であるが燃料交換バッチ数が平均4.4バッチ→7.2バッチとなって照射期間が長くなっている。Pu富化度が13.7wt%と約14wt%以下であるため内部転換比1.0以上を確保出来ている。

したがって、若干の炉心径の増加により約150GWD/tの取出平均燃焼度達成は見込めることが分かった。なお、参考までに、高速中性子照射量は燃焼度の増加にほぼ比例して増えており $7.3 \times 10^{27} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) となる。

(3) 超長期運転サイクル炉心の検討

超長期運転サイクル炉心の検討としては、そのポテンシャルを模索する観点から、60ヵ月（5年）をターゲットとしてサーベイ計算を行い、内部転換比1.0以上の炉心概念成立可能性を検討した。運転サイクルの長期化には、まず、燃料交換バッチ数の削減が考えられるが、選定炉心の仕様のままでは最大でも内側炉心の3バッチの部分の1バッチとして、54ヵ月（=18ヵ月×3）である。このため、炉心特性を維持するためには燃料物量の増加が必要と考えられ、前記(2)で検討した更なる高燃焼度化を図った炉心と同様の方向での検討となる。そこで、前記の高燃焼度化仕様の炉心で内側炉心領域の燃料交換バッチ数を1バッチとし、60ヵ月運転を想定した場合の核特性を概略評価した。

Pu富化度が13.4wt%と約14wt%以下になり、内部転換比1.0以上を確保できている。また、燃焼反応度も1% $\Delta k/kk$ 以下になり、制御棒反応度収支も成立の見通しである。したがって、若干の炉心径の増加により、60ヵ月の長期運転サイクル炉心の成立性は見込めることが分かった。

4. 金属燃料炉心における非均質効果の検討

現行の炉心設計検討では、燃料、構造材、冷却材からなる燃料集合体の構造に対し、各領域の組成を体積加重により均質化して取り扱い（均質モデル）、均質組成に基づく核特性を算出した後に非均質効果補正を施すことにより、均質組成の使用に伴う核特性誤差の低減を図っている。そして、非均質効果補正、すなわち、燃料集合体の構造をより正確に取り扱うことによる補正としては便宜的に酸化燃料炉心に対する補正值が使用されて

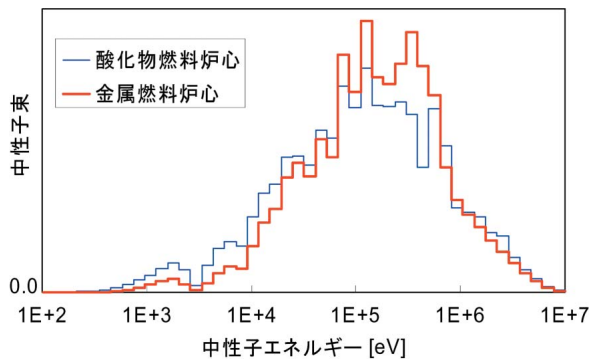


図7 酸化燃料炉心と金属燃料炉心の中性子束スペクトルの比較

いる。他方、金属燃料炉心では、燃料中に酸素が含まれていないことから、酸化燃料炉心と比較して中性子の減速度合いが小さく、図7に示すように中性子束スペクトルの硬化が見られる。このことは、金属燃料炉心では酸化燃料炉心と比較して、中性子の平均自由行程がより長くなることを意味しており、非均質効果が低下することが予測される。Naボイド反応度やドップラ反応度といった炉心の安全性にかかわる核特性の非均質効果は、一般に大きいことが知られており、その評価が重要である。そこで、金属燃料炉心設計の信頼性向上を目的として、金属燃料炉心の核特性に対する非均質効果の評価を行った。

4.1 評価方法

評価対象炉心として、まず前章で検討したピン径3領域炉心を取り上げるが、ピン径が3種類となっており、従来の炉心仕様とは異なる。従来の炉心概念とはピン径1種類、Pu富化度2種類とす

る概念である。そこで、比較のために従来型均質2領域炉心についても同出力の炉心仕様を設定して非均質効果の評価を併せて行い、比較検討を行うこととする。

非均質効果の評価は、均質モデルと非均質モデルに基づく格子計算により実効断面積を用意し、それぞれの断面積を用いた核特性解析結果を比較することにより行う。

対象としている炉心の燃料集合体は、ピン周辺（ペレット-被覆管-冷却材）とラップ管周辺（燃料ピンの集合-ラップ管-冷却材）の二重非均質構造を有している。この二重非均質性の取扱いにおいては、計算コストの観点から現時点では現実的ではないものの、計算精度の観点から燃料集合体構造を直接取り扱うことが可能である2次元格子計算がふさわしい。しかしながら、モンテカルロ法計算により、図8にその模式を示す1次元多重リングモデルを用いても、高速炉の解析には十分な精度を有することが確認されている⁴⁾。そこで、今回の非均質格子計算においても、計算負荷の少ない1次元多重リングモデルを適用する。

さらに、非均質格子計算においては、Naボイド状態の実効断面積計算に注意を払う必要がある。すなわち、ボイド領域が存在する体系に対して通常の格子計算手法を用いると、拡散係数が異常な値となることが知られており、臨界実験解析ではボイド領域を周辺の構造材とスミアするモデルが用いられている。そこで、今回のNaボイド反応度の計算においても、臨界実験解析と同様に、非Naボイド状態も含め被覆管とラップ管内の冷却材をスミアするモデルを採用することとした。

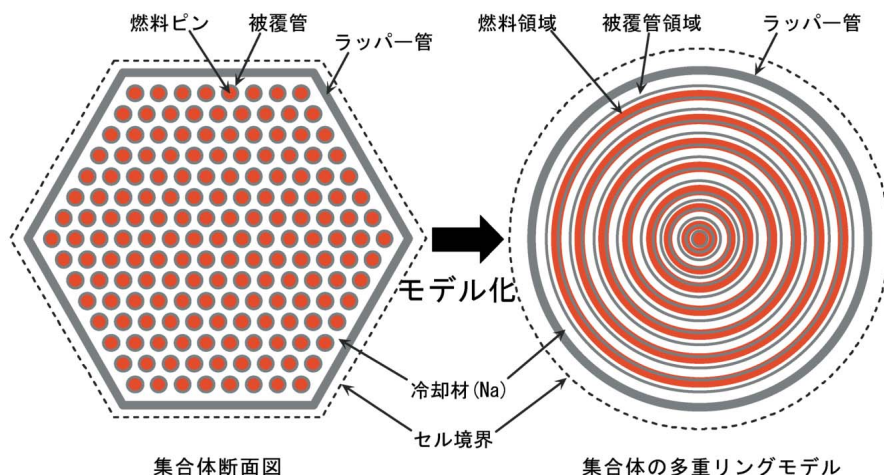


図8 二重非均質構造燃料集合体の1次元多重リングモデル化

表5 ピン径3領域炉心（中型500MWe）の流量配分及び熱流力特性（原子炉入口／出口温度＝395／550℃）

領 域	集合 体層 No.	流量領域		炉 心 流 量 配 分							
		番号	燃料 体数	集合体出力 [最大] (MW)	集合体流量 (kg/s)	領域流量 (kg/s)	ホットスポット温度 (°C)		周辺流れ 効果係数	バンドル部 圧損 (MPa)	P/F*1 (MW/kg/s)
							冷却材	被覆管内面 (HSF)			
内側炉心	1	1	19	6.10	25.1	476.9	620	650 (1.18)	1.00	0.05	0.24
	2			619			648 (1.18)	1.00	0.05	0.24	
	3			616			644 (1.18)	1.00	0.05	0.24	
	4	2	15	5.79	23.9	358.5	622	650 (1.18)	1.00	0.05	0.24
	5	3	24	5.56	22.9	549.6	623	650 (1.18)	1.00	0.04	0.24
中間炉心	6	4	24	5.94	25.3	607.2	624	650 (1.18)	1.03	0.08	0.23
	7	5	36	5.51	23.5	846.0	626	650 (1.18)	1.03	0.07	0.23
外側炉心	8	6	42	5.54	25.7	1079.4	629	650 (1.18)	1.11	0.17	0.22
	9	7	48	4.56	21.7	1041.6	631	650 (1.18)	1.11	0.13	0.21
	10	8	48	3.36	16.6	796.8	633	649 (1.18)	1.11	0.08	0.20
合 計	—	—	256	1,287.35	—	5,656.0*2	—	—	—	—	—

* 1 集合体出力／流量比

* 2 燃料集合体に配分可能な流量＝5760 (kg/s) [燃料以外への流量配分＝5 %]

表6 各領域ごとの出力ピーキング係数と流量配分検討結果

項 目	内 側 炉 心	中 間 炉 心	外 側 炉 心
集 合 体 出 力 ピ ー キ ン グ 係 数	1.31	1.28	1.19
集 合 体 内 径 方 向 出 力 ピ ー キ ン グ 係 数	1.00	1.02	1.05
炉 心 集 合 体 流 量 ピ ー キ ン グ 係 数	1.12	1.12	1.14
燃 料 集 合 体 周 辺 流 れ 効 果 係 数	1.00	1.03	1.11
GHCF（グローバルホットチャンネルファクタ）	1.47	1.49	1.52
冷 却 材 ホ ッ ト ス ポ ッ ト 温 度 (°C)	620	624	629
被 覆 管 内 面 ホ ッ ト ス ポ ッ ト 温 度 (°C)	650	650	650
GHSF（グローバルホットスポットファクタ）	1.66	1.66	1.65

内部転換比1.0以上で燃焼反応度が小さく、時間的及び空間的な出力分布の変動の小さい炉心を構築した結果、金属燃料炉心の課題であった原子炉冷却材出口温度を酸化燃料並みの550℃程度とすることが可能となる見通しが得られた。

また、一方では軸方向ブランケット装荷や炉心径の若干の増加等の比較的小さな仕様変更により、高増殖比達成や長期運転サイクル化等のポテンシャルを持った柔軟性のある炉心であるとの検討結果が得られた。さらに、金属燃料炉心では中性子スペクトルが硬いことに起因して、酸化燃料炉心と比べて非均質効果が小さいことも確認できた。

今後は、炉心安全特性の検討を進めるとともに、より合理的な炉心・燃料仕様への改良方策を検討していく予定である。

参考文献

- 1) 渡 孔男：“酸化燃料を用いた大型高速炉の高燃焼度炉心概念の提案と炉心構成の最適化”，日本原子力学会誌，Vol.29，No.10，pp913～928（1987）。
- 2) V. V. Orlov, et al.：“Mononitride Fuel and Large-Scale Nuclear Power Industry”，Proc. Of Tech. Con. Meet. Studies on Fuels with Low Fission Gas Release, Moscow, RDIPE, 1-4 Oct., IAEA-TECDOC-970（1996）。
- 3) V. V. Orlov, et al.：“Physical Characteristics of Lead Cooled Fast Reactor”，Proc. Of Top. Meet. Advances in Reactor Physics, vol. 1, Knoxville, TN., USA, 11-15 Apr.（1994）。
- 4) 杉野和輝，関根 隆，他：“モンテカルロ法の高速炉解析への適用，モンテカルロ法による粒子シミュレーションの現状と課題”，日本原子力学会「モンテカルロ法による粒子シミュレーション」研究専門委員会編（2002）。



原位置トレーサ試験より得られる核種移行パラメータ値の不確実性評価

澤田 淳 井尻 裕二* 畑 明仁* 細野 賢一*1 吉野 尚人

東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部

*大成建設株式会社

*1株式会社地層科学研究所

Evaluation of Parameter Uncertainties Obtained from In-Situ Tracer Experiments

Atsushi SAWADA Yuji IJIRI* Akihito HATA* Kenichi HOSONO*1 Naoto YOSHINO

Waste Isolation Research Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

*Taisei Corporation

*1Geoscience Research Laboratory

高レベル放射性廃棄物地層処分の安全評価においては、核種移行計算に用いる入力パラメータ値の不確実性が計算結果に及ぼす影響を定量的に評価することが重要な課題の1つとなっている。本研究では、原位置で実施されるトレーサ試験データから核種移行パラメータの同定並びに、同定値の不確実性の定量的評価を目的に、最尤推定法を用いた逆解析プログラムを開発した。そして、スウェーデンÄspö島の地下研究所内の単一割れ目内で実施された非吸着性及び吸着性トレーサを用いた原位置トレーサ試験結果から得られる核種移行パラメータの不確実性を評価した。今後、このような手法で定量化された不確実性が安全評価に与える影響を組み合わせることで、本手法が安全評価に用いられるパラメータ値の妥当性や保守性を確認するために必要な試験項目や精度等を明確にすると考えられる。

Radionuclide transport parameter uncertainty is an important consideration in the safety assessment of high-level radioactive waste disposal. This paper describes the development of a method for the quantitative estimation of transport parameter uncertainties from in-situ tracer experiments. The method utilizes a probabilistic inversion based on the maximum likelihood method. Transport parameters and their uncertainties are derived from a series of conservative and reactive tracer tests conducted in a single fracture at the Äspö Hard Rock Laboratory in Sweden. These transport parameters and uncertainties are useful for evaluating the influence of parameter uncertainty on safety assessment.

キーワード

高レベル放射性廃棄物、地層処分、安全評価、不確実性、核種移行、原位置試験、トレーサ試験、逆解析手法、最尤推定法、情報量基準、

High-Level Radioactive Waste, Geological Disposal, Safety Assessment, Uncertainty, Radionuclide Transport, In-Situ Test, Tracer Test, Inversion Method, Maximum Likelihood Method, Information Criteria



澤田 淳

システム解析グループ所属
副主任研究員
天然バリアの性能評価研究
に従事



井尻 裕二

エンジニアリング本部 計画グループ所属
課長
天然バリアの性能評価研究
に従事
工学博士



畑 明仁

エンジニアリング本部 計画グループ所属
課長代理
天然バリアの性能評価研究
に従事



細野 賢一

解析グループ所属
地下水解析、熱・水・応力
連成解析に従事



吉野 尚人

システム解析グループ所属
地層処分における水理・物質移動研究に従事

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物地層処分の安全評価の不確実性はシナリオ、モデル、データに依存し、それらが安全評価結果に与える影響を検討することが課題となっている¹⁾。本研究ではそれらの不確実性のうちデータの不確実性に着目し、原位置で実施される核種トレーサ試験データから核種移行パラメータ値を同定するとともに、同定値の不確実性を定量的に評価する手法について検討した。核種トレーサ試験を評価するモデルとしては、単純かつ少ないパラメータ数から検討することとし、亀裂性岩盤を対象とした均質一次元平行平板モデルを採用した。このモデルは、亀裂中の移流、分散、岩石基質部中へのマトリクス拡散と放射性核種の崩壊を考慮したモデルで、「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、一地域処分研究開発第2次取りまとめ」¹⁾(以下、第2次取りまとめ)における安全評価でも用いられている。

トレーサ試験が実施された場の不均質性を考慮する場合には、第2次取りまとめレファレンスケース¹⁾と同様に複数の均質一次元平行平板モデルを重ね合わせることで、移行経路の不均質性を表現することとした。このように安全評価に用いられるモデルで原位置試験データの検討を行うことで、原位置試験の不確実性が安全評価に与える影響を直接的に検討することが可能となるとともに、その検討結果から安全評価に用いられるデータの不確実性を考慮した原位置試験手法の構築に資するものと期待される。

原位置で実施される核種トレーサ試験データから核種移行パラメータ値を同定、並びに同定値の不確実性を定量的に評価する手法として、最尤法を用いた逆解析^{2),3)}プログラム並びに同定値の信頼区間を評価するプログラムを作成した。本研究では、均質一次元平行平板モデルの重ね合わせにより場の不均質性を表現するが、その際に重ね合わせる数の最適値選択基準として赤池の情報量基準をはじめとする4つの基準を採用した^{2),3)}。

作成した核種移行逆解析プログラムを用いて、スウェーデンÄspö島の地下研究所ハードロックラボラトリー(以下、HRL)内の単一割れ目を対象に実施された非収着性トレーサ及び収着性トレーサを用いた原位置トレーサ試験⁴⁾から得られる核種移行パラメータ値の不確実性について検討を行った。

2. 核種移行逆解析手法

2.1 核種移行支配方程式

割れ目中の核種移行には、岩石基質中へのマトリクス拡散と放射性核種の崩壊を考慮した均質な一次元平行平板モデルを採用する。割れ目及び岩石基質中の非定常核種移行支配方程式は、それぞれ以下のように表される。

$$R \frac{\partial C}{\partial t} + q \frac{\partial C}{\partial x} - \frac{\partial}{\partial x} D_L \frac{\partial C}{\partial x} + R \lambda C - \frac{1}{b} D_e \frac{\partial C^m}{\partial \omega} \bigg|_{\omega=0} = 0 \quad \cdots \cdots (1)$$

$$R^m \frac{\partial C^m}{\partial t} - \frac{\partial}{\partial \omega} D^m \frac{\partial C^m}{\partial \omega} + R^m \lambda C^m = 0 \quad \cdots \cdots (2)$$

ここに、上添え字 m は岩石基質部を表す。また、 q は割れ目内の地下水実流速 [m/s]、 D_L は縦方向分散係数 [m²/s] ($= \alpha_L q + D_0$)、 α_L は縦方向分散長 [m]、 D_0 は自由水中の拡散係数 [m²/s]、 λ は崩壊定数 [1/s]、 b は開口幅の1/2 [m]、 D_e は実効拡散係数 [m²/s] ($= \theta^m D^m$)、 θ^m は岩石基質部の有効間隙率 [-]、 D^m は岩石基質間隙中の拡散係数 [m²/s]、 C 、 C^m はそれぞれ割れ目及び岩石基質中の核種の濃度 [mol/m³]、 ω は割れ目面に法線方向の距離 [m] ($0 \leq \omega \leq d$)、 d はマトリクス拡散深さ [m]、 t は時間 [s] を表す。また、 R 及び R^m はそれぞれ割れ目表面及び岩石基質中の収着による遅延係数で瞬時・線形・可逆な収着を仮定して以下のように表される。

$$R = 1 + \frac{K_a}{b} \quad \cdots \cdots (3)$$

$$R^m = 1 + \frac{\rho^m K_d}{\theta^m} \quad \cdots \cdots (4)$$

ここに、 K_a は割れ目表面への分配係数 [m]、 ρ^m は岩石基質部の乾燥密度 [kg/m³]、 K_d は岩石鉱物への分配係数 [m³/kg] を表す。ただし、本研究では、岩石基質内の収着を考慮しているため、割れ目表面への収着は重ねて考慮しないこととし $R = 1$ とした。

2.2 最尤推定法

原位置トレーサ試験により得られた濃度観測値誤差の共分散行列 C は以下のように表される。

$$C = \sigma^2 \cdot V \quad \cdots \cdots (5)$$

ここに、 σ^2 は濃度の分散値、 V は濃度観測値間の誤差の相対値を表す対角行列を表し、観測値間有意な差がない場合は単位行列となる。

したがって、濃度観測値に対する最尤推定法の

目的関数 S は、次式のように表される。

$$S = \frac{J}{\sigma^2} + N \ln |V| + N \ln \sigma^2 + N \ln(2\pi) \quad (6)$$

ここに、 N は濃度観測時間数、 J は原位置トレーサ試験により得られた濃度破過曲線の観測値 C_i 、及び一次元平行平板モデルにより得られた計算値 C_i^* の残差二乗和で次式で表される。

$$J = \sum_{i=1}^N \left\{ (C_i - C_i^*)^T V^{-1} (C_i - C_i^*) \right\} \quad (7)$$

逆解析は、式(6)の目的関数 S を最小化する問題となり、非線形最小二乗法には修正マルカート法を用い、目的関数の最適値が得られるまでパラメータ値の修正を繰返し計算しながら収束計算を実施する(図1参照)。繰返し計算 $k+1$ 回目におけるパラメータ値 p_{k+1} は、以下のように表され、

$$p_{k+1} = p_k + \Delta p_k \quad (8)$$

修正ベクトル Δp_k は、次式で表される。

$$\Delta p_k = [J^T C^{-1} J + \lambda I]^{-1} \cdot J^T C^{-1} \{C_i - C_i^*\} \quad (9)$$

ここに、 J はヤコビアン行列、 I は単位行列、 λ はマルカート法における定数を表し、ヤコビアン行列の算定には数値微分法を採用した。また、繰返し計算の収束判定基準には、以下に示すように繰返し計算回数 $niter$ [回]、(7)式の J 、繰返し計算における J の変化率を用いた。

$$niter \leq 100 \quad (10)$$

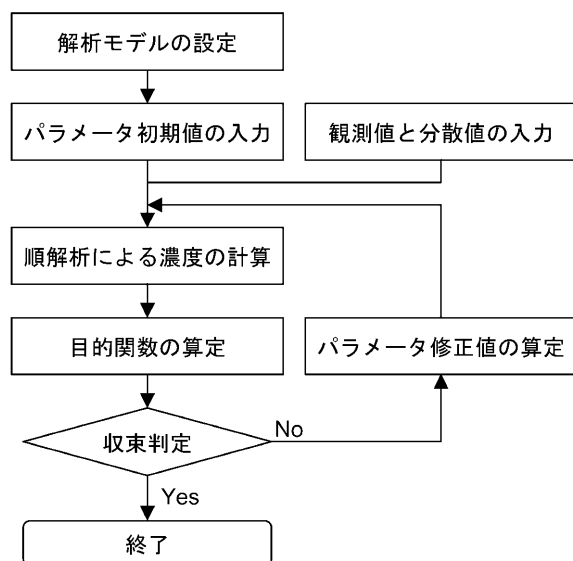


図1 最尤推定法による解析フロー

$$J \leq 10^{-5} \quad (11)$$

$$\frac{|\Delta J|}{J} \leq 10^{-5} \quad (12)$$

2.3 パラメータ同定値の信頼区間の算定

測定機器の精度や経験などに基づいて事前に濃度観測値の分散が既知の場合は、パラメータ同定値の共分散行列 Σ_p は、以下のように表される。

$$\Sigma_p = \sigma^2 [J^T V^{-1} J]^{-1} \quad (13)$$

分散が未知の場合には、濃度観測値の分散に各繰返し計算における分散値 s^2 を用いてパラメータ同定値の共分散行列 Σ_p は次式のように表される。

$$\Sigma_p = s^2 [J^T V^{-1} J]^{-1} \quad (14)$$

$$s^2 = \frac{J}{N} \quad (15)$$

パラメータ同定値 p_0 まわりのパラメータ値 p の $100(1-\alpha)\%$ 信頼区間は、パラメータ数 N_p 次元空間の超楕円体で表され、自由度 N_p と $N_c - N_p$ の F 分布の $100(1-\alpha)\%$ 百分比点を用いて次式のように表される。

$$(p - p_0)^T \Sigma_p^{-1} (p - p_0) \leq N_p \cdot F_{N_p, N_c - N_p, 1-\alpha} \quad (16)$$

したがって、原位置トレーサ試験の逆解析により得られたパラメータ同定値の不確実性は、パラメータ値の共分散行列から算定した信頼区間により不確実性を評価することができる。

2.4 最適モデルの選定基準

本研究では、均質一次元平行平板モデルの重ね合わせにより場の不均質性を表現する。重ね合わせるモデルの数を増加させると目的関数 S が減少する傾向を示すが、この場合同定されるパラメータの数も増加しそれぞれの同定値の不確実性が大きくなる。したがって、複数のモデルの中から最適なモデルを選定するにあたっては、赤池の情報量基準 AIC 及び BIC 、自己回帰移動平均モデル型基準 ϕ (以下、ARMA 基準)、修正 Kashyap 基準 d_{N_p} を採用した³⁾。すなわち、各モデルに対してパラメータ同定値 p_0 における基準値を算定し、基準値が最も小さいモデルを最適なモデルと判断した。

$$AIC(p_0) = S(p_0) + 2N_p \quad (17)$$

$$BIC(p_0) = S(p_0) + N_p \cdot \ln N \quad (18)$$

$$\phi(p_0) = S(p_0) + 2N_p \cdot \ln(\ln N) \dots\dots\dots (19)$$

$$d_{N_p} = S(p_0) + N_p \cdot \ln\left(\frac{N}{2\pi}\right) + \ln|I_{N_p}| \dots\dots\dots (20)$$

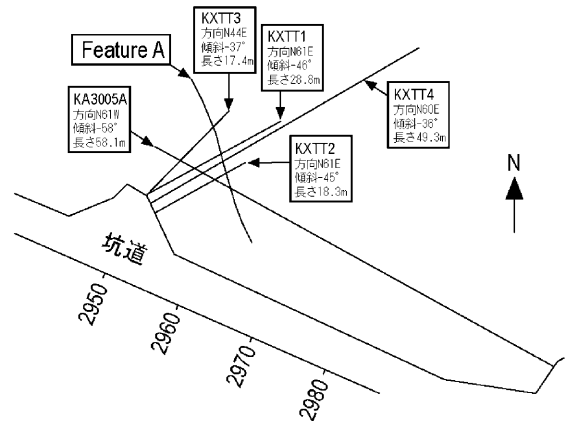
ここに、 I_{N_p} はフィッシャー情報行列で、次式のよ
うに表わされる。

$$I_{N_p} = \frac{1}{\sigma^2} J^T V^{-1} J \dots\dots\dots (21)$$

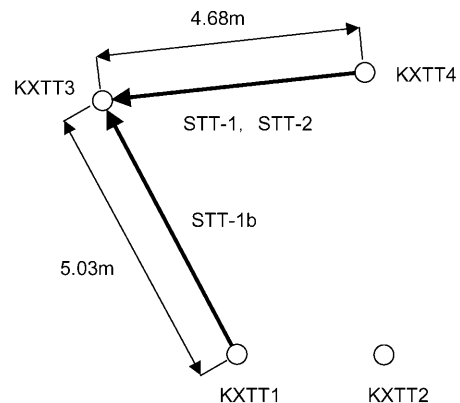
3. スウェーデンÄspö島原位置トレーサ試験

スウェーデンÄspö島のHRLでは、割れ目系結晶
質岩中の放射性核種の遅延メカニズムの把握を目的
としたTRUEプロジェクト（The Tracer Retention
Understanding Experiment）の一環として、
地下400mの坑道付近のFeature Aと呼ばれる割れ
目（図2参照）を対象とした原位置トレーサ試験
が実施されている⁴⁾。Feature Aは、マイロナイト
中に発達する急傾斜の割れ目で、割れ目周辺には
閃緑岩の変質部が存在し、変質部を含む厚さは
0.05~0.09mと測定されている。ボーリング削孔
時に掘削水によって洗い流された可能性は否定で
きないものの、ボーリングコアにおいて割れ目内
に断層粘土は確認されていない。透水試験結果に
よると、Feature Aの透水量係数は $8 \times 10^{-9} \sim 4 \times$
 $10^{-7} \text{ m}^2/\text{s}$ 範囲に分布する。

Feature Aには、図2に示すKXTT1からKXTT4
を含む計5本のボーリング孔が割孔され、原位置
トレーサ試験は表1に示すように孔間距離が約
5mのKXTT3とKXTT4間、KXTT3とKXTT1間で
STT-1, STT-2, STT-1bの3つの試験が実施され
ている。トレーサ試験には、複数の非収着性トレー
サ（Uranine, HTO）及び収着性トレーサ（Na-
22, Sr-85, Ba-133, Rb-86, Cs-134, Cs-137）
が用いられ、注入孔において水圧を乱さずにト
レーサを投入し、揚水孔で回収する放射流収束試
験（radially convergent）法で実施されている。表
2に示すトレーサの回収率によると、揚水量の大
きい（400cc/min）STT-1及びSTT-1bでは、非収
着性トレーサHTOや収着性の小さいトレーサNa
及びSrの回収率が比較的高いのに対し、揚水量の
小さい（200cc/min）STT-2では、トレーサの回
収率が若干低いことがわかる。したがって、STT
-2で測定された濃度破過曲線からパラメータ値を
同定した場合には、不確実性が大きくなる可能性
がある。



(a) 各ボーリング孔とFeature Aの配置



(b) Feature A面内における各ボーリング孔の位置

図2 ボーリング孔とFeature A

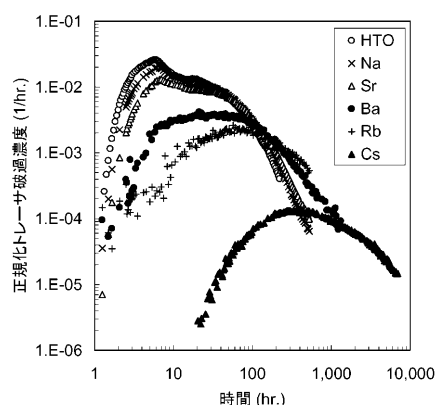
表1 原位置トレーサ試験仕様

試 験 名	STT-1	STT-2	STT-1b
注 入 孔	KXTT4	KXTT4	KXTT1
揚 水 孔	KXTT3	KXTT3	KXTT3
揚 水 量(cc/min)	400	200	400
孔 間 距 離(m)	4.68	4.68	5.03
ト レ ー サ	Uranine	○	○
	HTO	○	○
	Na-22	○	○
	Sr-85	○	—
	Ba-133	○	○
	Rb-86	○	○
	Cs-134	—	—
	Cs-137	○	—

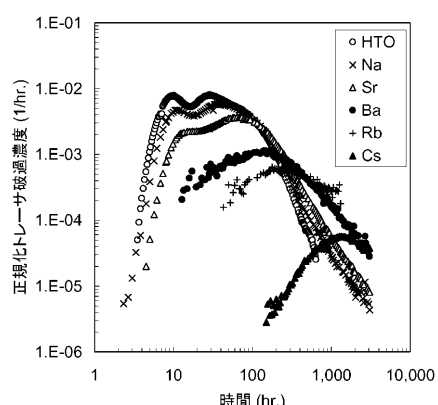
表2 トレーサ回収率（単位：%）

トレーサ	STT-1	STT-2	STT-1b
HTO	96	83	94
Na	97	83	96
Sr	98	79	81
Ba	87	66	—
Rb	64	49	93
Cs	33	11	—

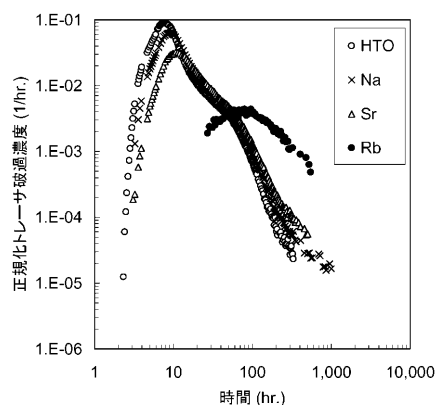
注入したトレーサ全量で正規化した濃度破過曲線を図3に示す。STT-1とSTT-2は、同じボーリング孔間で実施されているにもかかわらず、揚水量が異なるため濃度破過曲線の形状も異なり、揚水量の小さいSTT-2では顕著なダブルピークが見られている。



(a) STT-1



(b) STT-2



(c) STT-1b

図3 正規化したトレーサ濃度破過曲線

4. 逆解析の概要

4.1 解析ケースの設定

一般に、割れ目中の流路は複雑なチャネリング形態を示すことが知られており⁵⁾、トレーサは注入孔と揚水孔間で一様に流れているのではなく、いくつかの経路を選択的に流れていると考えられる。実際、STT-2の濃度破過曲線にはダブルピークが見られることから、注入孔と揚水孔の間には複数の経路が存在する可能性が高い。本研究では、STT-2の試験を対象に、図4に示すように注入孔から揚水孔までを経路長が等しい1本の経路でモデル化した場合、2本の経路でモデル化した場合、3本の経路でモデル化した場合についても逆解析を実施した。

4.2 パラメータ同定手順

核種移行問題においては、取り扱うパラメータ数が多く、逆解析で同定するパラメータ数を多くすると解が不定になったり計算効率が悪くなるため、以下に述べるように逆解析により同定するパラメータを絞り込むこととした。

一般に、トレーサ濃度破過曲線のピーク位置は、移流と分散に支配され、濃度破過曲線のテール部分の形状はマトリクス拡散及び岩石基質内での収着による遅延効果に支配される。移流に係わるパラメータとしては、移行経路長と割れ目中的実流速 q があり、本論では移行経路長を孔間距離に固定し、 q を同定することとする。分散に関しては、1次元平行平板モデルを用いることから、縦方向の分散長 α_L のみ同定することとし、横方向の分散は考慮しないこととする。

マトリクス拡散及び岩石基質内での収着に係わるパラメータとしては、割れ目開口幅 $2b$ 、マトリ

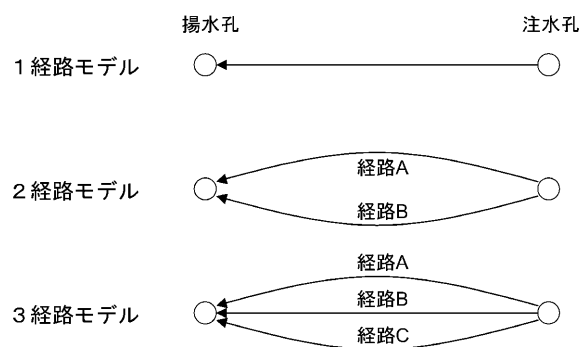


図4 移行経路モデル

クス拡散深さ d 、実効拡散係数 D_e 、有効間隙率 θ^m 、乾燥密度 ρ^m 及び分配係数 K_d がある。これらのパラメータのうち D_e 、 θ^m 及び ρ^m に関しては、室内試験に基づいて設定された推奨値⁴⁾を固定値として用いた(表3参照)。また、マトリクス拡散深さ d に関しては、岩石基質部の有効間隙率が1%以下と非常に小さいことと、試験時間が数時間から最大でも50日間程度と比較的に短いことから、トレーサは割れ目表面から深くまで拡散しないと考えられる。したがって、マトリクス拡散は変質部に限られると仮定し、変質部を含む厚さが0.05~0.09mと測定されていることから d は一律0.05mに固定した。

逆解析においては、移流に係わる実流速 q 、分散に係わる縦方向分散長 α_L 、マトリクス拡散に係わる割れ目開口幅 $2b$ 及び遅延に係わる分配係数 K_d を同定パラメータとした。また、複数の経路によりモデル化する場合には、各経路へのトレーサ流入量は地下水流入量に比例することから、各経路へのトレーサ流入量を規定するために、全流量に対する各経路を流れる地下水の流量比率も同時に同定した。

逆解析のフローを図5に示す。逆解析にあたっては、まず、非収着性トレーサHTOの逆解析により実流速 q 、分散長 α_L 及び割れ目開口幅 $2b$ の最適値と分散値を同定する。次に、非収着性トレーサの逆解析で得られたパラメータ同定値を固定して、収着性トレーサの逆解析により各収着性トレーサの分配係数 K_d の最適値と分散値を同定する。なお、逆解析にあたっては、(5)式中の濃度観測値の分散 σ^2 は未知とした。

表3 パラメータ固定値

有効間隙率 [-]	0.004	
乾燥密度 [kg/m ³]	2,689	
マトリクス拡散深さ [m]	0.05	
拡散係数 [$\times 10^{-6}$ m ² /h]	HTO	8.4
	Na-22	4.8
	Sr-85	2.8
	Ba-133	3.0
	Rb-86	7.3
	Cs-134,137	7.3

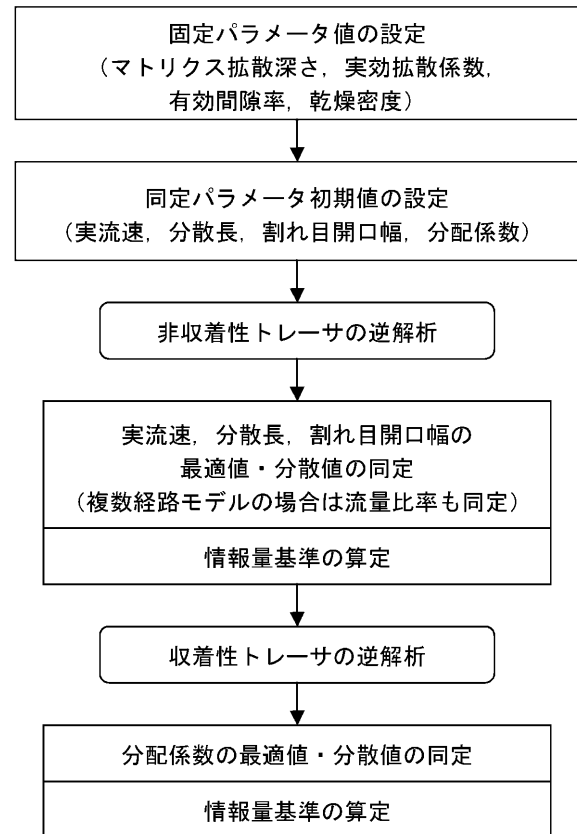


図5 原位置トレーサ試験逆解析フロー

5. 逆解析結果

5.1 1経路モデルによる解析結果

(1) 非収着性トレーサ

STT-2の非収着性トレーサ試験データ(HTOトレーサ)を逆解析した結果を図6に、逆解析により同定されたパラメータ値を表4に示す。ここでは均質一次元モデルの1経路でモデル化している

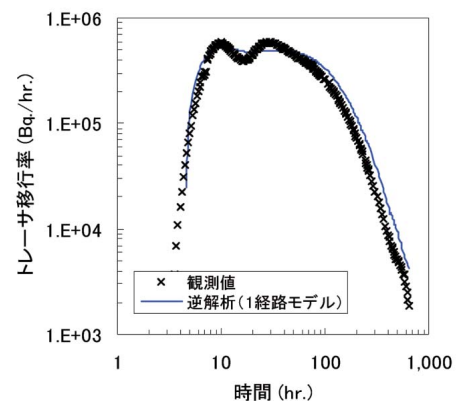


図6 非収着性トレーサHTOの逆解析結果(STT-2, 1経路モデル)

ため、濃度破過曲線観測値で得られているダブルピークを明確に表現できていない一方で、幅広いピークを持つ破過曲線を表現するために分散長の同定値が移行距離の約1.2倍という比較的大きな値となっている。得られた実流速及び分散長同定値の95%信頼区間楕円を(6)式の目的関数の等高線とともに図7に示す。図中の折れ線は、逆解析の収束繰返し計算における同定値の変遷を示す。同図から実流速、分散長の同定値の95%信頼区間は、それぞれ0.117~0.125m/hr (区間幅0.008m/hr), 5.71~6.69m (区間幅0.98m) に分布していることがわかる。同様に、割れ目開口幅の同定値の95%信頼区間は0.33~0.35mm (区間幅0.02mm) と求められた。

(2) 収着性トレーサ

収着性トレーサ試験データへの逆解析結果を図8に、同定した分配係数を表5に示す。このとき、実流速、分散長及び割れ目開口幅は非収着性トレーサ試験の逆解析により同定された値を固定値として用いた。逆解析により同定された分配係数は、Srの結果を除いて室内試験により得られた推奨値よりも1桁大きくなる傾向が認められる。

表4 非収着性トレーサ (HTO) 逆解析結果 (STT-2, 1経路モデル)

パラメータ	同定値
実流速 [m/hr]	0.12
分散長 [m]	6.20
開口幅 [$\times 10^{-3}$ m]	0.34

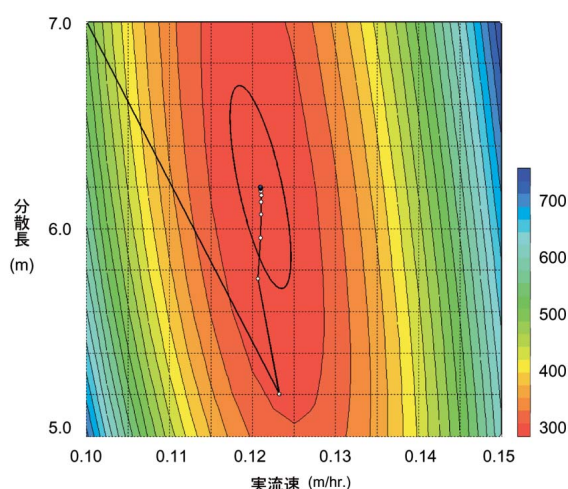


図7 実流速と分散長の95%信頼区間楕円 (STT-2, 1経路モデル)

5.2 2経路モデルによる解析結果

(1) 非収着性トレーサ

2経路モデル (図4参照) を用いて非収着性トレーサ試験データを逆解析した結果を図9に、同定されたパラメータ値を表6に示す。

各試験ともに経路Aの実流速は、表4に示す1経路モデルにより得られた同定値に近く、経路Bの実流速は経路Aよりも大きくなっている。また、2経路モデルにおいては、実流速の異なる2つの経路により機械的分散の効果が考慮されるため、各経路の分散長は1経路モデルよりも小さくなる傾向が認められる。

経路Aの実流速及び分散長の同定値の95%信頼区間楕円を図10に示す。図中の折れ線は、逆解析の収束繰返し計算における同定値の変遷を示す。同図から実流速、分散長の同定値の95%信頼区間は、それぞれ0.206~0.211m/hr (区間幅0.005m/hr), 0.12~0.15m (区間幅0.03m) に分布していることがわかる。同様に、割れ目開口幅の同定値の95%信頼区間は0.13~0.14mm (区間幅0.01mm) に分布しており、図7に示した1経路モデルで得られた信頼区間よりも不確実性が小さくなっていることがわかる。

(2) 収着性トレーサ

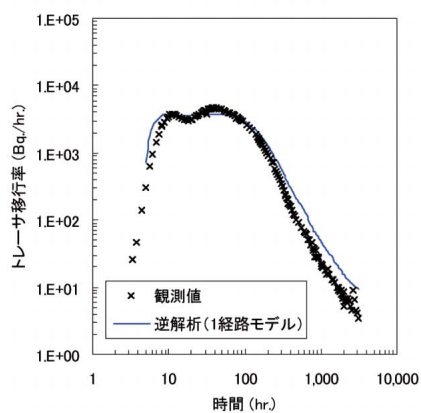
1経路モデルの場合と同様、非収着性トレーサ試験から求められた実流速、分散長及び割れ目開口幅を用いて収着性トレーサ試験データへの逆解析結果を図11に、同定された分配係数を表7に示す。

収着性の小さいNaとSrに関しては、2経路モデルの方が1経路モデルよりもダブルピークなどの観測値へのフィッティング精度が向上する傾向が認められた。一方、収着性の高いBa、Rb及びCsに関しては、観測値へのフィッティング精度が悪くなっている。

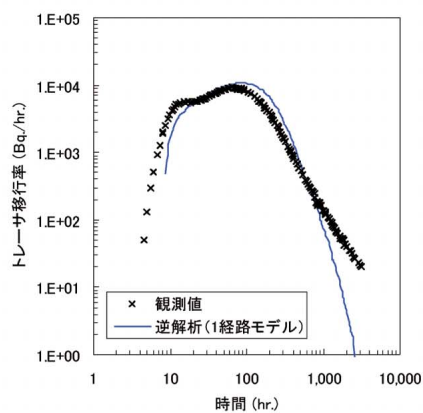
5.3 3経路モデルによる解析結果

3経路モデルを用いた逆解析結果を図12に、同定されたパラメータ値を表8に示す。

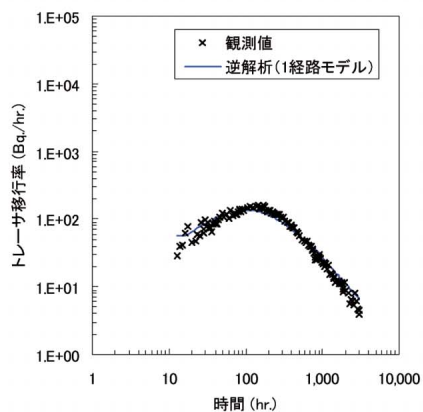
3経路のうち経路AとBの実流速同定値は、2経路モデルの場合とほぼ同じで、分散長と開口幅は2経路モデルよりも若干小さくなる傾向がある。もう1つの経路Cの実流速は経路AとBの間で、分散長及び流量比は経路AとBよりも小さくなっている。



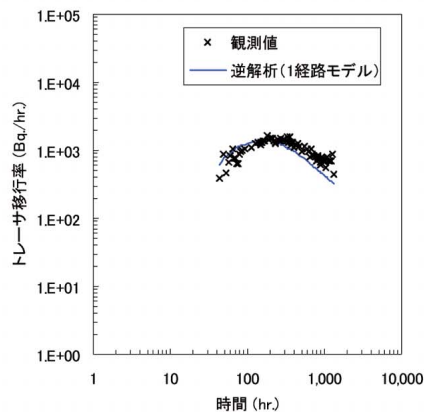
(a) Na



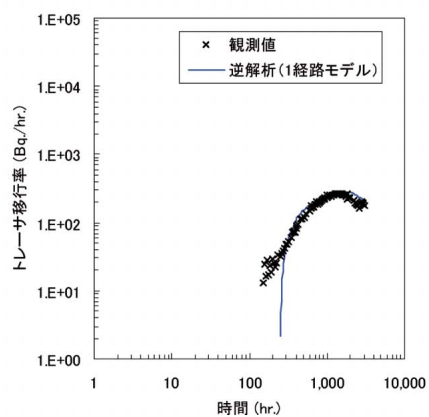
(b) Sr



(c) Ba



(d) Rb



(e) Cs

図8 収着性トレーサ逆解析結果 (STT-2, 1経路モデル)

表5 分配係数同定値
(STT-2, 1経路モデル, 単位: $\times 10^{-5} \text{m}^3/\text{kg}$)

トレーサ	室内試験推奨値	同定値
Na	0.14	3.1
Sr	0.47	0.28
Ba	20	243
Rb	40	297
Cs	600	4,270

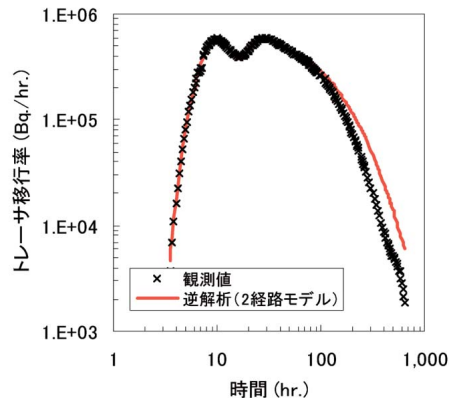


図9 非吸着性トレーサHTOの逆解析結果
(STT-2, 2経路モデル)

表6 非吸着性トレーサ (HTO) 逆解析結果
(STT-2, 2経路モデル)

経路	パラメータ	同定値
A	実流速 [m/hr]	0.21
	分散長 [m]	0.13
	開口幅 [$\times 10^{-3} \text{m}$]	0.14
	流量比率 (%)	49
B	実流速 [m/hr]	0.96
	分散長 [m]	0.17
	開口幅 [$\times 10^{-3} \text{m}$]	0.03
	流量比率 [%]	51

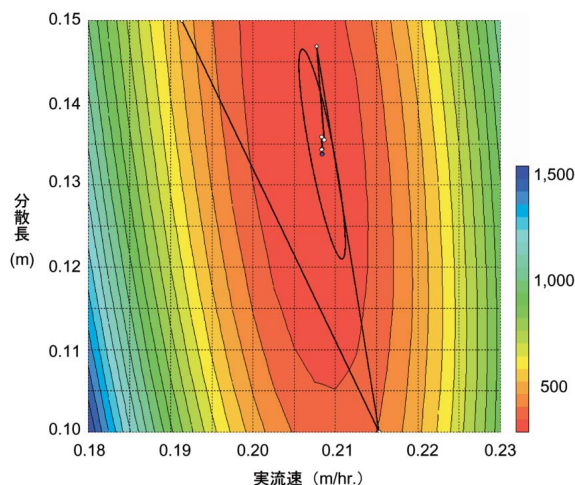


図10 実流速と分散長の95%信頼区間楕円
(STT-2, HTO, 2経路モデル経路A)

経路Cの流量比が経路AとBよりも小さく、しかも図12に示すように2経路モデルと3経路モデルの濃度破過曲線計算値はほぼ同じことから、3経路モデルにおける経路Cはパラメータ値の同定精度に顕著な影響を及ぼさないと思われる。

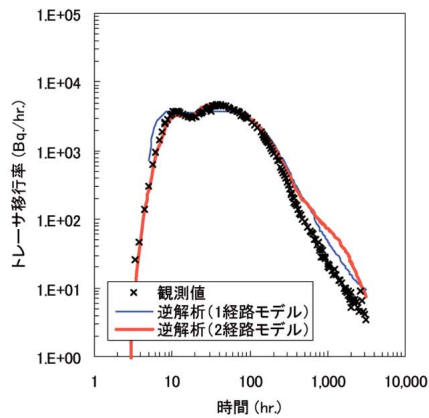
また、経路Aの実流速、分散長及び割れ目開口幅の同定値の95%信頼区間は、それぞれ0.196~0.199m/hr (区間幅0.003m/hr), 0.11~0.12m (区間幅0.01m) 及び0.172~0.175mm (区間幅0.003mm) に分布しており、2経路モデルよりもさらに不確実性が低減されていることがわかった。

5.4 最適モデルの検討

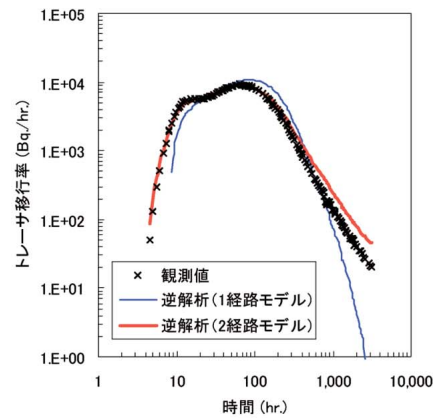
各モデルにおける情報量基準値を図13に示す。経路数が多いほど情報量基準値は小さくモデル化の精度が向上する傾向があることがわかる。2経路及び3経路モデルの方が1経路モデルよりも情報量基準値が非常に小さく、モデル化の精度が格段に向上していることがわかる。ただし、2経路モデルと3経路モデルでは、情報量基準値にそれほど顕著な差がなく、3経路モデルは、2経路モデルと比較して、パラメータ数が多い割にはモデル化の精度は向上していないことがわかる。これは、3経路モデルになるとパラメータ数 N_p の増加量と目的関数 $S(p_o)$ の減少量が相殺されていると理解できる。したがって、本検討においては2経路モデルが非吸着性トレーサ試験 (HTO トレーサ) を説明するのに最も合理的と考えられる。

6. まとめと今後の課題

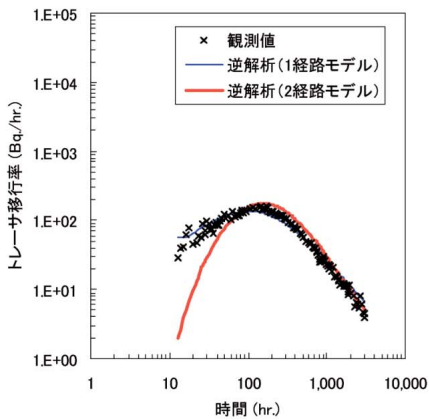
逆解析手法を用いたパラメータ同定並びに同定値の信頼性評価手法を核種移行解析コードへ適用することで、原位置で実施されたトレーサ試験から各パラメータの同定と、同定値の95%信頼区間を評価した。また情報量基準を導入することで、より合理的なモデルが選定できる見通しを得た。今後は、他の試験ケースにおけるパラメータ同定並びに不確実性評価を実施する。また、試験ケースの違い (ボーリング孔間組み合わせ、流量の違い、トレーサ種類の違いなど) や試験手法がパラメータ同定値やその不確実性に与える影響を整理するとともに、このような手法により定量的に示された不確実性が安全評価に与える影響評価を組み合わせて実施してゆく予定である。このような検討は、原位置で実施される種々のトレーサ試験



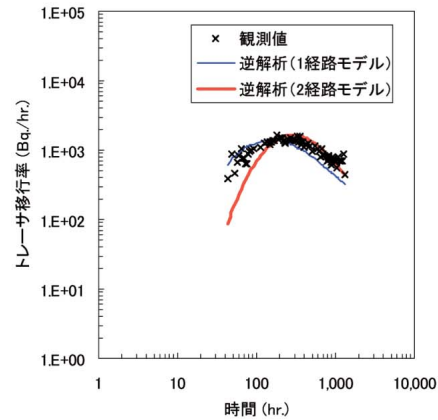
(a) Na



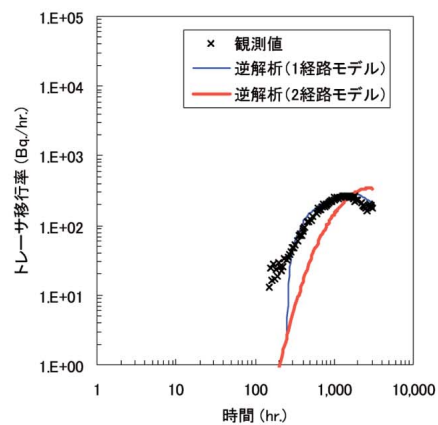
(b) Sr



(c) Ba



(d) Rb



(e) Cs

図11 収着性トレーサ逆解析結果
(STT-2, 2経路モデル)

表7 分配係数同定値
(STT-2, 2経路モデル, 単位: $\times 10^{-5} \text{m}^3/\text{kg}$)

トレーサ	室内試験推奨値	同定値
Na	0.14	0.4
Sr	0.47	2.2
Ba	20	13.7
Rb	40	15.5
Cs	600	183

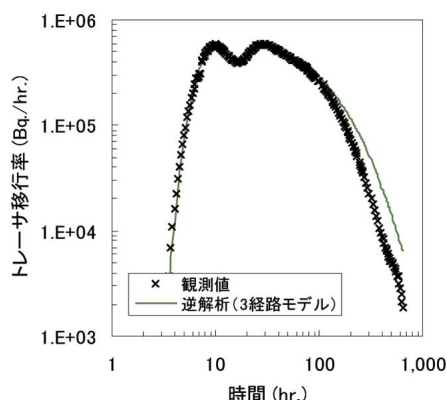


図12 STT-2非吸着トレーサ逆解析結果
(STT-2, 3経路モデル)

表8 非吸着トレーサ (HTO) 逆解析結果
(STT-2, 3経路モデル)

経路	パラメータ	同定値
A	流速 [m/hr]	0.20
	分散長 [m]	0.11
	開口幅 [$\times 10^{-3} \text{m}$]	0.17
	流量比率 [%]	39
B	流速 [m/hr]	0.96
	分散長 [m]	0.12
	開口幅 [$\times 10^{-3} \text{m}$]	0.04
	流量比率 [%]	40
C	流速 [m/hr]	0.66
	分散長 [m]	0.02
	開口幅 [$\times 10^{-3} \text{m}$]	0.03
	流量比率 [%]	21

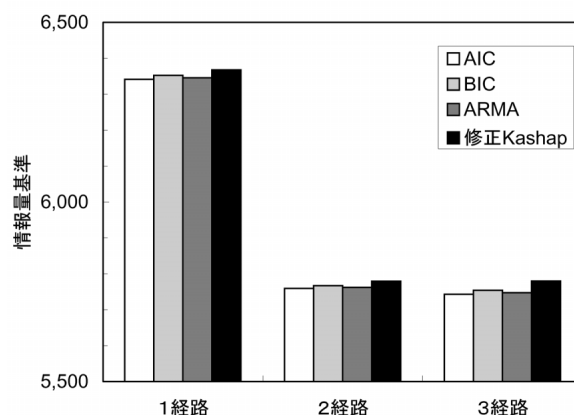


図13 情報量基準値の比較
(STT-2, HTOトレーサ)

で核種移行評価に用いるモデルやパラメータ値の妥当性もしくは保守性を確認するために必要な試験項目や精度等の明確化に資すると考えられる。

参考文献

- 1) 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次取りまとめ一分冊3 地層処分システムの安全評価”，JNC TN1400 99-023 (1999)
- 2) Carrera, J. and Neuman, S. P.: “Estimation of Aquifer Parameters Under Transient and Steady State Conditions: 1. Maximum Likelihood Method Incorporating Prior Information”, Water Resources Research, Vol. 22, No. 2, pp. 199-210 (1986)
- 3) 大西有三, 井尻裕二: “不均質地盤における浸透流の逆問題解析手法に関する基礎的研究”, 土木学会論文集, 376/III-6, pp. 121-130 (1986)
- 4) Winberg, A., Andersson, P. et al.: “Aspo Hard Rock Laboratory, Final Report of the First Stage of the Tracer Retention Understanding Experiments”, SKB, TR-00-07 (2000).
- 5) Tsang, C. F.: “Tracer transport in fracture systems”, Flow and Contaminant Transport in Fractured Rock, edited by Bear, J., Tsang, C. F. and de Marsily, G., Academic Press, Inc., pp. 237-266 (1993).



亀裂状媒体水理試験設備（LABROCK）による天然亀裂内の透水・物質移行特性評価

吉野 尚人 佐藤 久* 内田 雅大

東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部

*検査開発株式会社

Estimation of Fluid Flow and Mass Transport Properties in a Natural Fracture Using Laboratory Testing System on Mass Transport in Fractured Rock (LABROCK)

Naoto YOSHINO Hisashi SATOU* Masahiro UCHIDA

Waste Isolation Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center, Tokai Works

*Inspection Development Company Ltd.

高レベル放射性廃棄物地層処分では、安全評価のため天然バリア内での核種移行現象の解明が必要となる。著者らは50cmスケールのチャンネル構造を含んだ天然亀裂での透水・トレーサー試験ができる装置を開発し、天然亀裂内の透水・物質移行現象の解明を目的とした試験及び解析を行った。その結果、対象とした天然亀裂の水理学的開口幅、物質移行開口幅、マスバランス開口幅の大小関係を把握し、亀裂開口幅分布が異方的で流れ方向に交差する方向に大きなチャンネル構造をもつ可能性があることを明らかにした。また、天然亀裂内のチャンネル構造を概略的に把握した。さらに、亀裂に垂直応力を負荷させた透水・トレーサー試験より垂直応力と開口幅の関係に関する知見を得た。今後は天然亀裂の開口幅分布を測定して亀裂開口幅分布を明らかにし、天然亀裂内の透水・物質移行現象をモデル化する予定である。

The understanding of mass transport and fluid flow properties in natural rock fractures is important for safety assessment of geological disposal of high level nuclear waste. The authors developed advanced tracer test equipment in which a 50-cm cubic scale rock sample was feasible. The mass transport and fluid flow properties in a single fracture were also examined. The relation among hydraulic, transport and mass balance apertures of a natural single fracture were obtained. Heterogeneity of the aperture distribution was evident, as was the possibility of some major flow line perpendicular to the flow direction. Additionally, the relation between normal stress and each aperture was also obtained by loading normal stress on the fracture. In future, measuring the aperture distribution and establishing the model considering fluid flow and mass transport properties in natural rock fractures will be conducted.

キーワード

地層処分、天然バリア、安全評価、透水試験、トレーサー試験、水理学的開口幅、物質移行開口幅、マスバランス開口幅

Geological Disposal, Natural Barrier System, Safety Assessment, Fluid Flow Test, Tracer Test, Hydrological Aperture, Transport Aperture, Mass Balance Aperture



吉野 尚人

システム解析グループ所属
地層処分における水理・物質移動に関する研究に従事



佐藤 久

システム解析グループ所属
地層処分における水理・物質移動に関する研究に従事



内田 雅大

システム解析グループ所属
グループリーダー
地層処分における水理・物質移動に関する研究に従事

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物を地下深部に地層処分する場合、地下水シナリオ¹⁾による核種移行を想定した天然バリアの安全評価は重要な検討項目となっている。第2次取りまとめ時点では岩盤内亀裂を平行平板と仮定したモデルにより天然バリアの概略的かつ保守的な安全評価が主に行われており²⁾、今後は天然バリア安全評価の信頼性向上に向けた研究が必要となっている³⁾。本研究では天然バリア安全評価の信頼性向上に向けて、地下深部岩盤内の透水・物質移行現象解明を目的とした検討を行っている。地下深部岩盤内の透水・物質移行現象解明のための原位置試験や室内試験は多くの研究者によって行われている^{4),5)}。原位置試験では対象領域の境界条件や亀裂構造が不明確であることが試験結果に及ぼす影響を評価しづらくさせ、従来の室内試験では試験可能な供試体の大きさの制約や供試体のサンプリングによる擾乱等が試験結果に及ぼす影響の評価をしにくくさせるなどの問題点がある。サイクル機構では主に結晶質岩の亀裂内を物質が移行する現象に着目して、境界条件を正確に設定でき、原位置での透水・物質移行現象を再現できる単一亀裂を対象とした透水・トレーサー室内試験装置（亀裂状媒体水理試験設備⁶⁾：LABoratory testing system on mass transport in fractured ROCK, 略称LABROCK）（写真1参照）を1993年に開発し、その後も装置改良を重ねながら岩盤内の透水・物質移行現象解明のための研究を行ってきた。LABROCKの使用可能な供試体の最大寸法は幅50cm、流水方向の長さ50cmであり、

単一亀裂内のチャンネルを包含した試験が実施可能であることから従来のコアサイズの供試体を使用した室内試験では得ることが出来なかったデータが取得可能である。なお、LABROCKで使用した供試体のサンプリングに際しては、亀裂の擾乱を防止するため、ロックボルトにより対象亀裂を固定し、採取予定の供試体よりも大きい領域をサンプリングし、亀裂を原位置と同様な状態に保持したまま切断・整形した^{7),8)}。また、LABROCKでは、亀裂面に対して垂直な応力を負荷させることで、地下深部で岩盤の亀裂に作用する垂直応力と透水・物質移行現象の関係についても検討することが可能である。

本研究ではLABROCKを使用して、天然単一亀裂内の透水・物質移行現象を把握することを目的とし、試験段階として①垂直応力無負荷状態での透水・トレーサー試験、②垂直応力負荷状態での透水・トレーサー試験、③亀裂開口幅測定の3段階を設定した。本報告では②までの試験結果を取りまとめ、LABROCKの今後の展望について記述する。

2. 試験概要

2.1 供試体と試験装置の概要

供試体は岩手県釜石鉱山産出の栗橋花崗閃緑岩である。栗橋花崗閃緑岩は岩相及び構成鉱物の観点から日本の代表的な花崗岩類の一つであるため、このような岩体の特性を調査することによって、わが国の花崗岩類の有する一般的な特性についての知見を得ることが可能となる⁹⁾。

供試体は図1に示すように、高さ、幅、流水方



写真1 LABROCK全容

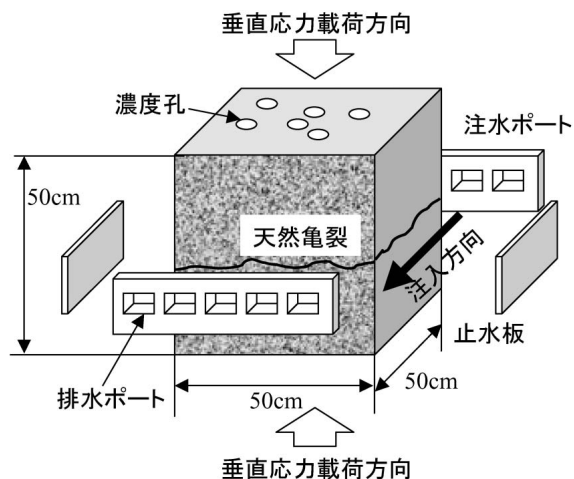


図1 試験岩体の概略図

向の長さがすべて50cmの立方体である。高さ方向のほぼ中央に天然単一亀裂があり、採取時に開口させず擾乱を防止するようにサンプリングしたため亀裂内には亀裂生成時に発生したガウジと呼ばれる充てん物が存在している。そのため、本試験で得られるデータは、亀裂内の充てん物が透水・物質移行に及ぼす影響を含んだものとなり、後に行う予定の亀裂開口幅測定により充てん物の分布状況や充てん率がわかれば充てん物が透水・物質移行に及ぼす影響について考察することが可能となる。亀裂内の充てん物は核種移行の遅延に大きく影響すると考えられており、充てん物を含んだ亀裂の透水・物質移行特性の試験を実施することは、より実際の現象に近い透水・物質移行特性の解明に寄与すると考えられる。亀裂部分の側面と注入・排出側はシリコン接着剤により止水板を接着し、注入・排出側には注入・排出ポートを設置した。すべての注入・排出ポートには供試体内の脱気ライン、水頭値測定ライン、注入・排出ラインが接続されており、注入・排出ラインにはトレーサー濃度計測を行うためのボックスを取り付けた。亀裂と注入・排出ラインの間の空間（デッドボリューム）はトレーサー試験時にトレーサーの拡散が生じ、亀裂空間の総体積に対してデッドボリュームが大きい場合にはトレーサー試験で計測した移行時間の誤差が大きくなる可能性がある。そのため、注入・排出ポートはトレーサー試験時に供試体外でのトレーサー拡散を極力抑えるため、止水板と供試体の間に厚さ約1.0mmのゴム板を挟み、注入・排出ポートの部分に高さ1.0cm、幅9.0cmの空隙を亀裂に沿って設けて、デッドボリュームを極力小さくする構造を採用した。

また、供試体内部にはトレーサー濃度を計測するための濃度孔を亀裂面に対して垂直方向に供試体を貫通させて削孔し、専用の濃度計測装置により計測を行った。濃度孔の位置は図2に示すように供試体表面の微細亀裂観察よりなるべく対象亀裂に交差する可能性のある微細亀裂と交差しないように配置したため不規則な配置となっており、削孔本数は亀裂面の代表的な位置でのデータ取得を考慮して6つとした。濃度計測は亀裂位置の上下1.5cmの位置にゴムパッカーが設置できるゾンデを挿入して濃度孔内を流れるトレーサーの電位変化を測定する方式を採用した。濃度孔の直径は設置可能なゾンデの直径より決定し、3.0cmとし

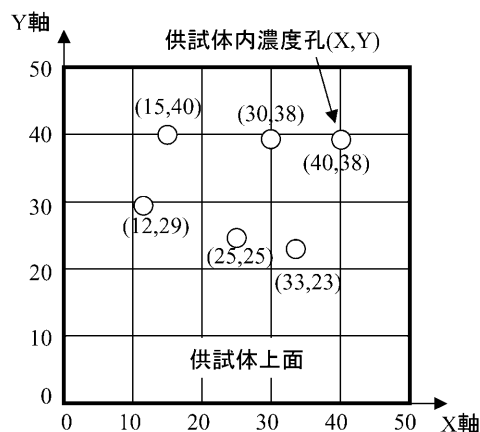


図2 供試体内濃度孔配置図

た。なお濃度孔設置による取得データ品質の低下が懸念されるが、亀裂開口幅計測後亀裂のモデル化の際に濃度孔との位置設定を正確に行うことでデータ品質の低下に対する対処は可能である。

垂直応力負荷状態での透水・トレーサー試験では、亀裂面に対して垂直方向に応力を負荷した。応力負荷に際しては、サーボコントロール式水圧装置により設定した荷重値（最大可能荷重値＝ $1.96 \times 10^6 \text{ N}$ ）を保持した。応力負荷に伴う供試体の変位計測では変位計（東京測器：CDP-10）を供試体の4隅に設置し、計測長さ0.31mで変位を測定した。使用した変位計の測定精度は $1.0 \times 10^{-6} \text{ m}$ である。変位形の計測長さが0.31mと長くなったのは変位計の取り付け位置が側面に取付けた止水板にかからないようにしたためである。岩体への垂直応力 σ [Pa] は(1)式で表される。

$$\sigma = \frac{P}{A} \quad (1)$$

ただし、Pは垂直荷重値[N]、Aは垂直荷重面の面積[m²]である。供試体の平均変位 δ [m]としては4つの変位の平均値を採用した。

2.2 透水・トレーサー試験の概要

LABROCKの配管等の構造模式図を図3に示す。水（トレーサー）は注水堰（トレーサー堰）から注入ポート、供試体内、排出ポートを通過して排出ポットに集積する。以下に透水試験とトレーサー試験の概要について述べる。

(1) 透水試験の概要

透水試験では供試体内を流れる水の単位時間流量 Q [m³/s]と各計測ポイントの水頭値を計測する。単位時間流量は各時刻における各排水ポットに集

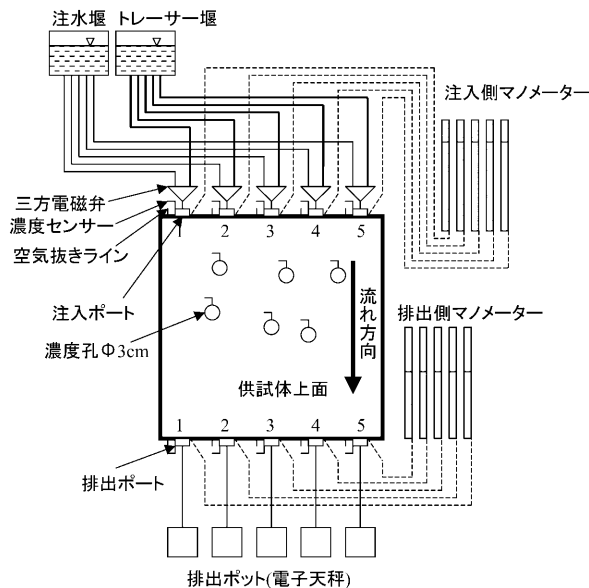


図3 LABROCK配管構造模式図

積した水の重量を電子天秤（測定下限値： 10^{-2}g ）で自動計測することで算出した。計測した水頭値は、注水堰水頭値、注入ポート水頭値、排出ポート水頭値、排出ポット水頭値の4種類である。注入ポート水頭値と排出ポート水頭値はマノメータにより計測し、注水堰水頭値と排水ポット水頭値は任意の水頭差を設定するように高さを調整した。なお、設定水頭差は、注水堰水頭値から排出ポット水頭値を引いた値、試験体内水頭差は、注入ポート水頭値から排出ポート水頭値を引いた値とした。設定水頭差と供試体内水頭差が異なるのは供試体外の配管等による水頭損失のためである。注水堰から各注入ポート、各排出ポートから排水ポットまでの配管類は各ポートで水頭損失に差が生じないようにほぼ同様な長さ及び構造を採用した。以下に透水試験から得られる供試体内亀裂の物性値の詳細について述べる。

供試体内の動水勾配 $I[\text{m}/\text{m}]$ は、(2)式で算出した。

$$I = \frac{\sum_{i=1}^n h_{in,i} - \sum_{j=1}^n h_{out,j}}{L} \quad (2)$$

ただし、 $h_{in,i}$ は注入ポート i の水頭値 $[\text{m}]$ 、 $h_{out,j}$ は排出ポート j の水頭値 $[\text{m}]$ 、 n はポート数、 L は流水方向長さ $[\text{m}]$ である。 Q と(2)式を求めることで、(3)式により亀裂の透水量係数 $T_r[\text{m}^2/\text{s}]$ が算出できる。

$$T_r = \frac{Q}{W \cdot I} \quad (3)$$

ただし、 W は亀裂幅 $[\text{m}]$ である。また、流れが3乗則⁽¹⁰⁾に従うと仮定した場合(4)式により水理学的開口幅 $b_h[\text{m}]$ が求められる。

$$b_h = \left(\frac{12\mu Q}{\rho g I W} \right)^{\frac{1}{3}} \quad (4)$$

ただし、 ρ は密度 $[\text{kg}/\text{m}^3]$ 、 g は重力加速度 $[\text{m}/\text{s}^2]$ 、 μ は粘性係数 $[\text{Pa} \cdot \text{s}]$ である。

(2) トレーサー試験の概要

トレーサー試験は透水試験を行った後に実施した。水からトレーサーへの切り替えは三方電磁弁により行い、瞬時にすべての注入ポートの切り替えが可能となる。トレーサーは安価で容易に入手でき、電位変化による濃度測定が可能である1%（重量比）のNaCl水溶液を使用した。トレーサー試験では注入ポート、排出ポート、供試体内濃度孔のトレーサー濃度の時間変化を測定する。トレーサーの濃度変化による電位変化の測定幅は5.00Vであり、測定精度は 10^{-2}V である。測定値は0.0~1.0%濃度であるため、トレーサー濃度の測定精度は $2.0 \times 10^{-3}\%$ となる。以下にトレーサー試験から得られる供試体内亀裂の物性値の詳細について述べる。

注入側のトレーサー移行率 $q_{\text{masin}}[\text{kg}/\text{s}]$ と排出側のトレーサー移行率 $q_{\text{masout}}[\text{kg}/\text{s}]$ はそれぞれ(5)式、(6)式で算出した。

$$q_{\text{masin}} = \sum_{i=1}^n (\rho \cdot C_{in,i} \cdot q_{in,i}) \quad (5)$$

$$q_{\text{masout}} = \sum_{j=1}^n (\rho \cdot C_{out,j} \cdot q_{out,j}) \quad (6)$$

ここで、 ρ は流体の密度 $[\text{kg}/\text{m}^3]$ 、 $C_{in,i}$ 、 $q_{in,i}$ はそれぞれ注入ポート i のトレーサー濃度 $[\text{kg}/\text{kg}]$ と単位時間流量 $[\text{m}^3/\text{s}]$ 、 $C_{out,j}$ 、 $q_{out,j}$ はそれぞれ排出ポート j のトレーサー濃度 $[\text{kg}/\text{kg}]$ と単位時間流量 $[\text{m}^3/\text{s}]$ である。(5)式、(6)式より供試体内亀裂を流れるトレーサーの平均的な破過曲線を描き、(7)式からトレーサー流速 $V[\text{m}/\text{s}]$ を算出した。

$$V = \frac{L}{T_{out}(50) - T_{in}(50)} \quad (7)$$

ただし、 $T_{in}(50)$ は注入側のトレーサー移行率が最大値の50%になる時間 $[\text{s}]$ 、 $T_{out}(50)$ は排出側のトレーサー移行率が最大値の50%になる時間 $[\text{s}]$ である。

物質移行開口幅 b_t [m]は、(8)式に示すようにトレーサー流速から算出した。

$$b_t = \left(\frac{12\mu V}{\rho g I} \right)^{\frac{1}{2}} \quad (8)$$

マスバランス開口幅 b_m [m]は、透水試験とトレーサー試験の両方の結果から導くことができ、(9)式で算出した。

$$b_m = \frac{Q}{WV} = \frac{b_h^3}{b_t^2} \quad (9)$$

なお、(9)式からわかるように、 b_m は、 b_h^3 と b_t^2 の比である。

縦方向分散長 α [m]は実測の破過曲線を(10)式で表される Ogata-Banks の式¹¹⁾から得られる破過曲線にフィッティングさせて求めた。

$$C(x, t) = \frac{C_0}{2} \left\{ \operatorname{erfc} \left(\frac{x - Vt}{2\sqrt{\alpha Vt}} \right) + \exp \left(\frac{x}{\alpha} \right) \cdot \operatorname{erfc} \left(\frac{x + Vt}{2\sqrt{\alpha Vt}} \right) \right\} \quad (10)$$

ただし、 x はトレーサー投入地点からの距離 [m]、 t はトレーサー投入開始からの経過時間 [s]、 $C(x, t)$ は距離 x 時間 t でのトレーサー濃度 [kg/kg]、 C_0 はトレーサーの初期濃度 [kg/kg]である。

3. 垂直応力無負荷状態での透水・トレーサー試験

3.1 試験ケース

表1に垂直応力無負荷状態での透水・トレーサー試験ケースを示す。試験ケースA-11～A-31は、5つの注入ポートすべてからトレーサーを流

表1 垂直応力無負荷状態での透水・トレーサー試験ケース

ケース名	設定水頭差 [cm]	使用したトレーサーポート
A-11	11	1, 2, 3, 4, 5
A-15	15	
A-19	19	
A-23	23	
A-27	27	
A-31	31	
B-31-1	31	1
B-31-2		2
B-31-3		3
B-31-4		4
B-31-5		5

しており、供試体内の透水・物質移行現象が水頭差によってどのように変化するかについて検討した。試験ケースB-31-1～B-31-5はすべて設定水頭差31cmでの試験であり、1つの注入ポートのみからトレーサーを流しており、使用した注入ポートと各濃度計測点の連結性の有無を観察することで、供試体亀裂内部の不均質性の把握を目的とした。

3.2 試験結果と考察

表2に垂直応力無負荷状態での透水・トレーサー試験結果を示す。なお、縦方向分散長についての検討も行っているが⁶⁾、ここでは開口幅に着目した検討を示す。

(1) 天然亀裂の平均的開口幅評価

試験ケースA-11～A-31の結果より、動水勾配と単位時間流量の関係を図4に示す。同図より動水勾配と単位時間流量はほぼ比例関係にあり、今回の試験結果をダルシー則や三乗則を基に検討することが可能であることがわかった。

次に、亀裂開口幅分布が等方的であるか異方的であるかを明らかにするために、各排出ポートの単位時間流量について検討した。図5に示すよう

表2 垂直応力無負荷状態での透水・トレーサー試験結果

ケース名	設定水頭値 cm	動水勾配 m/m	流 量 $\times 10^{-6} \text{ m}^3/\text{s}$	トレーサー流速 $\times 10^{-2} \text{ m/s}$	縦方向分散長 cm
A-11	11	0.011	0.41	0.12	21
A-15	15	0.048	1.24	0.36	16
A-19	19	0.086	2.00	0.58	16
A-23	23	0.126	2.88	0.83	19
A-27	27	0.168	3.53	0.98	18
A-31	31	0.210	4.20	1.11	20

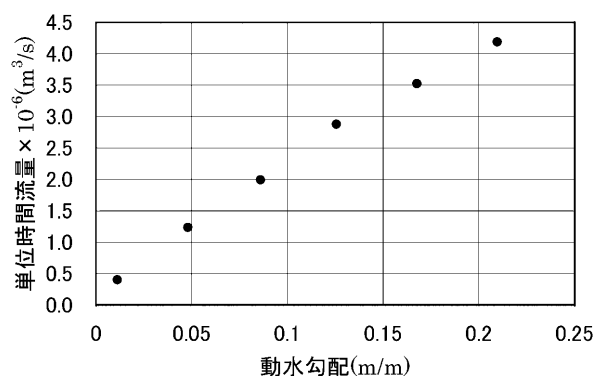


図4 動水勾配と単位時間流量の関係

に、各排出ポートの単位時間流量は排出ポート1が最も大きく、排出ポート1から5にかけて小さくなっていった。亀裂開口幅分布が等方的である場合は亀裂内の流れは平均的には一様流となり各排出ポートの単位時間流量には大差がなくなると考えられるため、供試体の亀裂開口幅分布は異方的である可能性が高いと考えられる。

さらに、亀裂開口幅分布の概略的な構造評価のために平均的な亀裂開口幅による評価を試みた。図6には、水理学的開口幅 b_h 、物質移行開口幅 b_t 、マスバランス開口幅 b_m の最大値と最小値を示す。ここでは、粘性係数に $1.0 \times 10^{-3} \text{Pa} \cdot \text{s}$ 、密度に $1.0 \times 10^3 \text{kg/m}^3$ 、重力加速度に 9.8m/s^2 、移行経路長に 0.5m 、亀裂幅に 0.5m の各定数を与えて、それぞれの開口幅を算出している。同図より、それぞれの開口幅の大小関係は、 $b_t < b_h < b_m$ となっている。これらの開口幅の大小関係は亀裂開口幅の分布状態と密接に関係があると考えられる。Silliman (1989)¹²⁾は亀裂開口幅が既知で等方的もしくは異方的である理想的な亀裂開口幅分布をもつ供試体を使用して室内実験を行い、これらの亀裂の大小関係と亀裂開口幅の幾何学的状態とを関連付け

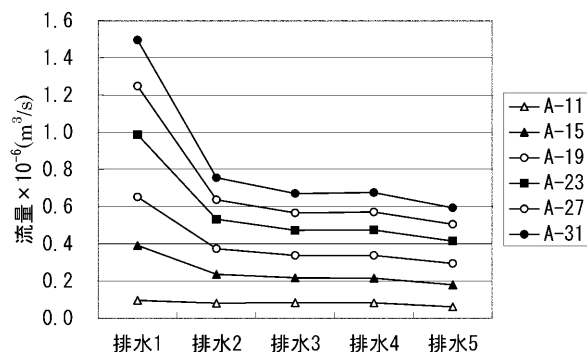


図5 排出ポート別の単位時間流量

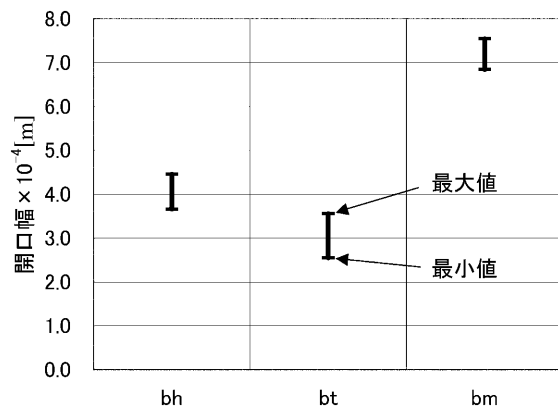


図6 各開口幅の算定値

て、①亀裂開口幅分布が異方的で注入側から排出側に卓越したチャンネル構造がある場合、②亀裂開口幅分布が異方的で流れ方向に交差する方向に卓越したチャンネル構造がある場合、③亀裂開口幅分布が等方的である場合の3種類に分類している。①の場合は $b_m < b_h < b_t$ 、②の場合は $b_t < b_h < b_m$ 、③の場合も $b_t < b_h < b_m$ となる。前出の各排出ポートの単位時間流量の違いの検討より、亀裂開口幅分布は等方的ではなく異方的であると考えられるため、今回の供試体の亀裂開口幅分布は②異方的で流れ方向に交差する方向に卓越したチャンネル構造がある場合である可能性が大きいと考えられる。

(2) 亀裂内部不均質性の概略評価

前節では、供試体内亀裂にチャンネル構造が存在する可能性があることを示したが、ここでは試験ケースB-31-1～B-31-5の試験結果を使用して、具体的にチャンネル構造の概略的评价を試みた。図7は、注入ポートの1つのみからトレーサーを注入し続け、供試体内濃度孔のトレーサー濃度がほぼ一定を示したときの値を示しており、各注入ポートと濃度計測孔との連結性が確認できる。各円の直径は濃度を表しており、最も大きい円が濃度1%を示している。注入ポート1から注入されたトレーサーは、ほとんどが排出ポート1から排出されており、供試体内の濃度孔にはほとんど濃度

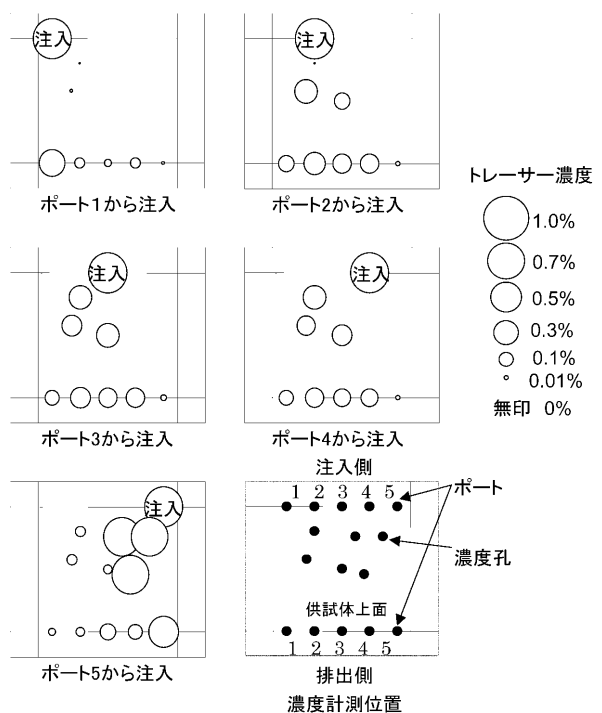


図7 試験岩体内トレーサー濃度状態

変化は無く、注入ポート1と供試体内濃度孔とは連結していない可能性が高い。注入ポート2～4からの注入では、供試体内の濃度変化はほぼ同様の傾向にあり、注入ポート2～4から注入されたトレーサーはほぼ同じ経路を流れていると考えられる。注入ポート5からの注入では、亀裂面の中央付近の内部センサーが大きく反応していることから、注入ポート5から注入されたトレーサーは亀裂面の中央付近を通過し、排水ポート5から排出されていると考えられる。以上のことから、亀裂内の流れは、ある偏りを持っていることがわかる。この結果は前節での各ポート別の流量の傾向とも合致する。すなわち、対象とした亀裂内の流れは一様流ではなく、チャンネルを含んでいると考えられ、今回の透水試験結果やトレーサー試験結果はコアサイズの試験では得ることの出来ない結果であることがわかる。

4. 垂直応力を負荷した透水・トレーサー試験

4.1 試験ケース

垂直応力を負荷した透水・トレーサー試験は表3に示すように垂直応力を5段階に変化させて実施した。なお、試験はすべて設定水頭差31cmで行い、5つの注入ポートすべてからトレーサーを流した。

4.2 試験結果と考察

表4に試験結果を示す。なお、前章と同様に縦

表3 垂直応力を負荷した透水・トレーサー試験ケース

ケース名	垂直応力 (MPa)
C-31-1	0.000
C-31-2	0.039
C-31-3	0.157
C-31-4	0.392
C-31-5	0.706

表4 垂直応力を負荷した透水・トレーサー試験結果

ケース名	動水勾配 m/m	流量 $\times 10^{-6} \text{ m}^3/\text{s}$	変位 $\times 10^{-5} \text{ m}$	トレーサー流 速 $\times 10^{-2} \text{ m/s}$	縦方向分散長 cm
C-31-1	0.105	3.25	0.0	0.82	17
C-31-2	0.106	3.25	1.0	0.78	17
C-31-3	0.110	3.25	3.0	0.75	20
C-31-4	0.114	3.23	5.0	0.73	18
C-31-5	0.117	3.29	8.0	0.72	16

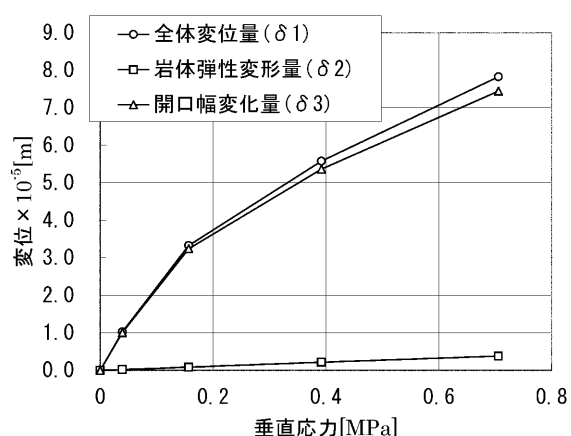


図8 垂直応力と変位の関係

方向分散長についての検討も行っている⁹⁾がここでは開口幅の検討についてのみ示す。

(1) 垂直応力と変位の関係

図8に垂直応力と供試体の全体変位量の平均値 δ_1 [m]、対象亀裂以外の部分の弾性変位量 δ_2 [m]、開口幅変位量 δ_3 [m] ($= \delta_1 - \delta_2$) の関係を示す。ただし δ_2 は(11)式で算出している。

$$\delta_2 = \frac{\sigma}{E} \times d \quad (11)$$

ここで、 d は変位計の計測長さ [m]、 E は供試体の弾性係数 [MPa] である。供試体の弾性係数は、今回の供試体と同位置で採取された岩石コアの弾性係数の平均値である $5,700 \text{ MPa}$ ⁹⁾ を採用した。供試体の弾性係数により、想定される開口幅変位量は異なるため断定はできないが、亀裂開口幅の概略的な変位量は最大応力 0.7 MPa でも約 $7.5 \times 10^{-5} \text{ m}$ であったと想定される。

(2) 垂直応力と開口幅の関係

図9に垂直応力と水理学的開口幅 b_h 、物質移行

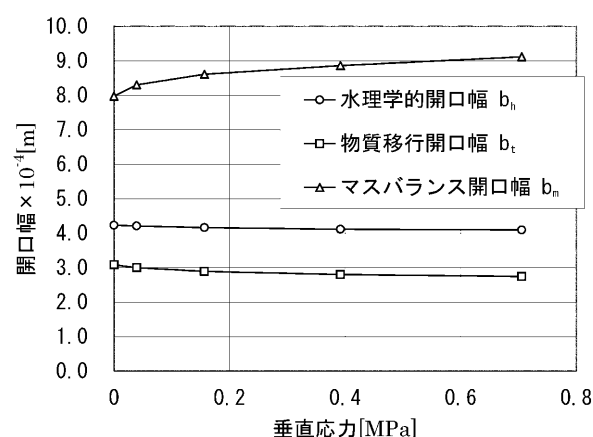


図9 垂直応力と開口幅の関係

開口幅 b_v 、マスバランス開口幅 b_m の関係を示す。同図より、垂直応力の増大に伴い b_h と b_v は若干小さくなり、 b_m は大きくなっていることがわかる。(9)式で示したように、 b_m は b_h^3 と b_v^2 の比であるため、この値が変化することは b_h と b_v の関係が変化していることを示している。また、3章で示したように、 b_h と b_v の大小関係は亀裂の構造に起因して変化するため、垂直応力の増大に伴い b_h の減少する割合よりも b_v の減少する割合が大きくなっていることは、垂直応力の負荷に伴いチャンネル構造に若干の変化が生じた可能性を示していると考えられる。今後実施予定の亀裂開口幅測定により亀裂開口幅分布が把握できれば、垂直応力下での開口幅分布がどのように変化するかも把握できると考えられる。

5. おわりに

本報告では、2001年度までのLABROCKの試験結果について取りまとめ、天然亀裂内の透水・物質移行現象について検討した。

垂直応力無負荷状態での透水・トレーサー試験では、供試体の平均的開口幅評価を行い、水理学的開口幅、物質移行開口幅、マスバランス開口幅の大小関係について明らかにした。また、各排出ポートからの単位時間流量の違いとSillimanの分類に従って亀裂開口幅分布が異方的で流れ方向に交差する方向に卓越したチャンネル構造がある可能性が高いことを示した。さらに、1つのポートのみからトレーサーを注入し、供試体内濃度孔のトレーサー濃度を観察することで各ポートと供試体内濃度孔の連結性について確認し、供試体の流れが一樣流ではなくチャンネル構造を持つ流れであることを明らかにした。

垂直応力を負荷した透水・トレーサー試験では、垂直応力負荷に伴い亀裂開口幅が変化していることを定量的に確認した。また、水理学的開口幅と物質移行開口幅の減少率の違いに着目することで、垂直応力負荷に伴い亀裂開口幅分布が変化し、チャンネル構造が若干変化している可能性があることを指摘した。

今後は本研究で対象とした岩体の亀裂開口幅測定を行う予定である。亀裂開口幅測定では、亀裂内部にレジン材を注入し、亀裂内部の状態を保持し、亀裂面に対して垂直方向に1 mm間隔で亀裂

開口幅を測定する。このようなチャンネル構造を含む亀裂内部構造のミクロな形状変化が地下水の流動に与える影響の検討を行い、マクロな亀裂構造特性の検討に応用することは、平行平板モデルのような既存の亀裂モデルの適用限界や適用上の留意点を明らかにすることができ、その信頼性向上につながる可能性があることから、天然バリア安全評価の信頼性向上に資すると考えられる。

参考文献

- 1) 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次取りまとめ一分冊1 わが国の地質環境”，JNC TN1400 99-021, III-8～III-20, (1999)
- 2) 核燃料サイクル開発機構：“高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発—平成13年度報告—”，JNC TN 1400 2002-003, 2-3, (2002)
- 3) 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次取りまとめ一分冊3 地層処分システムの安全評価”，JNC TN1400 99-023, I-1～I-6, (1999)
- 4) 例えば, Gale, J., MacLeod et al.：“Site characterization and validation measurement of flow rate, solute velocities and aperture variation in natural fractures as a function of normal and shear stress, Stage 3”, Stripa Project Report 90-11, (1990)
- 5) 例えば, Y. W. Tsang and Witherspoon：“Hydromechanical Behavior of a Deformable Rock Fracture Subject to Normal Stress, Journal of Geophysical Research”, Vol. 86, No. B10, pp9287-9298, (1981)
- 6) 吉野尚人, 佐藤久：“亀裂状媒体水理試験設備 (LABROCK) による透水・トレーサー試験”, JNC TN8400 2002-001, (2002)
- 7) 内田雅大, 吉野尚人：“亀裂状媒体水理試験設備 (LABROCK) 用供試体の切り出し・整形”, JNC TN 8410 2001-015, (2001)
- 8) 内田雅大, 吉野尚人：“LABROCK用透水性キャリブレーション岩体の採取”, JNC TN8410 2001-016, (2001)
- 9) 核燃料サイクル開発機構：“釜石原位置試験総括報告書”, JNC TN7410 99-001, pI-28, (1999)
- 10) Snow D.：“A parallel plate model of fractured permeable media, University of California”, Berkely, Ph. D, pp329-331, (1965)
- 11) Akio Ogata, R. B. Banks：“A solution of difference equation of longitudinal dispersion in porous media”, Geological survey professional paper 411-A, (1961)
- 12) S. E. Silliman: An Interpretation of the differences between aperture estimates derived from hydraulic and tracer in single fracture, Water Resources Research, vol. 25, No. 10, (1989)



Probabilistic Approaches for Predicting the Long-Term Spatial and Temporal Characteristics of Monogenetic Volcanoes; Application to Two Monogenetic Volcano Fields in Japan.

Andrew James MARTIN Koji UMEDA Yasuhisa YUSA

Tono Geoscience Center

火山活動の長期予測における確率論的アプローチ；
日本列島の2つの単成火山群を例として

アンドリュー・ジェイムス・マーチン 梅田 浩司 湯佐 泰久

東濃地科学センター

地質環境の長期安定性を評価するためには、地殻変動や火山活動等といった将来の自然現象を予測するための技術開発が不可欠である。我が国における火山活動の予測に関する研究は、主に防災対策の観点から、既存の活火山において想定される噴火様式や被害の程度等の評価を中心に進められてきたが、新たな火山の発生の可能性等といった数万年オーダーを対象とした予測に関する研究はほとんど行われていない。本研究では、空間統計学に基づく確率モデル（1：空間モデル，2：時空間モデル，3：地殻構造，火道配列等を考慮した修正時空間モデル）を用いて東伊豆単成火山群，山陰地方東部の神鍋・扇ノ山単成火山群を例として長期的な火山活動の予測を試みた。

Volcanic hazard analyses are required for the assessment of the long-term stability of the geological environment. In Japan, a lot of research has been focused on the construction of volcanic hazard maps in the event of a volcanic eruption for natural disaster management, but not on the probability of new volcanic edifices forming within or nearby volcanic fields for long-term forecasting. In this paper, the development of the probabilistic approach is described and the preliminary results of probabilistic case studies on the Higashi-Izu (59 vents) and the Kannabe-Oginosen (38 vents) Monogenetic Volcano Groups in Japan are illustrated using: (1) a spatial (S) model; (2) a spatio-temporal (S-T) model; and (3) a modified spatio-temporal (M-S-T) model that better reflects shallow crustal features and/or vent alignments.

キーワード

火山活動，長期予測，点過程，確率解析，空間モデル，時空間モデル，修正時空間モデル，東伊豆単成火山群，神鍋・扇ノ山単成火山群，火道

Volcanism, Long-Term Forecasting, Point Process, Probabilistic Analysis, Spatial Model, Spatio-Temporal Model, Modified Spatio-Temporal Model, Higashi-Izu Monogenetic Volcano Group, Kannabe-Oginosen Monogenetic Volcano Group, Vent

1. Introduction

Volcanism is a low-frequency, high-consequence geologic hazard. As a result, volcanic hazard analyses are required for the assessment of

the long-term stability of the geological environment^{1), 2)}. Before any volcanic hazard analysis can be undertaken, it is first necessary and logical to quantify objectively, the probability of a volcanic



アンドリュー・ジェイムス・マーチン

地質環境研究グループ所属
博士研究員（英国）
地質環境の長期安定性に関する研究に従事
理学博士



梅田 浩司

地質環境研究グループ所属
副主任研究員
地質環境の長期安定性に関する研究に従事
理学博士



湯佐 泰久

研究主席
地層科学研究全般に従事
理学博士

eruption occurring. Japan is an active island arc consisting of approximately 350 Quaternary volcanoes formed as a result of the subducting Pacific and Philippine Sea plates³⁾. As such the long-term spatial distribution of volcanism needs to be estimated, not just for nuclear facilities but also as a precursor for the construction of hazard maps for natural disaster management. Over a long period of time, magma will either be fed to the surface many times via the same conduit resulting in a polygenetic volcano or once through a single dike generating a monogenetic volcano (Fig. 1). The spatial distribution of monogenetic volcanoes is much more difficult to estimate than for polygenetic volcanoes because the location of the next eruption forming a new volcano is different. Current knowledge of the complex geological factors and natural processes controlling the locations of monogenetic volcanoes is insufficient to estimate future spatial and temporal patterns. One way to estimate the future patterns of monogenetic volcanoes is through probabilistic analysis. Over the last two decades or so, probabilistic analyses have been used to construct probability maps showing the long-term spatial and temporal distribution estimates of future eruptions in several volcanic fields in the US and Mexico. One prominent example includes the Yucca Mountain Region (YMR); site of the US's proposed high-level radioactive waste repository which is located near approximately 40 basaltic vents formed since 10.5 Ma. Several key advances in probabilistic methods were developed through the study of the monogenetic and small polygenetic volcanoes in the YMR⁴⁻⁶⁾. The probability analyses are dependant upon the location and ages of vents, and have the added benefit of revealing, objectively, volcano alignments and clustering, in addition to estimates of the probability of eruption.

In Japan, much work has been focused on volcanic hazard analyses; the consequences of volcanic eruption but not on the probability of a volcanic eruption occurring in the first place. The purpose of this on-going research is to apply and improve on probabilistic models for estimating the

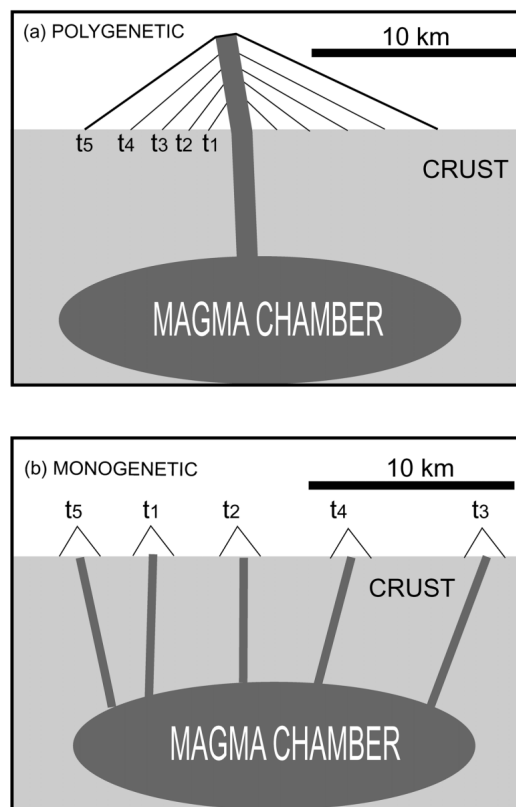


Fig. 1. Simplified schematic diagrams depicting the difference between polygenetic and monogenetic volcanoes. (a) A polygenetic volcano is the result of periodic supplies of magma to the surface through the same conduit. (b) A new monogenetic volcano forms during each eruption event at a different location from the last because the magma supply path nearly always changes. Eruption events occur in time periods t1 to t5. The eruption periods (undefined) are considered relatively short compared to periods of non-volcanic activity.

future eruption patterns of monogenetic volcanoes. Two established probabilistic models based on point processes and one modified model are applied the Kannabe-Oginosen monogenetic volcano groups in the east San-in district (Fig. 2) and the Higashi-Izu monogenetic volcano groups distributed on the east part of the Izu Peninsula (Fig. 3).

2. Probability estimates and models

The only attempts at long-term forecasting have been made on statistical grounds, using historical

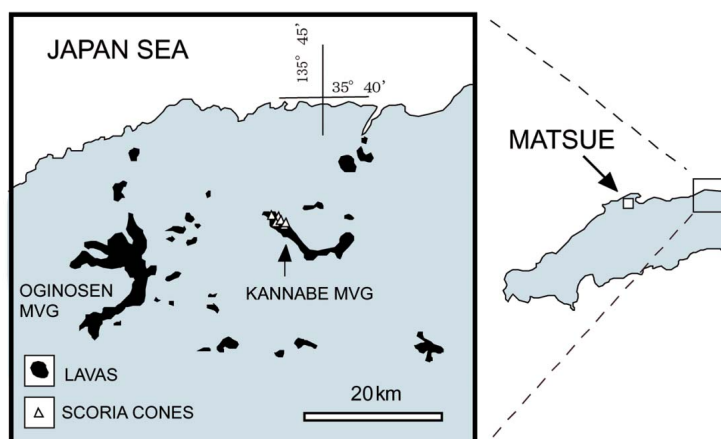


Fig. 2. Distribution of the Kannabe and Oginosen Monogenetic Volcano Groups and adjacent monogenetic volcanoes in the east San-in district (modified after Furuyama et al., 1993).

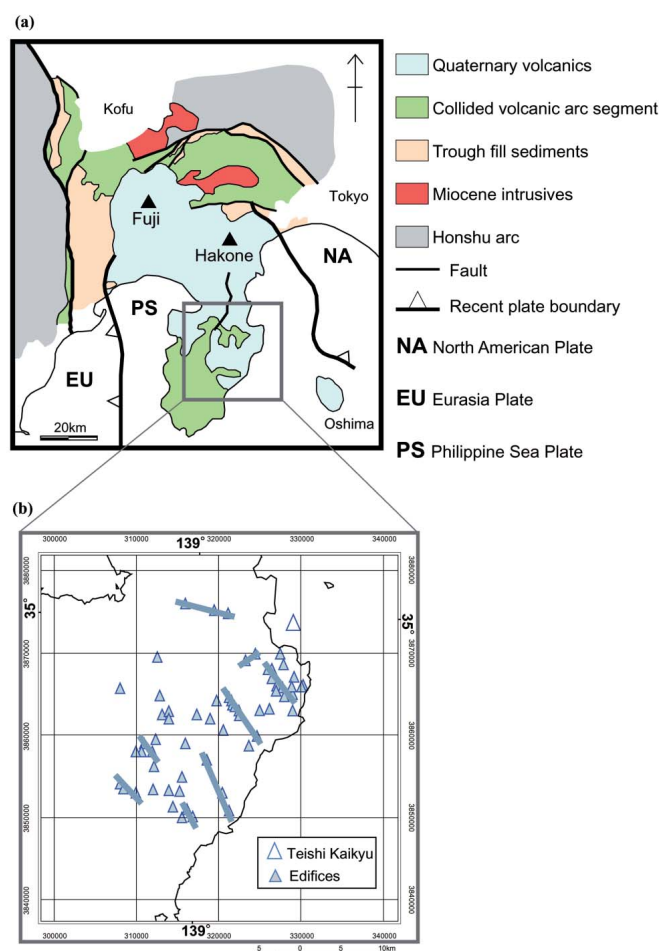


Fig. 3. Maps showing the location and tectonic setting of the Higashi-Izu Monogenetic Volcano Group (H-I MVG). The H-I MVG is located on the east part of the Izu peninsula near the boundary of three plates (a), and includes 59 edifices showing alignments of simultaneous eruptions in places (b). The location of edifices are known from the existence of scoria cones, tuff rings, lava domes and maars. The Teishi Kaikyū erupted off-shore, as recently as 1989. The predominant trend of the alignments is NW - SE (Hayakawa and Koyama, 1992; Koyama et al., 1995). This trend parallels the orientation of maximum horizontal compression attributable to the subduction direction of the Philippine Sea plate.

records to examine eruption frequencies, types, patterns, risk and probabilities^{4), 7-10)}. A volcanic eruption is the result of the supply of magma to the surface from a magma chamber. It will occur at some specific location (x, y) and within some time frame (t). Hence, there are two aspects of a volcanic eruption or 'event': (1) spatial, and (2) temporal. Previous volcanic activity has been used to estimate vent density (number of volcanic events per unit area) and recurrence rates (number of volcanic events per unit time). In other words, probability models rely on estimates of the expected regional recurrence rate and vent density of volcanism in order to calculate the probability of future eruptions. Most probabilistic models developed so far deal with either the spatial or the temporal aspects of volcanism. The most recent models deal with both, especially those applied to monogenetic volcano fields.

The choice of the probability model creates a variation in expected recurrence rate estimates and part of this variation is attributable to the definition of the volcanic event itself. The term 'volcanic event' can vary considerably with author and it is worth dwelling on some of these definitions before proceeding with a description of the development of the probabilistic approach.

2. 1 Volcanic 'event' definitions

(1) Temporal

The temporal definition of a volcanic event ranges from a single eruption occurring in one day, to an eruption cycle or episode in which active periods of eruptions occur between dormant periods. The time scale of an active period may vary from several years to thousands of years. In the case of monogenetic volcanoes, the volcanic event is expected to be relatively short (months to years), and to occur only once. If there is more than one volcanic event at the same location, a 'monogenetic' volcano will become polygenetic. For example, some basaltic volcanoes in the YMR that were previously considered to be monogenetic (e.g. Lathrop Wells) have been re-classified as 'polygenetic' were more than one volcanic

event at the same center have been shown to be separated by as much as several tens of thousands of years^{11), 12)}. These types of 'monogenetic' volcanoes are also classified as 'compound' monogenetic volcanoes¹³⁾. In the case of probabilistic hazard assessment involving monogenetic volcanoes, and in particular spatial probability, a repeated eruption at the same vent would decrease the probability of an eruption in other areas.

(2) Spatial

The simplest spatial definition of a volcanic event for a monogenetic volcano is the existence of a relatively young cinder cone, spatter mound, maar, tuff ring or tuff cone. Such mapped edifices have been defined as volcanic events in several distribution analyses^{5), 10), 14), 15)}. Older edifices, however, which may have been eroded and/or covered by sedimentary deposits such as alluvium are more difficult to locate, or could easily be overlooked. Radial dikes, near-vent breccias, or where there are no surface feature, magnetic and gravity data have been used as evidence for the existence of volcanic events by some authors⁶⁾. Several aligned edifices with the same eruption age should also be considered as a single volcanic event. Such vent alignments typically developed simultaneously as a result of magma supply from a single dike. For example the vent alignments in the Higashi-Izu MVG¹⁶⁾, would be a single volcanic event. Where there is poor limitation in dating events (plus or minus 50,000 - 100,000 years), some authors have implemented a condition whereby a cone or cones can only be defined as a volcanic event if they are associated with a single linear or a dike system with more complex geometry¹⁷⁾.

The definition of volcanic event is a source of uncertainty in any probabilistic hazard analysis. The choice is in reality limited to the amount and quality of the geological data available. In this paper, the existence of a surface manifestation such as a cinder cone, maar, tuff ring etc that formed in a period within 10,000 years with sufficient geological evidence is treated as a volcanic event.

2. 2 Recurrence rates

In order to estimate or predict the probability of volcanic eruption in a monogenetic volcano field (or polygenetic volcano) it is necessary to estimate the recurrence rate of volcanism up until the time of investigation. Such estimates are based mainly on geological field, chronological and geophysical data. In the case of monogenetic volcano fields, two rates need to be estimated in order to estimate the probability of a future eruption:

Temporal recurrence rate (time rate parameter)

$$\lambda_t = \frac{\text{Number of volcanic events over a period of time}}{\text{time}} \quad (1)$$

Spatial recurrence rate (vent density)

$$\lambda_{x,y} = \frac{\text{Number of volcanic events in the volcanic field}}{\text{field}} \quad (2)$$

Observed λ_t values in the YMR range from two to 12 volcanic events per million years⁴⁾. In the case of the Higashi-Izu Monogenetic Group in Japan, λ_t is even higher at one event per 7,900 years for during 40,000-150,000 years, and one event per 2,500 years for the last 40,000years¹⁸⁾. Methods used to estimate these recurrence rates include plots of cumulative volume of volcanic events versus time^{10, 11), 19)}.

2. 3 Spatial characteristics of monogenetic volcanoes

In a typical monogenetic volcano field, a new edifice will form at a new location within or nearby the field itself during the long-term (10,000-200,000 years), whereas for a polygenetic volcano with a stable conduit, the location of the next eruption is expected to be the same during this time period. In this sense, the modeling of the future spatial patterns of monogenetic volcanoes is more significant than for polygenetic volcanoes during the 10,000 - 200,000 year time frame. As illustrated in Fig. 4, spatial characteristic features of monogenetic volcanoes include: (a) new volcanoes forming in locations different from existing volcanoes; (b) the tendency to cluster at a variety

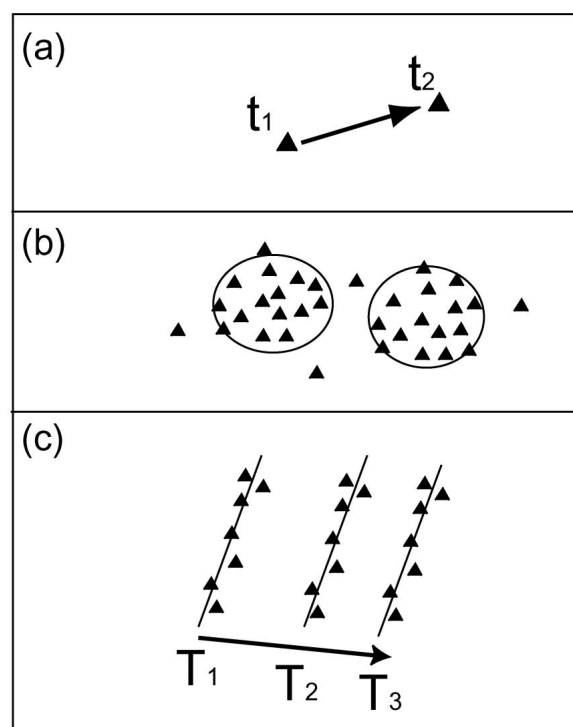


Fig. 4. Simplified diagrams illustrating the common spatial characteristics of vent distribution in monogenetic volcano fields. New monogenetic volcanoes generally erupt in a new location (a). Clustering (b) and the formation of alignments (c) are ubiquitous in monogenetic volcano fields.

of scales; (c) the formation of vent alignments and shifts of alignments over a much longer period of time (usually of the order of millions of years). Alignments of monogenetic volcanoes are thought to be indicative of structural controls and are expected to reflect the orientation of principle horizontal stresses where ascending magmas exploit pre-existing structures¹³⁾. It was shown that monogenetic volcanoes in the TransMexican volcanic belt paralleled high displacement rate structures, whereas polygenetic volcanoes aligned along low displacement structures²⁰⁾. Clustering on the other hand is thought to correspond to the location of melts beneath the surface or regions of higher magma supply to the surface than surrounding regions⁵⁾.

2.4 Modeling the future long - term patterns of monogenetic volcanoes

Ideally, probabilistic methods must reflect at least the first two (Fig. 4) spatial characteristics of monogenetic volcanoes in order to give a reasonable estimation on the long-term future spatial patterns. Modeling the spatial characteristics of monogenetic volcanoes was first attempted in the YMR by applying models based on the homogeneous or 'simple' Poisson⁴⁾. However, it was pointed out that the simple Poisson approach required the allocation of zones with subjective boundaries to accommodate different recurrence rates in the volcanic field of interest²¹⁾.

The application of point processes²²⁻²⁵⁾ to model the long-term future patterns of monogenetic volcanoes has been argued as an appropriate technique and has seen widespread application^{5), 14), 26), 27)}. The reason for this is that statistical point processes are sensitive to point clustering and point alignments. This method alleviates the need to define subjective zones within monogenetic volcanic fields which is needed for spatial homogeneous Poisson models. The resulting probability surfaces are continuous and are sensitive to clustering (i.e. the probability of eruption increases within clusters).

2. 4. 1 Spatial (S) Model

The most common and largely used point process model is based on the Kernel technique²⁸⁾. This method was first applied to estimating vent density^{5), 14)}. The local spatial recurrence rate is estimated using an Epanechnikov or Gaussian kernel function. A Kernel function estimates spatial variations in the intensity of volcanic events from the distance to nearby volcanoes and a smoothing constant h . The choice of kernel function is not as important as the choice of the smoothing coefficient as this has a much larger impact on spatial modeling of volcanic vents. The choice of the smoothing coefficient depends on a combination of several factors including size of the volcanic field, size and degree of clustering and the amount of robustness and conservatism required at spe-

cific points within or nearby the volcanic fields in question.

In this paper an Epanechnikov kernel function was chosen and several values of smoothing coefficient tested:

$$\kappa(p) = \frac{2}{\pi} \left(1 - \frac{d_i}{h}\right), \text{ if } \left(\frac{d_i}{h} < 1\right)$$

$$\kappa(p)=0, \text{ otherwise} \quad (3)$$

$\kappa(p)$ is the kernel density function at point p , the location where density is estimated, and d_i is the distance between the i th vent and the point p .

The density of volcanic events is

$$\lambda_{x,y}(p) = \frac{1}{e_h} \sum_{i=1}^n h^{-2} \kappa(p), \quad (4)$$

where n is the number of vents formed during the time interval and e_h is an edge correction. The edge correction compensates for the sporadic distribution and lack of point data at the edges of volcanic fields, in contrast to the relatively uniform distribution of point data at the centers. An edge correction set to unity results in a vent density distribution that is jagged at the edges of the volcanic field. A value of e_h is chosen such that the integral of equation (4) over the entire volcanic field yields 1. In most volcanic fields, the optimum value of e_h equals the number of volcanic events, n .

The local spatial recurrence rate estimation at each sample point is illustrated graphically in Fig. 5(a). Probability estimates are made for each point by multiplying the local spatial recurrence estimate with the temporal recurrence rate of the volcanic field:

$$P[N \geq 1] = \lambda_{x,y}(p) \lambda_t a \quad (5)$$

where N represents the number of volcanic vents that occur over time t and area a . This calculation is repeated on grid points throughout the volcanic field. The resolution is such that the spatial recurrence rate does not vary within each cell. Typical values of resolution range from 0.5 to 2 km.

Fig. 6 shows the results of applying the S model to the Higashi-Izu monogenetic volcano group. The maps show the distribution of the probability of one or more volcanic events occurring in the Hi-

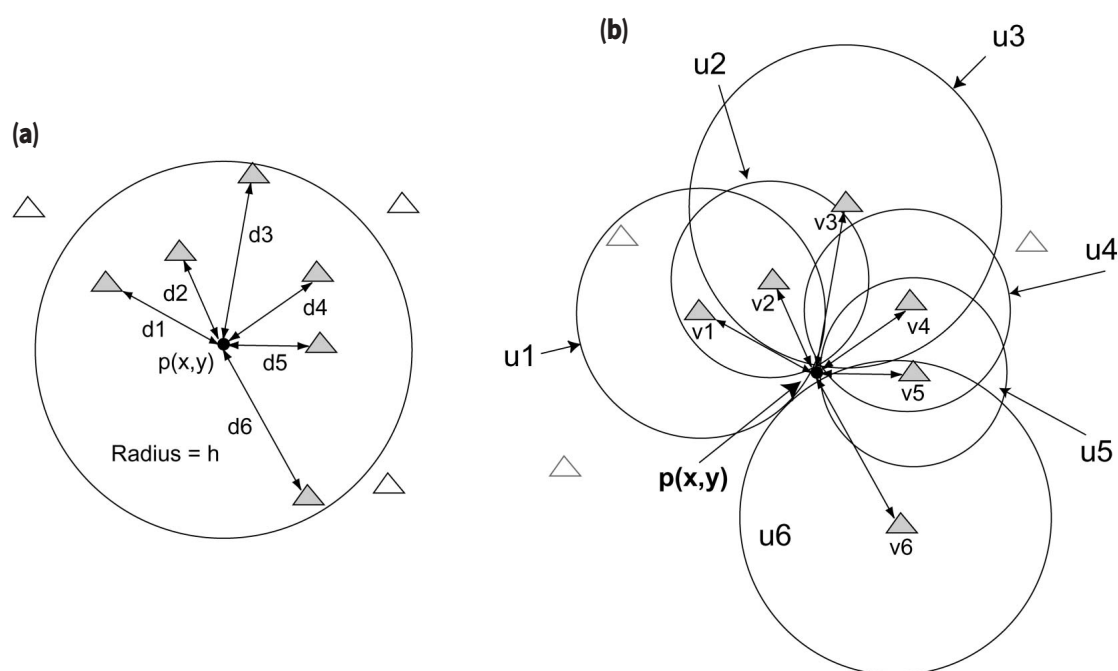


Fig. 5(a) Illustrating how local volcano density (local intensity) at each sample point $p(x, y)$ is estimated using the Epanechnikov kernel function. The distances to the nearest volcanic edifices that fall within a circle of radius h are measured and summed.
(b) Diagram illustrating graphically the calculation of local volcano density with the spatio-temporal (S-T) nearest-neighbor method. Local intensity is calculated by summing the areas of circles centered over the locations of nearest volcano edifices multiplied by the age of the volcano.

gashi-Izu Monogenetic Volcanic Group for the next 10,000 years. Due to the higher temporal recurrence rate and increased number of vents, the probability of a new vent forming ranges from two to three orders of magnitude greater than that of the monogenetic volcano fields around the Yucca Mountain Site. For lower values of smoothing coefficient h , the probability tends to increase around the vents themselves whereas for larger values of smoothing coefficient, the probability distribution tends to cover a wider area but produce lower values near the vents.

In order to verify the most suitable values of the smoothing coefficient, probability distributions were recalculated using all edifices that formed before 20ka. Probability was calculated for the following 20,000 years to present using several values of smoothing coefficient. By comparing the distribution of the probability plots with subsequent vents that resulted after 20ka, it was found that smoothing coefficient values of 5 or 6km gave

a better fit to the actual vent distribution during that period²⁹⁾. Carrying out a similar verification on pre 40ka vents it was found that probability distribution accuracy was maintained only for smoothing coefficient values greater than 8km. Since the verification using vents up until 20ka are more like related to modern day structures, values of 5 or 6km were considered to be more accurate values probabilistic calculations using the S model with the Higashi-Izu MVG²⁹⁾. For all values of h , the highest probability of one or more eruptions occurring in the next 10,000 years is distributed in the eastern part of the Higashi-Izu MVG. The highest probability ranges from 1×10^{-1} to 3×10^{-1} .

2. 4. 2 Spacio - Temporal (S - T) Model

One disadvantage with the S model is that the temporal recurrence rate does not vary locally, i.e. it is based on a regional estimation for the whole of the field. As such, vents with the most recent activity are weighted the same as vents with older ac-

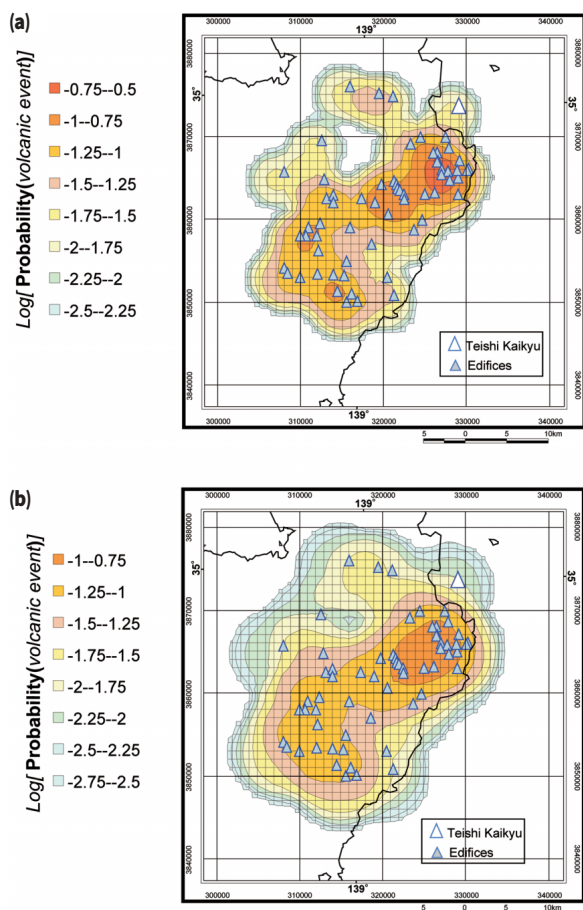


Fig. 6. Maps showing the probability of a new volcano forming during the next 10,000 years in the Higashi-Izu monogenetic volcano group calculated with the S model. The probability calculation used data from all vents and an observed recurrence rate of one eruption per 2,500 years with a smoothing coefficient $h = 4$ km (a) and $h = 6$ km (b). The probability of an eruption increases in the vicinity of vents for lower values of h .

tivity. Using a spatio-temporal statistical model based on nearest-neighbor methods^{5), 24)}, it is possible to include both the spatial and temporal rates locally on a grid. At each grid point local spatio-temporal recurrence rate is calculated as follows:

$$\lambda_{x,y,t}(p) = \frac{m}{\sum_{i=1}^m u_i t_i} \quad (6)$$

where m nearest-neighbor volcanoes are determined as the minimum of $u_i t_i$, t_i is the time elapsed since the formation of the i th nearest-neighbor vent, and u_i is the area of a circle

whose radius is the distance between volcano i and point p , with $u_i > 1\text{km}^2$. This local spatio-temporal recurrence rate calculation is illustrated in Fig. 5(b). The sum of the calculated spatio-temporal recurrence rates gives an estimate to the overall regional recurrence rate. The calculated regional recurrence rate depends upon the number of nearest-neighbors used. As with the smoothing coefficient in the S model, the number of nearest-neighbors affects the resulting probability distribution. A number of nearest-neighbors should be tested so that the calculated regional recurrence rate approximates the observed regional recurrence rate based on geological and chronological data.

Probabilities are calculated from the recurrence rate values by using a Poisson distribution:

$$P[N \geq 1] = 1 - \exp[-t a \lambda_{x,y,t}(p)], \quad (7)$$

where t is the time interval of the probability estimate, a is the area about point p for which probability is estimated on the basis of recurrence rate at point p , and $\lambda_{x,y,t}(p)$ is the spatio-temporal recurrence rate estimate at point p calculated using equation (6) above.

Fig. 7 shows the result of applying the S-T model to the Higashi-Izu MVG. The age data of

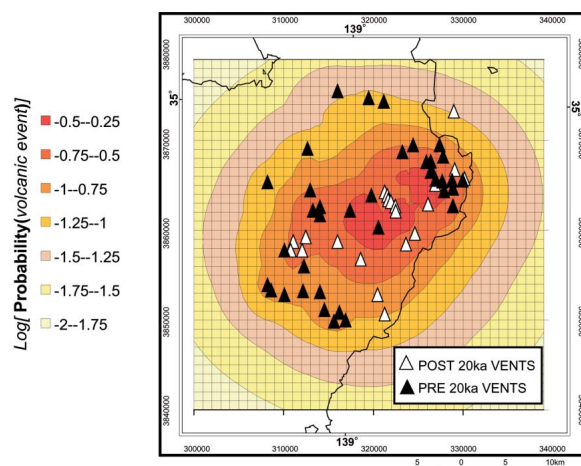


Fig. 7. Map showing the probability of a new volcano forming during the next 10,000 years in the Higashi-Izu monogenetic volcano group calculated with the S-T model and using data from all vents.

vents of monogenetic volcanoes was taken from previous works^{16), 30)}. Based on comparisons with observed recurrence rates¹⁶⁾, it is estimated that S-T models using 12 to 15 nearest-neighbors give the closest approximation for the Higashi-Izu MVG. The highest probability of a new volcanic vent forming in the Higashi-Izu MVG in the next 10,000 years ranges from 3×10^{-1} to 5×10^{-1} (slightly higher than that of the S model). The distribution of the highest probability is located in the center of the volcanic field.

In the case of monogenetic volcano groups of the east San-in district, the observed regional recurrence rates during the Quaternary range from 1 to 4 vents per 100,000 years³¹⁾ which as with the Higashi-Izu MVG is higher than that of the YMR. Models with 9, 10, and 11 near-neighbors produced similar calculated recurrence rate estimates to that of observed regional recurrence rates in this region (vent age data from³¹⁾ and³²⁾). Probability plots (Fig. 8) based on 9 to 11 near neighbors yielded values slightly higher than that of the YMR, with highest probability values ranging from 1×10^{-2} to 3×10^{-2} , which is an order of magnitude lower than the highest probability value of the Higashi-Izu MVG.

2. 4. 3 Modified - Spatio - Temporal (M - S - T) Model

The probability models dealt with so far have placed the highest probability value above current

and past volcanic edifices. However, new eruptions are not expected to form at the current location of previous eruptions with monogenetic volcanoes. To this end, a modified spatio-temporal model (abbreviated as the M-S-T model here) was developed whereby the highest probability was located either side of previous vents at an orientation parallel to known shallow crustal features such as dikes or faults (Fig. 9). In the case of the Higashi-Izu MVG, maximum horizontal compression is known and is believed to be the origin of many of the NW-SE trending dikes^{18), 33)}. Adding this trend into the M-S-T model and using the same number of nearest neighbors as in Fig. 7 yields the probability plot in Fig. 10(a). Both the highest and overall probability does not increase with the M-S-T model however the probability distribution changes³⁴⁾. Compared with the S-T model, probability increases parallel to the length of the shallow structure and decreases either side of it.

The trend of maximum horizontal compression in the east San-in district is not as obvious as that for the Izu peninsula. Geophysical studies in the San-in region have placed estimates in the region of N40-70 °W^{35), 36)}. In addition, lineaments and active faults in the vicinity of the Kannabe MVG have a predominant orientation of N60 °W. The alignment of volcanoes in the Kannabe MVG also has a similar trend. The probability map shown in Fig. 10(b) is the result of applying the M-S-T

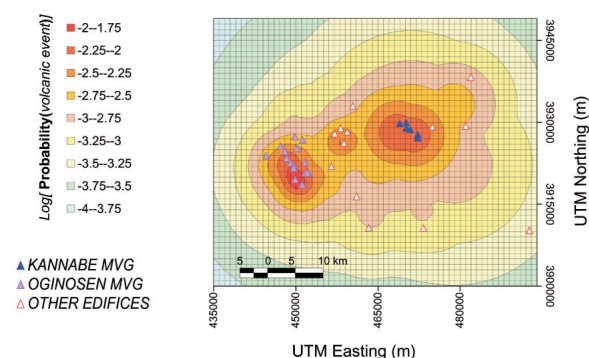


Fig. 8. Map showing the probability of a new volcano forming during the next 10,000 years in the east San-in region calculated with the S-T model.

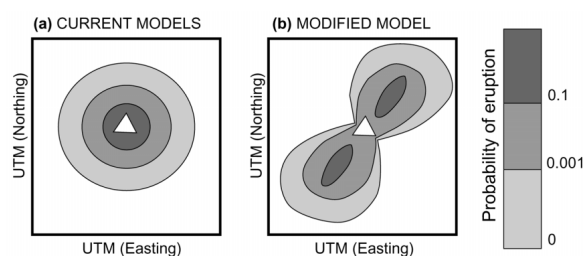


Fig. 9(a) In current models, the highest probability is centered on each volcano (white triangle).

(b) In the modified method, the highest probability is centered each side of current volcano along an orientation parallel to prevalent shallow structural features.

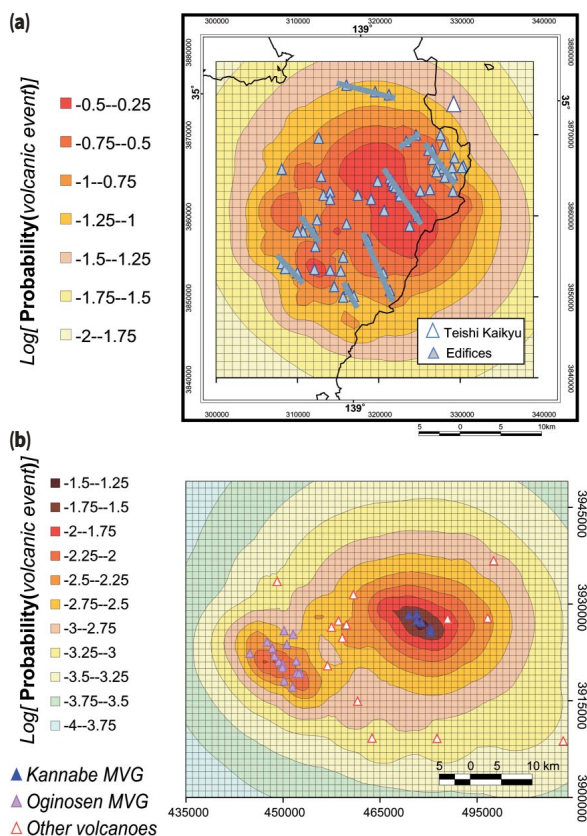


Fig. 10. Map showing the probability of a new volcano forming during the next 10,000 years in the (a) Higashi-Izu MVG and (b) Kannabe-Oginosen MVG calculated with the M-S-T model.

model to the E-San in district with using an alignment/lineament trend of N60 °W. Compared with the S-T (Fig. 8) model, the distribution changes slightly and probability increases in the region around the Kannabe MVG.

3. Summary

Point processes are presently the most feasible tools for probabilistic modeling of the long-term future patterns of monogenetic volcanoes because such processes are sensitive to vent clustering and vent alignments. Three probability models based on point processes were applied to the Higashi-Izu and Kannabe-Oginosen MVG:

(1) The S model which estimates probabilities based on the location of vents, the regional recurrence rate of the volcanic field and a smoothing coefficient. For the Higashi-Izu MVG suitable values of smoothing coefficient range from 6 to 9km and

resulting highest probabilities of one or more volcanic events occurring in the next 10,000 years range from 1×10^{-1} to 3×10^{-1} .

(2) The S-T model estimates probabilities based on both the locations and ages of vents. For the Oginosen-Kannabe MVG the highest probability of a volcanic eruption occurring in the next 10,000 years ranges from 1×10^{-2} to 3×10^{-2} and that of the Higashi-Izu MVG ranges from 3×10^{-1} to 5×10^{-1} .

(3) The M-S-T model is a modified version of the S-T model that has been adapted to included orientations and lengths of shallow structural features such as dikes, lineaments and/or active faults. Probability values do not change too significantly but the probability distribution does.

Overall, the estimated probability of one or more volcanic events forming is higher in the Higashi-Izu MVG than the Kannabe-Oginosen MVG. These values are in turn slightly higher than calculated probabilities in the YMR (approximately 40 monogenetic volcanoes)^{5), 6)} but lower than values for large fields such as the Springerville volcanic field, Arizona which contains at least 366 volcanic events²⁶⁾.

Acknowledgements

We thank Professor Masaki Takahashi of Nihon University and Professor Masaharu Tanemura of the Institute of Statistical Mathematics for helpful advice and encouragement throughout this study.

References

- 1) International Atomic Energy Agency: Earthquakes and associated topics in relation to nuclear power plant siting, a safety guide. Vienna, International Atomic Energy Agency, Safety Series No. 50-SG-S1, p.60 (1991).
- 2) Umeda, K.: Roles of volcanology in the geoscientific research for HLW disposal, Programme and Abstracts, the Volcanol. Soc. Japan, No. 2, p.106 (2002).
- 3) Committee for Catalog of Quaternary Volcanoes in Japan: Catalog of Quaternary Volcanoes in Japan, Bull. Volcanol. Soc. Japan, Vol. 44, p.285 (1999).
- 4) Crowe, B. M., Johnson, M. E., et al.: Calculation of the probability of volcanic disruption of a high-level radioactive waste repository within southern Ne-

- vada, USA. Radioact. Waste Manage. Nucl. Fuel Cycle, Vol. 3, p.167 (1982).
- 5) Connor, C. B. and Hill, B. E.: Three nonhomogenous Poisson models for the probability of basaltic volcanism: Application to the Yucca Mountain region, Nevada. *Jour. Geophys. Res.* Vol. 100, p.10107 (1995).
 - 6) Connor, C. B., Stamatakis, J. A., et al.: Geologic factors controlling patterns of small-volume basaltic volcanism: Application to a volcanic hazards assessment at Yucca Mountain, Nevada. *Jour. Geophys. Res.* Vol. 105, p. 417 (2000).
 - 7) Wickman, F. E.: Repose period patterns of volcanoes. *Ark. Mineral. Geol.*, Vol.4, p.291 (1965).
 - 8) Klein, F. W.: Eruption forecasting at Kilauea Volcano, Hawaii. *Jour. Geophys. Res.*, Vol. 89, p.3059 (1984).
 - 9) Mulargia, F., Tinti, S., et al.: A statistical analysis of flank eruptions on Etna volcano. *J. Volcanol. Geotherm. Res.*, Vol.23, p.263 (1984).
 - 10) Condit, C. D., Crumpler, L. S., et al.: Patterns of volcanism along the southern margin of the Colorado Plateau: The Springerville Field. *Jour. Geophys. Res.*, Vol.94, p.7975 (1989).
 - 11) Crowe, B. M. and Perry, F. V.: Volcanic probability calculations for the Yucca Mountain Site: Estimation of volcanic rates, in *Proceedings Nuclear Waste Isolation in the Unsaturated Zone, Focus '89*, Am. Nucl. Soc., La Grange Park, Ill. p.326 (1989).
 - 12) Crowe, B. M., Picard, R., Valentine, G., et al.: Recurrence models of volcanic events: Applications to volcanic risk assessment, paper presented at Third International Conference on High-Level Radioactive Waste Management, Am. Nucl. Soc., Las Vegas, Nev. p.2344 (1992).
 - 13) Nakamura, K.: Volcanoes as possible indicators of tectonic stress orientation - Principle and proposal. *Jour. Volcanol. Geoth. Res.*, Vol.2, p.1 (1977).
 - 14) Lutz, T. M. and Gutmann, J. T.: An improved method for determining and characterizing alignments of pointlike features and its implications for the Pinacate volcanic field, Sonora, Mexico. *Jour. Geophys. Res.* Vol.100, p.17659 (1995).
 - 15) Wadge, G., Young, P. A. V., et al.: Mapping lava flow hazards using computer simulation. *Jour. Geophys. Res.* Vol.99, p.489 (1994).
 - 16) Koyama, M.: Volcanoes and tectonics of the Izu peninsula. *Kagaku*, Vol.63, p.312 (1993).
 - 17) Sheridan, M. F.: A Monte Carlo technique to estimate the probability of volcanic dikes, paper presented at Third International Conference on High-Level Radioactive Waste Management, Am. Nucl. Soc., La Grange Park, Ill. p.2033 (1992).
 - 18) Koyama, M., Hayakawa, Y., et al.: Eruptive history of the Higashi-Izu Monogenetic Volcano field 2: Mainly on volcanoes older than 32,000 years ago. *Bull. Volcanol. Soc. Japan*, Vol.40, p.191 (1995).
 - 19) Bacon, C. R.: Time-predictable bimodal volcanism in the Coso Range, California.. *Geology*, Vol.10, p.65 (1982).
 - 20) Alaniz-Alvarez, S. A., Nieto-Samaniego, A. F., et al.: Effect of strain rate in the distribution of monogenetic and polygenetic volcanism in the Transmexican volcanic belt. *Geology*, Vol.26, p.591 (1998).
 - 21) Ho, C.-H.: Nonhomogenous Poisson model for volcanic eruptions. *Mathematical Geology*, Vol.23, p.167 (1991).
 - 22) Diggle, P. J.: A note on robust density estimation for spatial point patterns. *Biometrika*, Vol.64, p.91 (1977).
 - 23) Diggle, P. J.: On parameter estimation for spatial point processes. *J. R. Statist. Soc.*, Vol.40, p.178 (1978).
 - 24) Ripley, B. D.: *Spatial Statistics*, in Wiley Series in Probability and Mathematics. John Wiley, New York, 252 pp. (1981).
 - 25) Cressie, N. A. C.: *Statistics for Spatial Data*. John Wiley, New York, 900 pp. (1991).
 - 26) Condit, C. D. and Connor, C. B.: Recurrence rates of volcanism in basaltic volcanic fields: An example from the Springerville volcanic field, Arizona. *Geol. Soc. Am. Bull.*, Vol.108, p.1225 (1996).
 - 27) Conway, F. M., Connor, C. B., et al.: Recurrence rates of basaltic volcanism in SP cluster, San Francisco volcanic field, Arizona. *Geology*. Vol.26, p.655 (1998).
 - 28) Diggle, P. J.: A kernel method for smoothing point process data. *Appl. Statist.*, Vol.34, p.138 (1985).
 - 29) Martin A. J., Takahashi M., Yusa Y., et al.: Probabilistic modeling of the long-term spatial patterns of eruptive centers: Case studies from Higashi-Izu and Kannabe-Oginosen monogenetic volcano groups, Japan. *Eos Trans. AGU*, 83(47), Fall Meet. Suppl., Abstract V22C-11 (2002b).
 - 30) Takahashi, M., Kikuchi, K., et al.: Incompatible element chemistry for basaltic rocks in the Higashi-Izu Monogenetic Volcano Group. *Proceedings of the Institute of Natural Sciences, Nihon University*, Vol.37, p.119 (2002).
 - 31) Furuyama, K.: K-Ar ages of Late Neogene monogenetic volcanoes in the east San-in district, southwest Japan. *Chikyu Kagaku*, Vol.47, p.519 (1993).
 - 32) Tanase, A., Ishimaru, T., et al.: Tephrochronology of the Tada and Kannabe volcanoes, Kannabe Monogenetic Volcano Group, Hyogo Prefecture, southwest Japan. *Abstr. 109th Ann. Mtg. Geol. Soc. Japan*, P-43. (2002).
 - 33) Hayakawa, Y. and Koyama, M., 1992, Eruptive History of the Higashi Izu Monogenetic Volcano Field 1: 0-32ka. *Bull. Volcanol. Soc. Japan*, Vol.37, p.167 (1992).
 - 34) Martin A. J., Takahashi M., et al.: Utilizing probability analyses to predict the long-term spatial patterns

- of monogenetic volcanoes in SW Japan. Japan Earth and Planetary Science Joint Meeting, No. G004-010 (2002a).
- 35) Honda, H., Masatsuka, A., et al.: On the mechanism of earthquakes and stress producing them in Japan and its vicinity (Third Paper). Geophys. Mag., Vol.33, p.271 (1967).
- 36) Nakane, K., 1973, Horizontal tectonic strain in Japan (II). Jour. Geod. Soc. Japan, Vol.19, p.200 (1973).



研究報告

地下水流動の予測解析統合システム (GEOMASSシステム)の概要と東濃 地域への適用事例

稲葉 薫 三枝 博光

東濃地科学センター

Outline of the Integrated Simulation System (GEOMASS System) to Evaluate Groundwater Flow and Application to Groundwater Simulation in the Tono Area

Kaoru INABA Hiromitsu SAEGUSA

Tono Geoscience Center

東濃地科学センターでは1997年度より岩盤中の地下水流動を評価するために「GEOMASS」システムを開発している。本システムは地質構造のモデル化から数値解析までが統合された環境となっており、作業の労力と時間を大幅に節減でき、情報量の増加などに伴うモデルの更新へも迅速に対応可能である。また、岩盤の連続構造と不連続構造を同時に扱う手法を取り入れることにより、より現実的な地下水流動の表現を可能としている。

GEOMASSシステムの有効性や機能の妥当性を確認するため、岐阜県東濃地域を例に地下水流動解析を実施した。

その結果、複雑な地質構造をモデル化、解析する場合や複数のモデルを作成するような場合に、本システムが非常に有用であることが確認された。

The Tono Geoscience Center (TGC) has been developing the GEOMASS system since 1997 to evaluate the groundwater flow at depth in a rock mass. The system provides an integrated simulation system environment for both model development and groundwater flow simulations. The integrated simulation system allows users to use resources efficiently. The system also allows users to make rapid improvement of their models as data increases. Also, it is possible to perform more realistic groundwater flow simulations due to the capability of modeling the rock mass as a continuum with discrete hydro-structural features in the rock.

TGC tested the operation and usefulness of the GEOMASS system by applying to groundwater flow simulations in the Tono area, Gifu Prefecture.

TGC confirmed that the system is very useful for complex geological models and multiple modeling.

キーワード

地下水流動、地質構造モデル、水理地質構造モデル、ハイブリッド媒体、数値解析、統合予測解析システム、可視化、水頭分布

Groundwater Flow, Geological Model, Hydrogeological Model, Hybrid Medium, Numerical Simulation, Integrated Simulation System, Visualization, Head Distribution



稲葉 薫

瑞浪超深地層研究所 研究
グループ所属
超深地層研究所計画及び広
域地下水流動研究の地質環
境のモデル化・予測解析業
務に従事



三枝 博光

瑞浪超深地層研究所 研究
グループ所属
副主任研究員
超深地層研究所計画及び広
域地下水流動研究の地質環
境のモデル化・予測解析業
務に従事

1. はじめに

深部岩盤を対象とした地下施設の建設や、昨今大きな課題となっている地下水汚染問題などに関しては、岩盤中の地下水流動を把握することが極めて重要となり、多種多様なデータを基に流動を支配すると考えられる地質構造に着目し、地下水流動場をモデル化すると共に数値解析を行う手法

が用いられる。

特に地下深部の岩盤を対象に現実的な地下水流動場を表現するためには、岩盤中の地下水流動場の主要な規定要素である、断層や割れ目などの不連続構造と、岩盤の基質部（岩盤マトリクス）を同時にモデル化し、数値解析を行うことが重要となる¹⁾。しかし、このモデル化・数値解析は地質構造が複雑になるほど多大な労力と時間を必要とする。

我々は、これらの課題を解決するためのモデル化・解析の統合システムとして、GEOMASS(GEOLOGICAL MODELLING ANALYSIS AND SIMULATION SOFTWARE)システムを1997年度から開発している。このシステムは各種地質データの解析を支援するLandmark社製ソフトウェア群、地質構造モデルの構築及び可視化を支援するEarthVision、水理地質構造モデルの作成と数値解析を行うFrac-Affinityから構成される。

Landmark社製のソフトウェア群は、地質データの統合管理、地質データの可視化、物理探査データの解析、衛星画像処理等を行うことができる。

EarthVisionはDynamic Graphics, Inc.によって開発された、地質構造の複雑な幾何学形状のモデル化などを行うソフトである²⁾。

Frac-Affinityはサイクル機構東濃地科学センター（以下、TGCという）及びQuantisci社の共同で開発された地下水流動解析コードである³⁾。

本論においては、これらのシステムのうち、地下水流動の評価に直接的に関与するEarthVisionとFrac-Affinityについての概要と、このシステムを用いて著者らが実施した東濃地域を例とした地質構造のモデル化及び地下水流動解析結果について報告する。

2. システムの概要

本システムにおけるモデル化・数値解析作業は以下のような手順で進められる。

- ① 様々な調査情報から地質構造モデルを作成するための情報群（データセット）を作成する。
- ② EarthVisionを用いて地質構造モデルを作成する。
- ③ EarthVisionの「Frac-Affinity Export」機能を用いてFrac-Affinity Interfaceプログラム用のファイル群を作成する。
- ④ Frac-Affinity Interfaceプログラムを起動さ

せ、水理に関するパラメータを指定し、前項のファイル群を用いて水理地質構造モデルを構築する。同時にFrac-Affinityにより数値解析が行われる。

- ⑤ Frac-Affinityの解析結果からFrac-Affinity Interfaceプログラムを用いてEarthVisionで可視化させるためのファイルを作成する。

- ⑥ 作成したファイルを用いてEarthVisionで解析結果の可視化を行う。

図1にこれらの作業手順を示す。

本システムの特徴は、以下の点にある。

- ① モデル化作業と数値解析作業が一体化されている。
- ② 不連続構造と岩盤マトリクスを同時に表現できる。

①の特徴により労力の節減を図ると同時に、情報量の増加等に伴うモデルの修正、解析の再実行を短期間で行うことができる。また②の特徴により、岩盤中の地下水流動をより現実的に表現することが可能となる。

以下にEarthVisionとFrac-Affinityについて詳細を述べる。Frac-Affinityは、EarthVisionとのデータ相互変換を行うFrac-Affinity Interface（以下Interfaceと呼ぶ）と地下水流動の数値解析を行うFrac-Affinity本体とに区別できる。

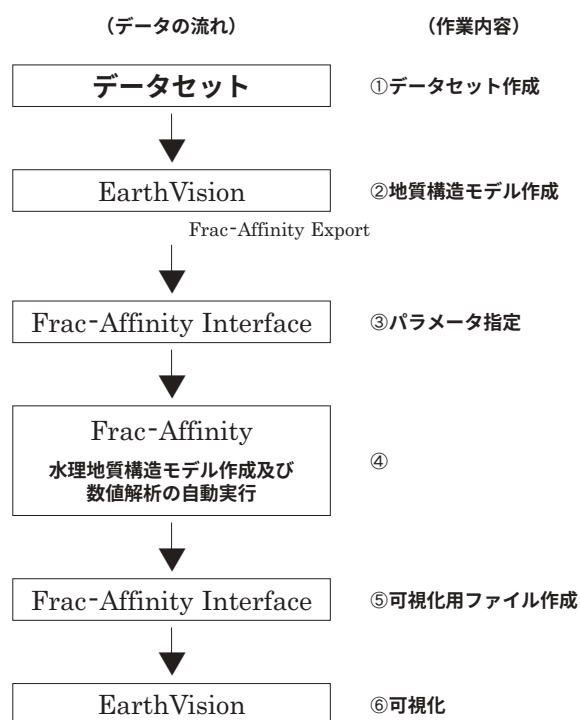


図1 GEOMASS作業手順

2.1 EarthVision

EarthVisionは地質構造の複雑な幾何学形状のモデル化、石油・天然ガスの調査及び開発に関する問題、水理学的問題（地下水流動問題）、などに適用できる。

具体的に以下のような機能を有している。

- ① 複数の正／逆断層、褶曲、侵食などを有する複雑な地質構造のモデル作成
- ② 3次元空間内への物性値の割り当て
- ③ 種々のデータ編集
- ④ 2次元／3次元離散データからの2次元／3次元グラフィックデータの作成
- ⑤ 2次元／3次元グラフィックデータの画像処理

上記の機能に加えて地下水流動の数値シミュレータFrac-Affinity用のデータ出力機能（Frac-Affinity Export）を付加させ、EarthVisionからFrac-Affinityへのデータの受け渡しを容易に行うことを可能としている。

2.2 Frac-Affinity Interface

InterfaceはEarthVisionで取り扱うためのデータとFrac-Affinityで取り扱うためのデータの相互変換を行うモジュールであり、TGC及びQuantisci社の共同で開発された。

以下にInterfaceが行う相互変換についての概要を述べる。

(1) EarthVision データの変換

一般に数値解析を用いる場合はモデルを差分格子あるいは有限の要素に分割する手法が多くとられるが、地質構造が複雑な場合や解析領域が不定形の場合はこの分割作業に多大な労力を必要とする。InterfaceはEarthVisionで作成した地質構造モデルからFrac-Affinityで数値解析を行うための差分格子を自動的に発生させる。ユーザーは格子分割のためのいくつかの制御パラメータ（セルの大きさの下限など）を指定する。また、必要に応じて解析結果をモニターする点、線及び面を指定することができ、特定のポイントにおける解析結果の変化などを簡単に出力することが可能である。

(2) Frac-Affinityによる解析結果データの変換

Frac-Affinityで計算した解析結果からEarthVisionで可視化するためのファイルを出力する。以下の項目についての可視化データの作成が可能である。

- ① 特性（透水係数、間隙率、比貯留係数）分布
- ② 水頭分布
- ③ 流速分布（実流速）
- ④ モニターポイントにおける水頭、流速そのほかの分布
- ⑤ フラックス分布
- ⑥ 流路及び滞留時間
- ⑦ Frac-Affinityネットワーク

なお、Frac-Affinityネットワークについては2.3章で後述する。

2.3 Frac-Affinity本体

Frac-Affinity本体（以下、FA本体という）は差分法による数値シミュレータであり、次のような特徴をもつ。

- ① 多孔質媒体と亀裂性媒体を同時に表現が可能なハイブリッド媒体を使用する。
- ② ネットワークを構築することにより、断層等の湾曲した構造のモデル化が容易である。
- ③ 亀裂性媒体として、決定論的割れ目と確率論的割れ目の両者の考慮が可能である。
- ④ 多孔質媒体及び決定論的割れ目の物性値について、フラクタル則を用いた地球統計学的手法により不均質に設定することが可能である。
- ⑤ 確率論的割れ目の発生条件として、ランダムあるいは位置固定を設定できる。また物性値設定方法については、均質な場合と正規分布を用い確率論的に設定する場合が選択可能である。
- ⑥ 決定論的割れ目及び確率論的割れ目に対して透水異方性を設定できる。
- ⑦ 坑道掘削を表現する機能（モデル中に坑道壁面の境界条件を付与する機能）を有する。

以下にハイブリッド媒体、Frac-Affinityネットワーク、及びFA本体の数値解析手法について述べる。

(1) ハイブリッド媒体

FA本体は、岩盤中の地下水流動場の主要な規定要素である「割れ目や断層などの不連続構造」と「連続体（岩盤マトリクス）」を同時に扱うことができる。この二つの主要成分の和として表現された透水媒体をここでは「ハイブリッド媒体」と称している（図2）。

FA本体では、これらの不連続構造はさらに「決定論的な構造」と「確率論的な構造」に区別されている。「決定論的な構造」とは、各種調査によっ

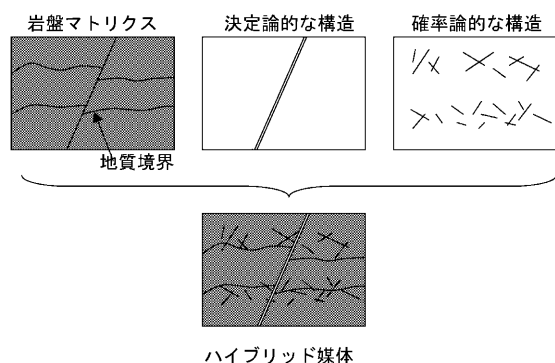


図2 ハイブリッド媒体の概念図

て走向、傾斜、透水性などの情報がある程度得られる比較的大規模な断層などの不連続構造を指す。「確率論的な構造」とは、岩盤中の割れ目などの比較的小規模な構造が対象となる。FA本体ではこれらの構造を同時に表現できる。

岩盤マトリクスとは、割れ目などが存在しないか、考慮しているスケールに比べて無視できる微小割れ目のみが存在している部分であり、多孔質媒体として取り扱うことができる領域である。

ハイブリッド媒体として岩盤を取り扱うことは、以下のような長所がある。

- ① 多孔質媒体近似では扱うことが困難な、透水係数のコントラストが大きいと考えられる不連続構造を取り扱うことができる。
- ② 不連続構造間の流れを岩盤マトリクス内の流動により表現できる。

また、FA本体では、岩盤マトリクスの局所的な不均質性や小規模な割れ目の確率論的な特性を、フラクタルスケールリング則を用いた地質統計学的手法⁴⁾によってそれぞれ与えることができ、3次元的不均質性を表現することが可能である。

このように、FA本体は多孔質媒体、決定論的に表現される大規模な不連続構造、確率論的に表現される小規模な不連続構造が含まれる場を、空間的な不均質性を考慮して解析でき、より現実的な場の表現が可能である。

(2) Frac-Affinityネットワーク

1) ネットワーク特性

上記のハイブリッド媒体の考え方を基にInterfaceがネットワーク（節点と連結部の集合）を構築する。これをFrac-Affinityネットワークと称する。ネットワーク構築にあたって、以下のような作業が自動的に行われる。

① 岩盤マトリクス、不連続構造それぞれについてグリッド（格子）を作成する。

② それぞれのグリッドのセル（要素）の中心に節点を配置し、隣接節点間に連結部を配置する。

③ 岩盤マトリクス及び不連続構造のネットワークを統合する。

図3にこれらの特性と連結部及び節点について概念をまとめて示す。

各連結部は境界節点との連結部を除き、連結部の中心で二つの部分に分けられる（半連結部と呼ぶ）。Frac-Affinityネットワークモデルは岩盤マトリクス、不連続構造それぞれについて作成され、最終的に統合される。

半連結部はさらに、節点に近い部分（near-section）とそうでない部分（far-section）に分割される。これは岩盤マトリクス及び不連続構造を統合する際に、それぞれの特性を維持するために必要な措置である。これらの連結部、節点について、ネットワーク生成時に種々の特性が割り当てられる。

連結部に割り当てられる特性を以下に示す。

- ① 長さ
- ② 面積
- ③ 開口幅（割れ目に対してのみ設定される）
- ④ 物理特性を参照する節点の情報

節点に割り当てられる特性を以下に示す。

- ① 容積
- ② 透水係数、間隙率、比貯留係数

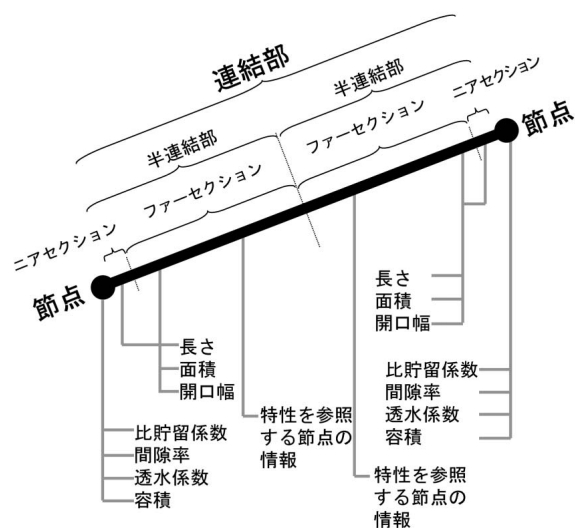


図3 Frac-Affinityネットワーク節点及び連結部に割り当てられた特性

2) Frac-Affinity ネットワークの作成

岩盤マトリクスネットワーク、不連続構造ネットワークを生成し、それらのネットワークを統合することで最終的なネットワークを構築する。それぞれのネットワークの構築方法と統合方法について触れる。

a) 岩盤マトリクスネットワーク

岩盤マトリクスネットワークは以下の3つの段階からなる。

- ① セルを作成するための地層のグリッド化
- ② セルへの物理特性の割り当て
- ③ ネットワークへの変換

Interfaceが最初に作成する岩盤マトリクスグリッドは直線的で、各セルは直方体形状である。地質境界やユーザーが指定したパラメータに応じてセルの大きさは定義される。

岩盤マトリクスグリッドが作成された後、EarthVisionで作成した地質構造モデルより得られる地質情報から特性がセルに設定される。物理特性の設定方法にはほかに、フラクタルスケーリング則を用いた手法を用いることも可能である。

グリッドを作成し、セルに物理特性を割り当てた後、グリッドセルの重心に節点を定義し、隣接セルと連結部を設けることによりネットワークを構築する。モデル領域境界と接するセルには、境界と接するセルの面の中心に境界節点が置かれ、セルの重心の節点と連結される。

b) 不連続構造ネットワーク

ここでは「決定論的な構造」について説明する。「決定論的な構造」は例えば断層などを表すが、岩脈などの2次元で図示できる構造のモデル化にも用いることができる。EarthVisionではこれらは面として表される。

不連続構造ネットワークの構築は岩盤マトリクスネットワークの構築と同様に行われる。

c) ネットワークの統合

ネットワークの統合化は岩盤マトリクスネットワークに一つずつ不連続構造ネットワークを統合していくことにより行う。この処理の演算手順は次の通りである。

- ① 岩盤マトリクスネットワークと、不連続構造ネットワーク面との交差点を求める。
- ② 前項の交差した岩盤マトリクスネットワーク中の連結部について、その交点に最も近い不連続構造ネットワーク上の節点を選択する。

- ③ 岩盤マトリクスネットワークが前項で選択した節点を通るように岩盤マトリクスネットワークの節点、連結部を変更する。

- ④ 変更点を反映するように連結部データを改訂する。

図4に統合化の概念図を示す。3次元的に概念を示すことが困難なため、図中では2次元の面ネットワークに1次元の線ネットワークが統合される場合を概念的に示している。

連結部データは以下のように改訂される。

- ① 面積及び開口幅は該当する部分の前の連結部から与えられる。
- ② 長さについては新たに算出される。
- ③ 物理特性を参照する節点の情報は以下のように設定される。

ア) near-section：最も近い節点を参照

イ) far-section：改訂される前に設定されていた節点を参照

d) 境界節点の付加

連結部がモデル領域境界と交差するところでは、境界節点を作成し、連結部を境界節点への半連結部に置き換える措置がなされる。モデル領域の外側にある節点は削除される。

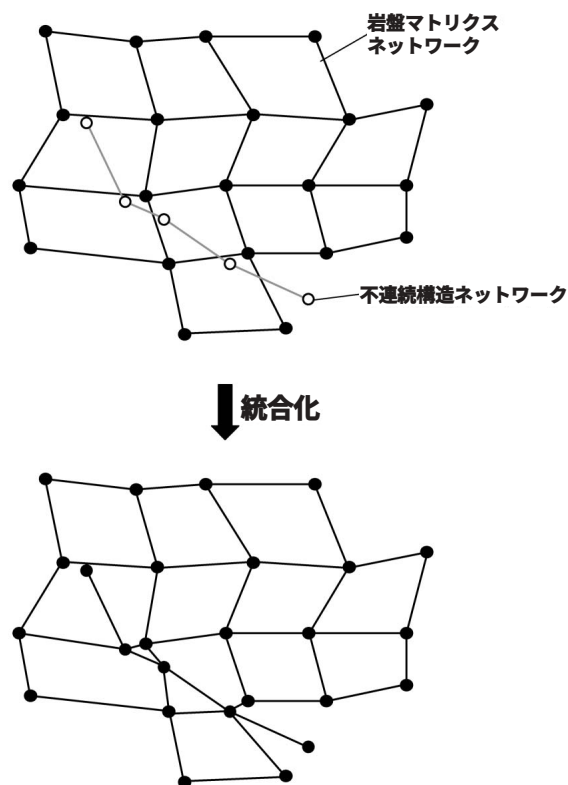


図4 ネットワーク統合の概念

境界条件（固定水頭条件など）は境界節点に設定され、境界節点に接続する半連結部の物理特性は境界節点の物理特性が割り当てられる。

(3) 数値解析手法

FA本体では、地下水流動の質量保存則を基に差分法を用いて解く。ここでは地下水流動を支配する方程式の概要と、FA本体で用いている解析手法の概要について触れる。

1) 飽和地下水流動支配方程式

飽和地下水流動の単位体積あたりの質量保存則は次式で表される。

$$s \frac{\partial h}{\partial t} = \nabla(k \nabla h) + q \quad \cdots (1)$$

s は比貯留係数 $[L^{-1}]$, k は透水係数 $[LT^{-1}]$, h は水頭 $[L]$, q はある場所での単位体積、単位時間あたりの圧入量あるいは生産量 $[T^{-1}]$ を表す。 t は時間 $[T]$ である。

節点 i における微小時間 Δt における水頭変化量を Δh_i とし、 $q = 0$ のとき、上記の式を差分展開すると

$$s \frac{\Delta h_i}{\Delta t} = \frac{1}{V_i} \sum_j A_{i,j} k_{i,j} (h_i - h_j) / d_{i,j} \quad \cdots (2)$$

となる。 V_i は節点 i が持つ体積、 $A_{i,j}$ は節点 i と節点 j の間の断面積、 $k_{i,j}$ は節点 i と節点 j の透水係数の調和平均、 $d_{i,j}$ は連結部の長さである。節点 j は節点 i と連結する節点である。

2) 不飽和地下水流動支配方程式

不飽和領域ではRichardの方程式を用いて解く。Richardの方程式には様々な表現形態が存在するが、FA本体においては次式で表される複合表現を用いた。

$$\phi \frac{\partial S_w}{\partial t} = \nabla[K(h) \nabla(h+z)] \quad \cdots (3)$$

ϕ は間隙率、 S_w は水の飽和度、 h は圧力水頭、 $K(h)$ は h に依存した透水係数、 z は鉛直方向の座標を示す。

透水係数と圧力水頭の非線形な関係は、圧力水頭と飽和度（または含水率）の関係及び飽和度と透水係数の関係によって決まる。FA本体は、これらの関係をユーザーが線形連続曲線として関数を設定する、または、van Genuchtenのモデル⁵⁾を使用する方法により設定する機能を有している。

3) 反復計算及び行列式の解法

FA本体では、上記の非線形な支配方程式をNewton法を用いた反復計算で解く。行列式の解法は共役勾配法を用いる。

3. 東濃地域をモデルとした適用事例

TGCでは、岐阜県東濃地域において、広域における地表から地下深部までの地質・地質構造、地下水の水理、地球化学的特性を明らかにするために必要な調査、解析技術の開発、及びその結果の妥当性の評価手法の開発を目的として、「広域地下水流動研究」⁶⁾を実施している。ここでは、「広域地下水流動研究」において、EarthVisionとFrac-Affinityを用いてモデル作成、解析を行った例を報告する。

3.1 解析実施領域

広域地下水流動研究の解析実施領域及び主要な試錐孔の位置を図5に示す。この領域は東濃地域の主要な断層系などに囲まれた約30km四方を対象にした地下水流動解析⁷⁾の結果から設定されたものであり、東濃鉱山周辺の地下水の涵養域から流出域までを含む領域である。

解析領域の北側は涵養域である尾根部、南側は流出域である土岐川に位置する。南北最大約10km、東西最大約10kmである。鉛直方向については、下部境界条件による地下水流動解析結果への影響を避けるため、地表から標高-3kmまでの範囲とした。

解析実施領域の地質は、先新第三紀花崗岩の基盤を新第三紀中新世に堆積した瑞浪層群が不整合に覆い、さらに礫を含む固結度の低い新第三紀鮮新世の瀬戸層群が不整合に覆っている。瑞浪層群は下位より、泥岩・砂岩・礫岩からなり垂炭を挟む土岐夾炭累層、凝灰質砂岩を主体とする明世累層、泥岩を主体とする生俣累層に区分される⁸⁾。解析領域中央部には花崗岩及び瑞浪層群を切る月吉断層が存在しており、その走向はほぼ東西方向で、南に傾斜（70°～80°）している⁹⁾。図6に解析領域の地質図を示す。なお、濃飛流紋岩及び美濃帯の堆積岩類は、解析領域での分布範囲が限られていることから、隣接する地質である花崗岩とみなしてモデル化を行った。

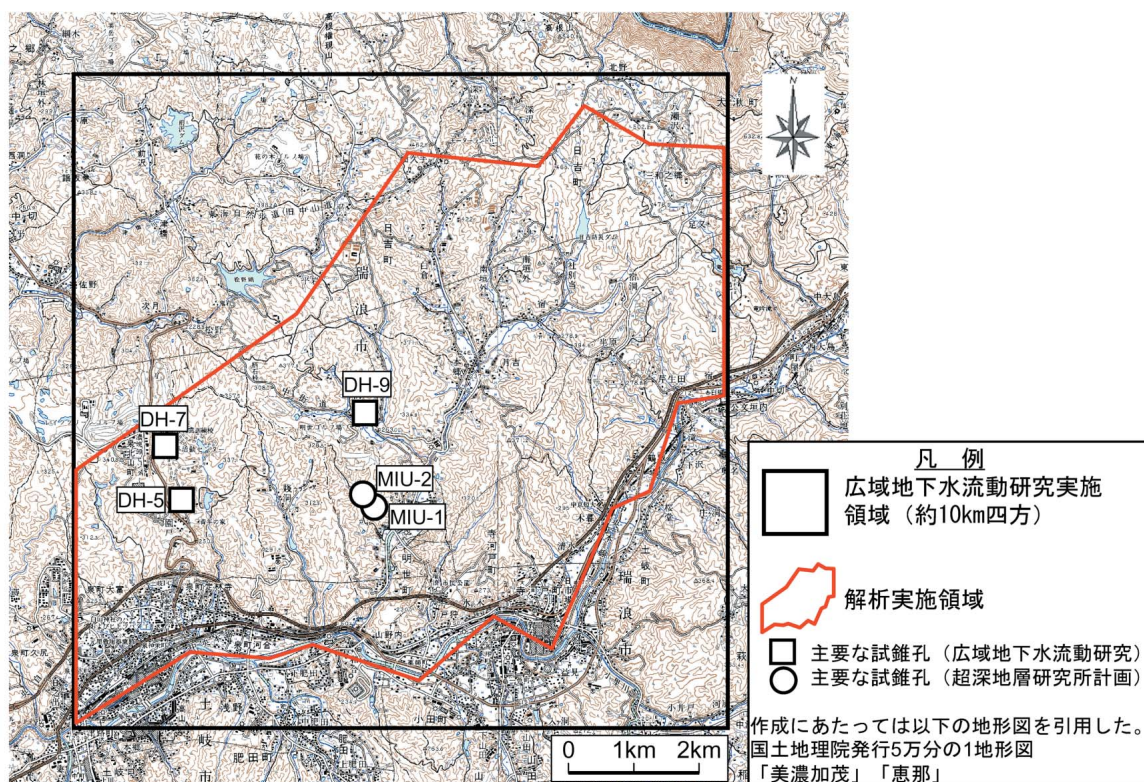


図5 広域地下水流動研究の解析実施領域及び主要な試錐孔位置図

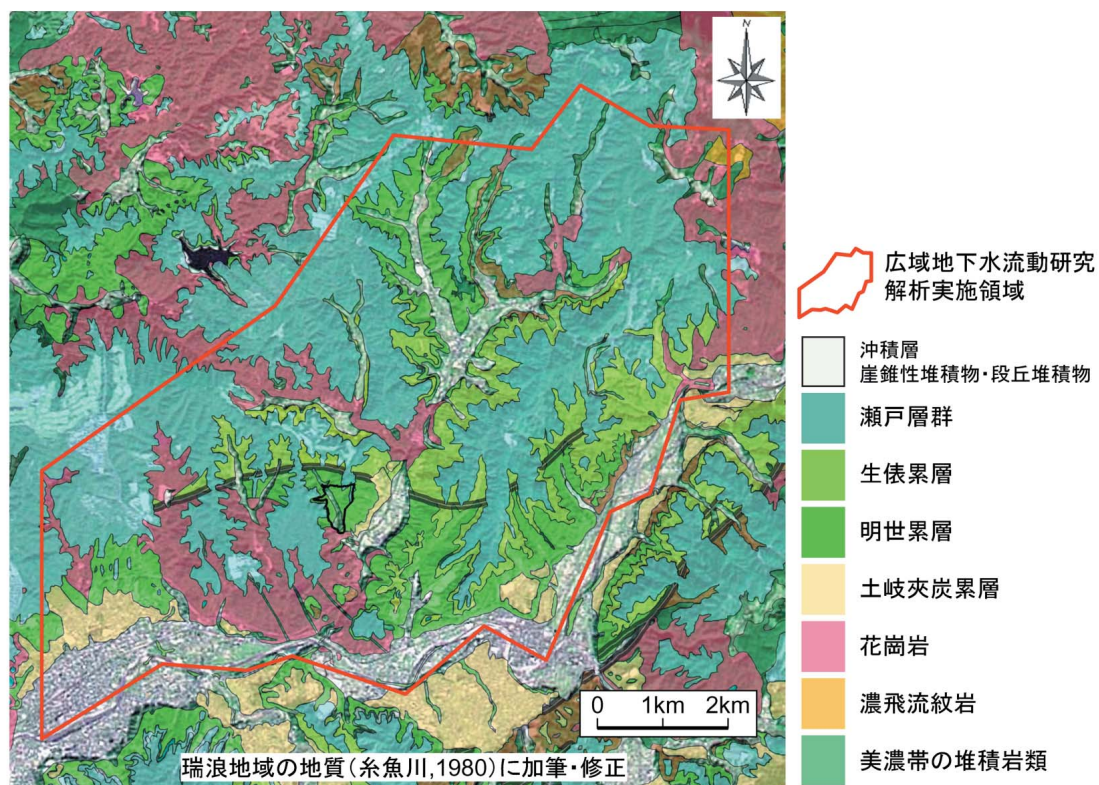


図6 解析実施領域の地質図

3.2 使用データ

本検討で使用したデータは次の通りである。

- ① 地質図⁸⁾ (糸魚川, 1980)
- ② 東濃地域基盤等高線図^{10), 11)}
- ③ 試錐孔調査データ^{6), 11), 12)}

①は文献情報, ②は過去にTGCが調査したウラン探鉱時の情報, ③は広域地下水流動研究における調査情報と超深地層研究所計画¹³⁾における調査情報のうち, 1999年6月までに取得されたものである。

なお, 本研究では図5に示した試錐孔の水頭実測値を地下水流動解析の検証に用いた。

3.3 EarthVisionを用いた地質構造モデルの構築

地質構造モデルは, モデル領域の地下水流動や水質形成に影響を及ぼす可能性のある地質構造を適切に表現するものであり, 地下水流動解析に用いる水理地質構造モデル(地質構造モデルに水理学的特性を付加したもの)の基盤として位置付けられる。

(1) 地質構造モデルの要素

これまでに得られた知見¹⁴⁾から, 地質構造モデルで表現すべき要素(地質構造要素)は, 地形の起伏, 地質の分布, 地下深部から表層に達するような大規模な地質学的不連続構造が挙げられる。

今回の解析実施領域におけるこれらの要素のう

ち, 調査により3次元的な分布が確認されており¹⁴⁾, またモデル化に必要な透水性に関する情報が確認された以下の要素を抽出した。

- ① 地形の起伏
 - ② 地層の分布: 瀬戸層群, 瑞浪層群(生俵累層, 明世累層, 土岐夾炭累層), 土岐花崗岩(健岩部, 風化部)
 - ③ 不連続構造: 月吉断層
- (2) 地質構造モデルの構築

EarthVisionによる地質構造モデルの構築においては, 以下のような手順を踏んだ。

- ① 調査から得られた地質構造要素の3次元分布位置座標を用い, 各地質構造要素の境界面データを作成する。面データの作成にあたっては, 数学的手法のうち, スプライン補間に基づくミニマムテンション理論¹⁵⁾を適用した。
- ② 各面データの重ね合わせにより地質構造モデル(地質構造の3次元分布)を作成する。

なお, 地質構造要素の3次元分布情報は解析実施領域の広がり比べて十分ではないため, 地質学的な判断や解釈などによるデータの補間を加えている。作成された地質構造モデルを図7に示す。

3.4 Frac-Affinityネットワークの構築

EarthVisionを用いて作成した地質構造モデルからInterfaceを用いてFrac-Affinityネットワーク

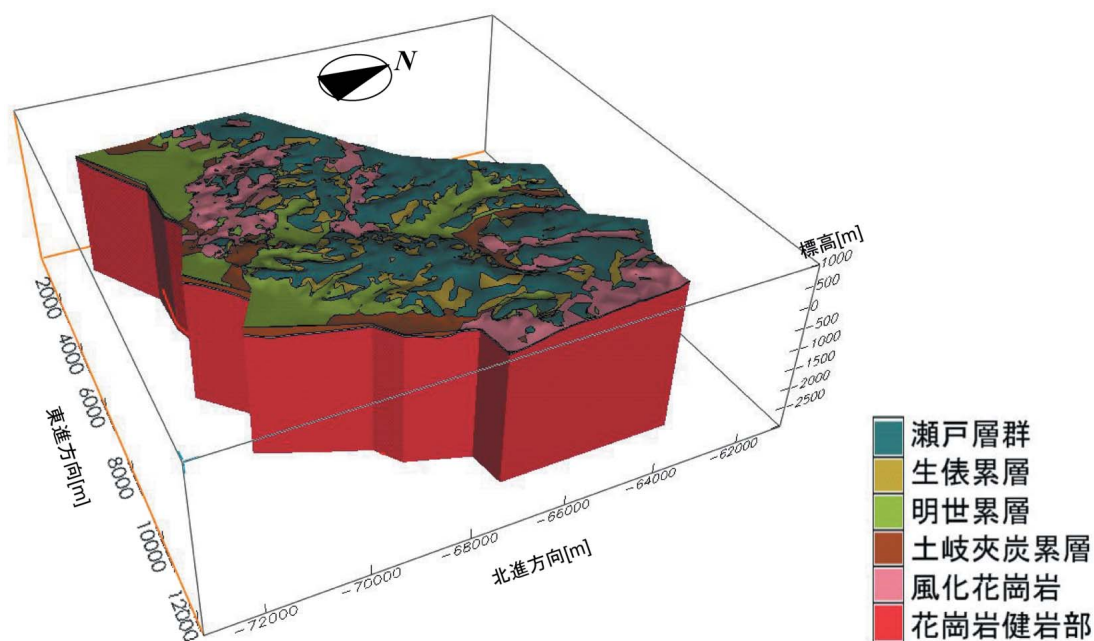


図7 地質構造モデル

を構築する。

図8に作成されたFrac-Affinityネットワークを示す。ここで示されているのは各格子の中心（節点）とその点における透水係数の分布であり、連結部は示されていない。なお、総節点数は49,093個であり、連結部の総数は154,921個である。

3.5 FA本体による地下水流動の数値解析と解析結果の可視化

本検討では飽和解析を実施した。

上部境界条件は固定水頭境界（自由地下水面）とし、地表面は自由浸出面とした。下部境界条件は不透水境界とした。

約30km四方を対象にした地下水流動解析結果⁷⁾から、南側と北側は分水界（不透水境界）とみなすことができる。

地下水流動方向は同解析結果から基本的に北から南方向であり、東西方向の地下水流動は小さく不透水境界とみなすことができるが、僅かながら東から西への流れも確認されている。以上のことから、南側、北側の側部境界は不透水境界とし、東側、西側の側部境界は不透水境界と固定水頭境界の2ケースを考慮した。

また、堆積岩のうち瑞浪層群については、調査¹⁶⁾により透水特性にややコントラストが見られる3区分（生俵累層、明世累層、土岐夾炭累層）に分

割する場合と、一つの層にみなす場合の2ケースを考慮した。モデル化する地質構造要素に与える透水係数は、各地質・地質構造ごとに均質と仮定し、原位置調査結果^{6),12)}に基づき表1に示すように設定した。

境界条件の設定方法の違いや瑞浪層群の区分方法の違いが地下水流動解析結果に与える影響を検討するために表2に示す4ケースの解析を実施した。解析結果を図9、図10に示す。

図9は試錐孔位置での解析による全水頭分布と実際の調査^{6),12)}で得られた試錐孔の全水頭分布の比較である。図10は全水頭分布である。なお、図10の赤線は月吉断層を示す。

表1 各地質構造要素の透水係数

要 素			透水係数 (m/s)
瀬戸層群			1×10^{-7}
瑞浪層群	1つの層の場合		5×10^{-9}
	3つの層の場合	生俵累層	1×10^{-9}
		明世累層	1×10^{-8}
		土岐夾炭累層	5×10^{-9}
土岐花崗岩（風化部）			1×10^{-7}
土岐花崗岩（健岩部）			1×10^{-9}
月吉断層			1×10^{-10}

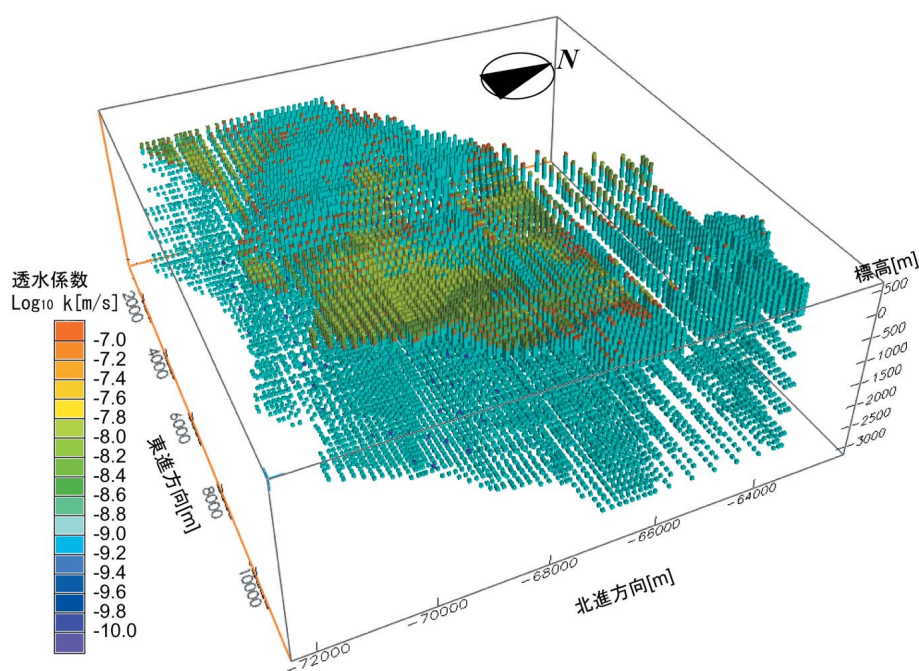


図8 Frac-Affinityネットワークモデル

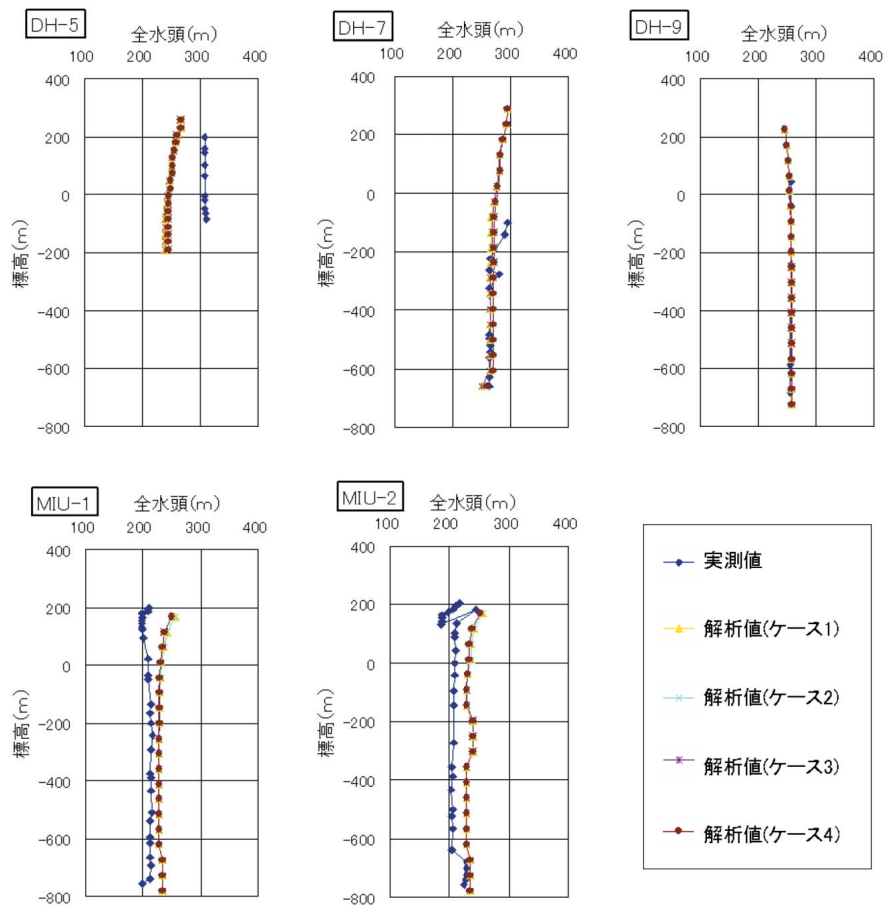


図9 実測値と解析結果との比較（各試験孔における全水頭分布）

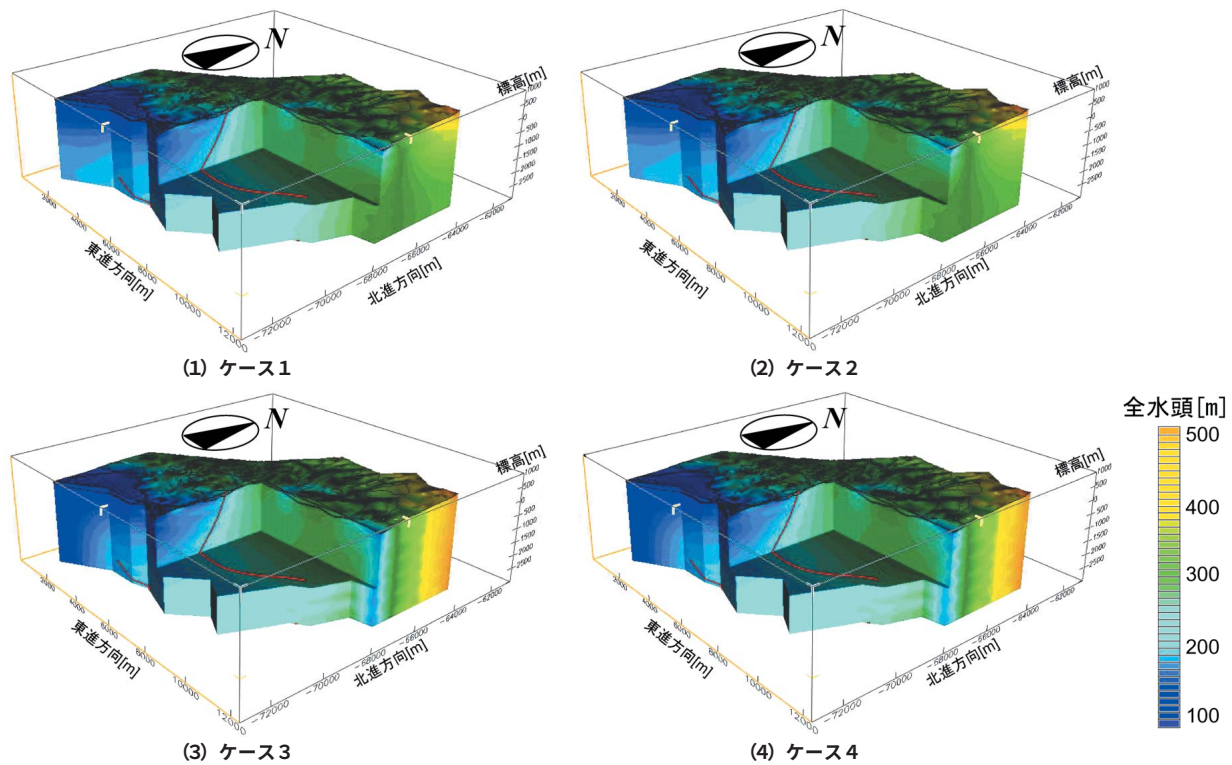


図10 解析結果（全水頭分布）

表2 解析ケース

	側 部 境 界 条 件	瑞浪層群の分割
ケース1	不透水境界	3層に分割
ケース2	不透水境界	1つの層として表現
ケース3	北側及び南側：固定水頭境界 東側及び西側：不透水境界	3層に分割
ケース4	北側及び南側：固定水頭境界 東側及び西側：不透水境界	1つの層として表現

3.6 考察

(1) 地下水の水頭分布の実測データと解析値の比較

図9の各試錐孔における実測の全水頭分布と解析結果を比較してみると、実測値はMIU-2号孔の標高-700m以深と、DH-7号孔の標高-100~-200mを除いてほぼ静水圧分布を示しており、解析結果はその傾向に整合している。絶対値については、月吉断層の下盤に位置するDH-7号孔、DH-9号孔及びMIU-2号孔の標高-680m以深の解析値と実測値がほぼ一致しているが、月吉断層上盤側に位置するMIU-1号孔及びMIU-2号孔の解析値は実測値と比較して約30m程度の差が認められる。これは遮水的性質を有している月吉断層¹⁷⁾により、断層を境に自由地下水面の高さに違いが生じている可能性が考えられる。

さらにDH-5号孔の解析値は大幅に実測値と異なる値を示している。この理由として、DH-5号孔の標高-66m以深に見掛け破碎幅約100mの断層が確認されており、この断層を境に自由地下水面の高さに違いが生じている可能性が考えられる。なお、この断層より下部の実測値は取得されていない。

図10より、解析では地下水流動は北側の尾根部から南側の土岐川へ流れる系となった。これは約30km四方を対象とした解析結果と整合している。また、東西境界条件の違いによる影響は東西境界付近で認められるものの、境界から離れた地点では顕著な差は認められなかった。瑞浪層群を1層にみなした場合と3層に分割した場合による差もほとんど認められない。これは、瑞浪層群の層厚がモデルのスケールに比して薄い（モデルの鉛直方向の厚さが3,100~3,600mであるのに対し、瑞浪層群の層厚は最大300m程度）ためと考えられる。

今回の解析では各ケースの差異は顕著には現れ

なかった。すなわち、境界条件や瑞浪層群のモデル化方法による解析結果への影響は小さい。解析結果と実測値との差は自由地下水面の設定方法に影響されたと考えられ、今後この点に関して検討する必要がある。

(2) GEOMASSシステムの適用と妥当性について

GEOMASSシステムを用いて東濃地域を例とした地下水流動解析を行った結果、水頭について解析値と実測値の間に差が認められるものの水頭分布の傾向は一致し、これまでに行われた地下水流動解析結果と整合する結果が得られた。

また、複数の岩相（花崗岩、堆積岩）や断層が複雑に分布する地域の地質構造モデルを、可視化画像で確認しながら視覚的に構築することができた。また、地質構造モデルから数値解析を行うための要素分割をしたモデル（離散モデル）が自動的に作成されることにより、煩雑な要素分割作業がなくなり大幅に労力を削減できた。さらに、瑞浪層群（生俣累層、明世累層、土岐夾炭累層）を分割する場合と一つの層とみなす場合といった複数の地質構造モデルを作成した場合、離散モデルの自動構築機能は労力の削減に特に威力を発揮すると言える。

以上のことから、複雑な地質構造をモデル化・解析する場合や、複数のモデルを作成するような場合（感度解析等）に、本システムは非常に有用である。

4. まとめ

東濃地域を例とした地下水流動解析を通して、本システムが有効に機能し、これまでに行われた地下水流動解析と整合する結果が得られること、地下水流動を把握するためのモデル化・解析作業を効率的に進めることが可能であること、複数のモデルを作成する場合や情報量の増加に伴うモデルの更新を迅速に行う場合などにも有用であることを確認することができた。この特長を活かし、東濃地域を例とした地下水流動に関する研究におけるモデルの更新及び解析を進め、地下水流動のモデル化技術の構築に向けた検討を行う予定である。

謝 辞

本研究を進めるに当たり、M. White氏（Galson Science Ltd.）及びP. Robinson氏（Quintessa Ltd.）

には多大な協力と助言を頂いた。ここに感謝の意を表します。

参考文献

- 1) M. P. Anderson, W. W. Woessner: "Applied Groundwater Modeling", Academic Press, Inc. (1992)
- 2) T. Beims: "3-D Structural Modeling Mitigates Risk", The American Oil & Gas Reporter (1997)
- 3) M.J. White, J.P. Humm, et al.: "GEOMASS: Geological Modelling Analysis And Simulation Software For The Characterization Of Fractured Hard Rock Environments", SKB Technical Report, TR-98-10, 233-242 (1998)
- 4) Cacas M. C., E. Ledoux, et al.: "Modelling fracture flow with stochastic discrete fracture network: Calibration and validation 2. The transport model", Water Resource Research, 26 (3), pp.491-500 (1990)
- 5) M. van Genuchten: "A closed-form equation for predicting the hydraulic conductivity of unsaturated soils", Soil Science Society of America Journal, 44, 892-898 (1980)
- 6) サイクル機構: "広域地下水流動研究の現状—平成4年度～平成10年度—", JNC TN7400 2000-014 (2000)
- 7) 三枝博光, 稲葉秀雄, ほか: "東濃地域を対象とした広域地下水流動解析", 日本応用地質学会中部支部平成9年度研究発表会講演予稿集, 1-4 (1997)
- 8) 糸魚川淳二: "瑞浪地域の地質", 瑞浪化石博専報 1 (1980)
- 9) 稲葉秀雄, 竹内真司, ほか: "東濃鉱山周辺領域を対象とした地下水流動解析", 動燃技術報告書 PNC TN7410 98-001 (1998)
- 10) 動燃事業団: "日本のウラン資源 (II)" (1988)
- 11) 動燃事業団: "日本のウラン資源" (1994)
- 12) 核燃料サイクル開発機構: "超深地層研究所計画の現状—平成8年度～平成11年度—", JNC TN7400 2001-001 (2001)
- 13) 核燃料サイクル開発機構: "超深地層研究所地層科学研究基本計画", JNC TN7410 2001-009 (2001)
- 14) 太田久仁雄, 天野健治, ほか: "広域地下水流動研究における三次元地質構造モデルの構築", サイクル機構技報 No.4, JNC TN1340 99-003 (1999)
- 15) I.C. Briggs: "Machine Contouring Using Minimum Curvature", Geophysics, 39, p.39-48 (1974)
- 16) 柳澤孝一, 今井 久, ほか: "立坑掘削に伴う地下水流動影響調査研究—東濃ウラン鉱山試験立坑を例として—", 応用地質, Vol.33, p.276-293 (1992)
- 17) 山根正樹, 中野勝志, ほか: "立坑掘削に伴う間隙水圧の長期観測", 土と基礎, Vol.44-No.11, p.24-26 (1996)



酢酸セルロース化合物をコーティング剤 としたウラン・プルトニウム分析用標準 物質の開発

駿河谷直樹 佐藤 宗一 籾 哲郎 檜山 敏明

東海事業所 再処理センター 施設管理部

Preparation of Reference Material for Uranium and Plutonium Measurements Using Cellulose Compound as a Stabilizer

Naoki SURUGAYA Soichi SATO Tetsuro HINA Toshiaki HIYAMA

Technical Services Division, Tokai Reprocessing Center, Tokai Works

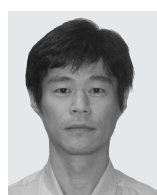
東海再処理施設では、使用済核燃料溶解液中のU及びPuの濃度を精確に求めるため、最も信頼性が高いとされている、同位体希釈質量分析法を適用している。本分析において、精確な分析値を得るためには、その基準となる標準物質の信頼性を確保することが不可欠である。これまで使用してきた標準物質は、試料に対して同位体組成が異なる ^{235}U と ^{239}Pu を含む硝酸塩の乾固物をガラス瓶の底に固着したものである。しかし、この乾固物は、物理的安定性に乏しく、時間の経過とともに試料の剥離が起こり、固着状態を保てる期間は6ヵ月程度であり、標準物質としての健全性を長期間担保することが困難であった。本研究では、標準物質の信頼性確保の観点から、安定性に乏しかった従来の標準試料の長期安定化を、セルロースの酢酸化合物を利用したコーティング手法により試みた。その結果、セルロース化合物が形成する被膜によって、U及びPuの標準物質を1年以上の長期間にわたり保護できることが分かった。

Isotope dilution mass spectrometry, considered the most reliable analytical technique for input accountancy measurements of uranium and plutonium in spent fuel reprocessing plants, requires a well-characterized uranium/plutonium spike. Solid spikes containing ^{235}U and ^{239}Pu have been successfully utilized in safeguards inspections and in accountability analysis. They contain relatively large amounts of uranium and plutonium isotopically different to the uranium and plutonium of the sample, and are usually in the dried nitrate form. However, it is difficult to maintain and guarantee the integrity of the spike over long periods as they are in the dried nitrate form that can flake off the glass ampoule surface. Organic coatings were investigated using cellulose acetate butyrate as a stabilizer. The cellulose acetate butyrate had good characteristics, maintaining a thin film for a long time.

キーワード

使用済核燃料，再処理，核物質管理，保障措置，ウラン，プルトニウム，同位体希釈質量分析法，標準物質，セルロース，コーティング

Spent Fuel, Reprocessing, Accountancy, Safeguards, Uranium, Plutonium, Isotope Dilution Mass Spectrometry, Reference Material, Cellulose, Coating



駿河谷直樹

分析第二課 計量分析チーム所属
副主任技術員
再処理施設の計量・保障措置分析に係る業務に従事
第1種放射線取扱主任者



佐藤 宗一

社内公募型研究推進室(兼務)分析第一課所属
副主任研究員
新再処理手法の研究開発に従事
第1種放射線取扱主任者



籾 哲郎

分析第二課 計量分析チーム所属
チームリーダー
再処理施設の計量・保障措置分析に係る業務に従事



檜山 敏明

分析第二課 課長
再処理施設の計量・保障措置分析及びTVF・転換施設の分析業務の取りまとめに従事
工学博士
核燃料取扱主任者
第1種放射線取扱主任者

1. はじめに

使用済核燃料再処理施設におけるU及びPuの入量を確定するための分析（入量計量分析）は、核物質の計量管理と保障措置の観点から高い精度が求められる。このことから、入量計量分析には、現在最も信頼性が高いとされている同位体希釈質量分析法（IDMS；Isotope Dilution Mass Spectrometry）を適用している。これは、試料中に存在する目的元素を定量する場合に、同位体組成の異なる標準物質を添加し、試料と均一に混合した後、混合物中の目的元素を分離し、その同位体組成の変化を質量分析計により測定し、試料中の目的元素の濃度を算出する方法である。

IDMSによって精確な分析値を得るためには、その基準となるスパイク¹⁻³⁾と呼ばれる標準物質の信頼性を確保することが不可欠であり、これには極めて高度な調製技術と、標準物質としての認証値を付与するための技術が要求される。

東海再処理施設では、試料と同位体組成が異なる²³⁵Uと²³⁹Puの同位体の割合が多い固体のスパイクを入量計量分析に用いてIDMSを行っており、これまでに良好な結果を得ている。このスパイクは、LSDスパイク（Large Size Dried Spike）^{4,5)}と呼ばれ、実試料とは異なる同位体組成の、U及びPuをmgオーダーで含んだ硝酸塩の乾固物を、ペニシリンバイアルの底に固着させた標準物質である。LSDスパイクの主な利点は、①試料を希釈しないで、スパイクの入ったペニシリンバイアルに直接サンプリングできるため、遠隔による操作を単純化することができる、②試料量が相対的に多いため、試料間で起きる相互汚染に対する影響が小さく、高い分析精度が確保できる、等が挙げられる。しかし、バイアルの底に固着したLSDスパイクの乾固物は、物理的安定性に乏しく、時間経過とともに試料の剥離が起こり、標準物質としての健全性を6ヵ月以上維持することは困難であった。

この問題を解決するため、標準物質の供給機関である、EC-JRC-IRMM^{*1}（European Commission, Joint Research Centre, Institute for Reference Materials and Measurements）では、U及びPuと安定した錯体を形成する、THF（Tetrahydrofuran）を利用した有機物による安定化⁶⁻⁹⁾を試みてきた。

このタイプのLSDスパイクは、IRMM-1027及びIRMM-1029シリーズ⁷⁾を例に、標準物質として調製されてきた。しかしながら、THFコーティングの調製作業は煩雑で、かつ未分解のTHFが質量分析測定に影響する、といった改善すべき問題が残されていた。

本研究は、LSDスパイクを数年にわたり安定化できるよう、セルロース化合物のコーティング機能に着目し、前述の課題を解決するため、特に吸湿性が低いとされる酢酸酪酸セルロース（CAB；Cellulose Acetate Butyrate）¹⁰⁻¹²⁾を選択し、LSDスパイクの長期安定化のための研究を、EC-JRCのIRMMと共同で実施した。

本報告では、CABをコーティングしたLSDスパイクIRMM-1027fの調製、CABによる分析精度への影響、及び日常分析への適用性の試験結果について述べる。

2. 実験方法

2.1 母液試料及びLSDスパイクの調製方法

標準物質のPu金属CETAMA MP2を、精確に秤量した後、3Lの石英フラスコ内で、濃硝酸とフッ化水素酸により加熱溶解し、約250mLの溶液とした。これに、あらかじめ硝酸により化学的に表面の不純物を除去（化学研磨）した後に、精確に秤量した標準物質のU金属EC-101及び93%濃縮U金属NBL CRM-116を添加し溶解した。濃硝酸及び蒸留水の添加により、Puが約0.8mgPu/g、Uが20mgU/gの濃度の硝酸溶液（5 M）となるよう調製したものを、精確に秤量し、これを母液とした。

この母液をディスペンサー付きのテフロンボトルに移し、約2.5gの母液を10mLペニシリンバイアル約1,000ユニットへ分取し、Mettler社製AE-163電子天秤で精確に秤量した。

精確に分取・秤量した試料は、激しい蒸発による試料の飛散の防止を考慮し、ホットプレート上で表面温度を50～60℃に制御し、ゆるやかに数日間加熱することで乾固物とした。

LSDスパイクの調製フローを図1に示す。

表1に、U及びPuの標準物質の証明書に与えられたデータと、秤量値に基づいて計算した濃度及び同位体組成を、母液の度量衡学的データとして

^{*1} 欧州委員会が組織する共同研究センター内の標準物質及び測定のための研究所

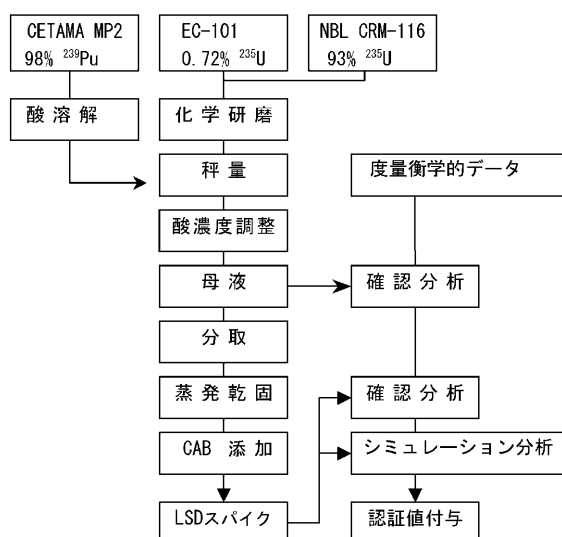


図1 CABをコーティングしたLSDスパイクの調製フロー

表1 LSD調製用母液に用いたデータと調製値

		値	$U^* (k=2)$	単位
金属U				
EC-101	質量	39.842	± 0.003	g
	純度	0.99985	± 0.00005	
NBL CRM-116	質量	10.264	± 0.001	g
	純度	0.99967	± 0.00006	
金属Pu				
CETAMA MP 2	質量	2.0768	± 0.0001	g
	純度	0.9996	± 0.0004	
母液の合計質量				
U 濃度		2535.8	± 0.1	g
Pu 濃度		19.756	± 0.002	mg/g
U-235 組成		0.81866	± 0.00034	mg/g
U-235 組成		19.4579	± 0.0039	wt%
Pu-239 組成**		97.75776	± 0.00098	wt%

* 包含係数を $k=2$ とした拡張不確かさ

** 測定日：2001年1月

示す。なお、UとPuの濃度に対する不確かさは、ISO/BIPM Guide to the Expression of Uncertainties in Measurements¹³⁻¹⁴⁾を参考に、標準物質の参照値に付されている不確かさや重量測定の不確かさの要因を合成した拡張不確かさ^{*2}（包含係数 $k=2$, 95%信頼性区間）として示した。

秤量の際には、度量衡学的に精確かつSI単位系に対してトレーサビリティが確保できるよう以下

の点について考慮した。

- ① 秤量時における試料溶液の蒸発の抑制
- ② 2.5gの標準分銅による天秤の線形性誤差の補正

- ③ 秤量時の静電気の除去

また、試料の密度は電子天秤の校正に用いた標準分銅の密度と異なるため、空気中での浮力が異なることから、天秤の測定値は、浮力を補正することにより度量衡学的な秤量値が得られる。天秤の校正用を使用される基準分銅は、 $8,000\text{kg/m}^3$ の密度を持つ。図2は、秤量物を測定する際の相対誤差を、異なる密度に応じて表したものである。この浮力補正は、以下の式に従う¹⁵⁾。

$$m_c = w \cdot (1 - \rho_A / \rho_C) / (1 - \rho_A / \rho_S) \quad \dots (1)$$

ここで、 m_c は補正した秤量値、 w は天秤の表示値、(A は空気の密度、(C は基準分銅の密度 ($8,000\text{kg/m}^3$), (S は秤量物の密度である。また、空気の密度は、以下の式で計算した¹⁶⁾。

$$\rho_A = \frac{0.348444 \cdot p - (0.00252 \cdot t - 0.020582) \cdot h}{273.15 + t} \quad \dots (2)$$

ここで、 p は気圧 (hPa)、 t は温度 ($^{\circ}\text{C}$)、 h は湿度 (%) である。

2.2 コーティング剤の選定

硝酸塩の乾固物は容易に剥がれやすく、試料の長期保存や輸送時の衝撃に弱いため、物理的に安

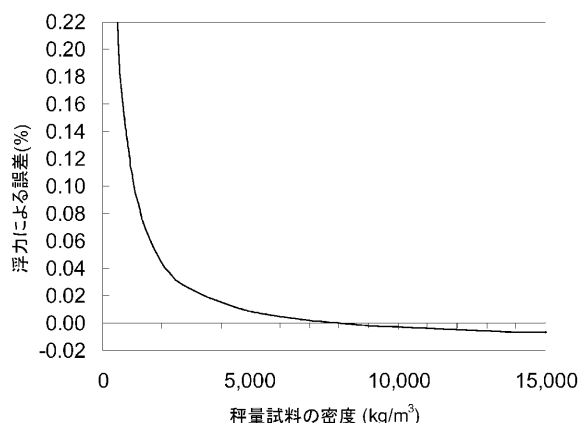


図2 秤量物の密度に応じた浮力による誤差

² 拡張不確かさ U とは、測定対象となる標本の総平均を m とした際、母平均 μ が包含係数 k に相当する確率 ($k=2$ の場合は、ほぼ95%の確立) で区間 $m \pm U$ に入っていることを意味する。

定化することが必要である。安定化の方法として、有機物を保護フィルムとして使用することが考えられる。

U/Puの乾固物の安定化剤としては、次の条件を満たす必要がある。1) 十分な機械的強度を有する、2) 安定化剤を溶液として添加するため、適切な溶媒に可溶である、3) ガラスとの接着性が良好である、4) 重量変化を伴わないよう吸湿性が低い、5) 長期にわたり化学的・物理的に安定である、6) 硝酸で分解が可能である。

これらの条件を満たす有機物の一つとして、セルロース(図3)系のエステル化合物^{17,18)}が挙げられる。セルロースは、グルコース分子で構成されたポリマーである。酢酸酪酸セルロース(CAB)はアセチル基(CH₃CO-)及びブチリル基(C₃H₇CO-)とセルロースの水酸基の水素が置換したエステルである。このエステルは、ケトン類などの有機溶媒に溶けやすく、薄膜の調製に適している。また、ブチリル基の置換の割合は、セルロース化合物の特性に影響を与え、特にブチリル基が17%の割合で置換したCABは、加水分解に対して非常に安定で吸湿性が低く、酸の添加によって容易に加水分解し、CO₂とH₂Oに分解する^{17,18)}。

本研究では、これらの特性を有するCABを選択し、LSDスパイクへの有機物コーティングの適用を試みた。

2.3 母液及びCAB-LSDスパイクの検定のための試験

2.1で選定したLSDスパイクの母液、及び2.2で選定したCABを含むLSDスパイク中に含まれるU及びPuの濃度が、調製時の秤量データと、認証標準物質のデータから計算した値に、有意差がないことを、分析によって確認することが必要である。また、CABがIDMS法に対して妨害しないことを確認するとともに、CAB-LSDスパイクが、実際

に再処理施設で実施している日常分析に使用できるかを、あらかじめ確認しておくことも重要である。したがって、図1に示すとおり、CAB-LSDスパイクの調製の過程において、以下の項目で確認分析を実施した。

①母液の確認分析

②CAB-LSDスパイクの確認分析

③シミュレーション分析

これらの確認分析では、LSDスパイクの母液に、さらに同位体比の異なる検定用の標準試料(逆スパイク)を添加し、熱イオン化質量分析装置(TIMMS; Thermal Ionization Mass Spectrometer)により同位体比を測定し、UとPuの濃度を求めることとした。以下に、確認分析の詳細について述べる。

確認分析のための試料と逆スパイクの混合は、IDMSによる測定の不確かさをできるだけ小さくするために、その比率の最適化を行う必要がある。これは、試料と逆スパイクの同位体比、及びその質量の混合比率に応じた誤差の大きさ(EMF; Error Magnificent Factor)¹⁹⁾を評価することで可能である。試料、逆スパイク及びそれらの混合の同位体比を変数としたIDMSの理論式を偏微分することで次式が得られる¹⁹⁾。

$$\begin{aligned} \left[\frac{\sigma(q)}{q} \right]^2 &= \frac{(1+q)^2(1+R_x)^2}{q^2(R_y-R_x)^2(1+R_y)^2} \varepsilon^2 R_y^2 \\ &+ \frac{(1+q)^2(1+R_y)^2}{(R_y-R_x)^2(1+R_x)^2} \varepsilon^2 R_x^2 \\ &+ \frac{[qR_x(1+R_y)+R_y(1+R_x)]^2 [q(1+R_y)+(1+R_x)]^2}{q^2(R_y-R_x)^2(1+R_x)^2(1+R_y)^2} \varepsilon^2 \end{aligned} \quad \dots (3)$$

ここで、 R_x は試料の同位体比の測定値、 R_y は逆スパイクの同位体比の測定値、 q は試料と逆スパイクの原子数の比(モル比)、 $\sigma(q)$ は q の標準偏差、 ε は同位体比測定の相対標準偏差である。

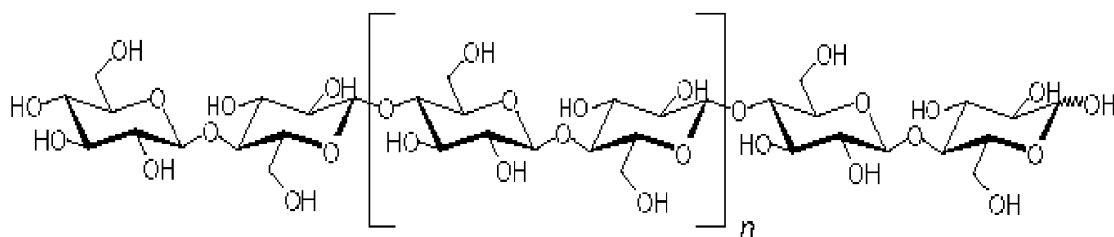


図3 セルロースの基本構造

この式は、同位体希釈法での精度が q に依存することを示す。EMFは相対的な精度 $\sigma(q)/q$ と $\sigma(R)/R = \varepsilon$ の比として定義され、 q 、 R_x 及び R_y の関数である。したがって、(3)式を ε^2 で除した値が、変数 q に対して相対的に小さい q の範囲が試料と逆スパイクの最適比となる。

母液の確認分析では、試料と逆スパイクの比を約0.2付近に設定することで、IDMSの分析の不確かさを最小限に抑えられることを確認した。

この結果を基に、分析試料は母液を1 g (0.8 mgのPu, 20 mgのUを含む) 分取し、精確に秤量した後、5 gの標準物質 (IRMM-046b: 0.5 mgの ^{242}Pu 及び5 mgの ^{233}U を含む) を逆スパイクとして添加した。また、TIMSによる同位体組成の測定用試料として、1 gの母液の試料を採取した。

CAB-LSDスパイク試料の確認分析では、調整された試料が入ったバイアルにIRMM-046bを直接添加し、加熱することにより試料と逆スパイクを完全に混合した。溶液が蒸発する直前で、CABを分解するために8 M硝酸を7 mL加え、70~90°Cで試料を蒸発乾固した。乾固した試料は、2 mLの8 M硝酸で再度溶解した。

シミュレーション分析では、CAB-LSDスパイクの溶解及び試料との混合を、現在東海再処理施設で実施している方法に基づき、95°Cで30分間の加熱条件で行った。

2.4 検定のための前処理操作及び分析法

逆スパイクを添加した試料を蒸発乾固し、200 μL の2 M硝酸に溶解した。50 μL の1.25 M塩化鉄 (I) 溶液を添加し、PuをPu (II) に還元し、100 μL の1 M塩酸ヒドロキシルアンモニウム及び100 μL の1 M亜硝酸ナトリウムを加え、Pu (III) をPu (IV) に酸化した。試料を8 M硝酸の溶液とするため、430 μL の濃硝酸を添加した。UとPuの分離には、Bio-Rad社製陰イオン交換樹脂AG 1-X 4 (100-200メッシュ) を使用し、Uは8 M硝酸で溶離し、Puは0.35 M硝酸で溶離した。TIMS測定において、同質量数の ^{238}U と ^{238}Pu の相互妨害を避けるため、陰イオン交換樹脂を用いた分離操作をUで3回、Puで4回繰り返し両成分を精製した。

ただし、シミュレーション分析においては、東海再処理施設の精製方法を模擬するため、Puの精製を、Eichrom社製TEVA樹脂を用いた抽出クロマ

トグラフィー^{20,21)}により行った。ここでは、Pu (IV) と微量のUを含んでいる陰イオン交換分離からの溶離液は、TEVA樹脂によってPu (IV) のみを抽出し、樹脂に保持されたPu (IV) を1%のアスコルビン酸を含む1 M硝酸溶液により、Pu (III) に還元し、溶離した。この溶離液は、濃硝酸を加え、再度蒸発させることにより硝酸塩の蒸発乾固物とした。

精製した各試料の蒸発乾固物は、1 M硝酸で再溶解することで、5 mgU/mL、1 mgPu/mLの濃度とし、TIMS測定のための試料とした。この試料1 μL を、揮発性の不純物を除去したレニウム製のフィラメントに塗布し、乾固した。

TIMSによる試料の同位体比の測定は、U用にFinnigan社製MAT 260、Pu用にFinnigan社製MAT 261を使用した。各試料の同位体比は、磁気走査によるシングルファラデーコレクターを用いて測定し、微量な同位体については二次電子増倍管 (SEM; Secondary Electron Multiplier) を用いた。 $^{239}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}$ 比の測定については、ダブルコレクターを使用し、静止モードで行った。Puの測定における質量分別効果を補正するための標準物質は、相対不確かさが、0.01% (包含係数 $k=2$) 以内で保証される $^{239}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}$ 同位体試料IRMM-290を用いた。Uの測定については、 $n(^{235}\text{U})/n(^{238}\text{U})$ の値が不確かさ0.05% ($k=2$) 以内で保証された標準物質IRMM-183、IRMM-184、IRMM-185、IRMM-186及びIRMM-187を用いて補正を行った。

TIMS測定の後、分析試料の濃度は、一般的に使われている以下のIDMSの計算式で算出した¹⁹⁾。

$$C_X = C_Y \cdot \frac{m_Y}{m_X} \cdot \frac{R_Y - R_B}{R_B - R_X} \cdot \frac{\sum (R_i)_X}{\sum (R_i)_Y} \quad \dots (4)$$

ここで、 C_X は試料の濃度、 C_Y はスパイクの濃度、 m_X は試料の質量、 m_Y はスパイクの質量、 R_X は、試料の同位体比、 R_Y はスパイクの同位体比、 R_B は試料とスパイクの混合物の同位体比、 $\sum (R_i)_X$ は試料中に含まれるすべての同位体比の積算、 $\sum (R_i)_Y$ はスパイクに含まれるすべての同位体比の積算である。

3. 結果及び考察

3.1 LSDスパイクへのCABのコーティング条件の最適化

LSDスパイクのコーティング剤に、CABを適用するため、CABフィルム形成の最適条件について検討した。

固体のCABを溶液にするため、CABをアセトン、メチルエチルケトン、イソプロピルメチルエチルケトンに溶解した。このうち最も溶解が容易であったアセトンを対象に、CABの濃度を0.1～15wt%に変化させ、それぞれの溶液をバイアル中で乾燥させ、CABフィルムを調製した。その結果、最もバイアルのガラス面に接着性が良く、均一な薄層のフィルムを形成したものは、CABの濃度が10wt%のアセトン溶液であった。

したがって、CABのアセトン溶液（10wt %）が、バイアル中におけるフィルムの形成に最適であることが分かった。また、形成したCABフィルムを、8M硝酸中で75℃に加熱することにより、30分以内で溶解を完了した。

以上の結果を基に、2.1で調製したU/Puの乾固物に、CABアセトン溶液（10wt%）を0.25mL添加し、室温で2時間乾燥させた後、60℃に熱しアセトン成分を完全に乾燥させた。その後、ペニシリンバイアルを、ゴム栓とアルミキャップで密栓し、ビニールでカバーした。

図4にCABによるコーティングの過程を示す。

3.2 CABをコーティングしたLSDスパイクの特性

ペニシリンバイアル中で、乾固したU/Pu硝酸塩に、CABのアセトン溶液を添加し、これを乾燥さ

せることで、透明なコーティング被膜が得られた。これは、バイアルの底に固着し、透明の物質を形成した。また、瓶の上部と外部には、アルファ放射能は検出されず、U/Puは、バイアル内部に保持されていることを確認した。また、CABを添加してから約1年を経過したCAB-LSDスパイク（約1,000個）については、バイアルからの剥離は対象試料すべてに観察されず、U/Puのスパイクは、CABによって保護されていることが分かった。

3.3 母液濃度の確認分析の結果

表1の中に示した母液のデータを確認するため、母液中のU、Pu濃度をIDMSで分析した。

その結果、U濃度については、調製値の $(83.202 \pm 0.013) \times 10^{-6} \text{ mol/g}$ に対し、分析値の平均値が $83.18 \times 10^{-6} \text{ mol/g}$ 、その拡張不確かさが $0.19 \times 10^{-6} \text{ mol/g}$ ($k=2$)であった。Pu濃度では、調製値の $(3.4243 \pm 0.0015) \times 10^{-6} \text{ mol/g}$ に対し、分析値の平均として $(3.4280 \pm 0.008) \times 10^{-6} \text{ mol/g}$ ($k=2$)であった。両者とも調製値に対して、不確かさの範囲内で良く一致していることが確認できた。

UとPuの同位体組成比の分析を行った結果を表2に示す。両元素の同位体組成の分析値は、期待値（認証値からの計算値）と良く一致しており、有意差はなかった。

3.4 CAB-LSDスパイクの確認分析の結果

調製したスパイクの度量衡学的データを検証し、かつCABの添加による妨害の有無を確認するため、IDMSによる分析を行った。

U濃度分析では、調製値の $(83.202 \pm 0.013) \times$

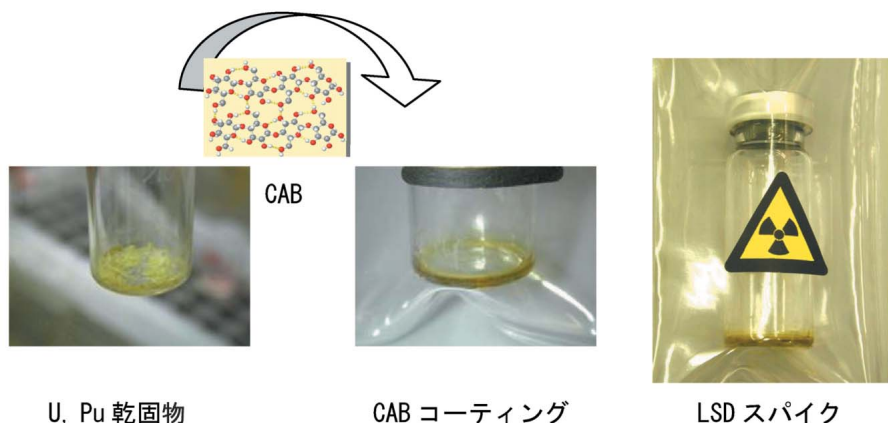


図4 U、Pu標準物質のCABによるコーティング

表2 LSD調製用母液の同位体組成測定結果

同 位 体	認証値からの計算値	測 定 値
²³⁴ U	$2.1021(85) \times 10^{-3}$	$2.097(50) \times 10^{-3}$
²³⁵ U	0.198383(42)	0.1987(21)
²³⁶ U	$8.652(27) \times 10^{-4}$	$8.667(26) \times 10^{-4}$
²³⁸ U	0.798650(38)	0.79837(21)
²³⁸ Pu	0.00324(40)	0.00399(41)
²³⁹ Pu	97.76705(98)	97.766(12)
²⁴⁰ Pu	2.19364(94)	2.193(12)
²⁴¹ Pu	0.02914(17)	0.02994(14)
²⁴² Pu	0.006929(69)	0.007139(76)

弧内は包含係数 $k=2$ とした拡張不確かさを最後の二桁に付したものを示す。

10^{-6} mol/g に対し、平均値として $(83.29 \pm 0.21) \times 10^{-6}$ mol/g ($k=2$) が得られた。また、Pu濃度分析では、調製値の $(3.4243 \pm 0.0015) \times 10^{-6}$ mol/g に対し、 $(3.4273 \pm 0.007) \times 10^{-6}$ mol/g ($k=2$) が得られた。これらの結果は、CABをコーティングしたスパイクが、加熱した硝酸に容易に溶解し、均質の溶液が得られることを示している。また、CABの存在は、IDMSの分析過程に影響しないことが分かった。したがって、実験で調製したCAB-LSDスパイクは、実試料を用いた場合においても、硝酸濃度を8 Mに調整することにより、容易に溶解が可能であることが分かった。

3.5 シミュレーション分析の結果

東海再処理施設で実施している、日常分析の手順に従い、確認分析を行った。その結果、U濃度分析では、分析値が $(83.25 \pm 0.17) \times 10^{-6}$ mol/g (調製値 = $(83.202 \pm 0.013) \times 10^{-6}$ mol/g)、Pu濃度分析では、 $(3.4277 \pm 0.0079) \times 10^{-6}$ mol/g (調製値 = $(3.4243 \pm 0.0015) \times 10^{-6}$ mol/g) が得られ、本試験においても、分析結果と調整値は良好に一致した。このことから、95℃の8 M硝酸中でのCABの分解と、試料の均質化が30分で可能であることが分かった。また、IDMSによる日常分析においても、CABの存在は、UとPu分析に対して影響を及ぼさないことが明らかとなった。

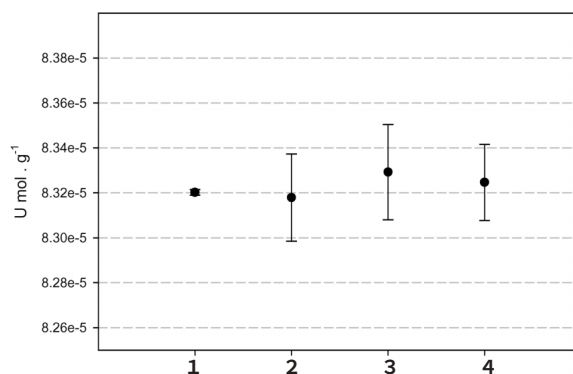
3.6 調製試料の検定結果のまとめ

LSDスパイクの調製において、母液の確認分析、CAB-LSDスパイクの確認分析及びシミュレーション分析の結果を図5と図6にまとめた。図中には、2.1で得られた度量衡学的データを比較のため

に示した。その結果、U、Pu濃度の各分析結果は、度量衡学的データに対し、良く一致していることが確認できた。

これらの結果に基づき、本CAB-LSDスパイクの濃度の認証値は、精密に実施した確認分析の結果と度量衡学的にきわめて信頼性の高い原料物質のデータを総合的に評価し、かつ、より信頼性の高い認証値を得るために、両者の不確かさを加重平均した値を採ることとする。加重平均値Cの算出は以下の式に従う。

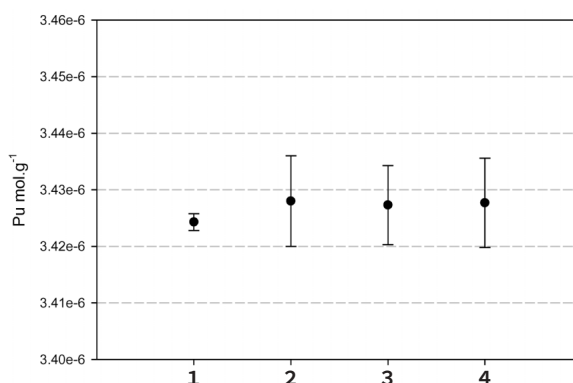
$$C = \frac{\sum \left(\frac{1}{u_i^2} \cdot C_i \right)}{\sum \left(\frac{1}{u_i^2} \right)} \quad \dots (5)$$



エラーバーは包含係数 $k=2$ とした拡張不確かさの範囲を示す。

図5 LSDスパイク中Uの測定結果の比較

- 1：度量衡学的データ
- 2：母液の分析結果
- 3：CAB-LSDの分析結果
- 4：シミュレーション分析結果



エラーバーは包含係数 $k=2$ とした拡張不確かさの範囲を示す。

図6 LSDスパイク中Puの測定結果の比較

- 1：度量衡学的データ
- 2：母液の分析結果
- 3：CAB-LSDの分析結果
- 4：シミュレーション分析結果

ここで、 G_i は各確認分析値または原料物質のデータ、 U_i は各確認分析値または原料物質のデータの不確かさである。

4. おわりに

核燃料再処理施設における使用済み燃料溶解液中のU及びPu濃度をIDMSにより分析するための標準物質 (CAB-LSDスパイク)を開発した。このCAB-LSDスパイクは、CABをコーティングすることで、1年以上の長期間にわたり安定であり、しかもCABの分析への影響もなかった。この標準物質について、IDMSによる確認分析を経て、認証値の決定に必要なデータが得られるとともに、CABを安定化剤として適用したことの妥当性についても立証された。

今後、CAB-LSDスパイクは、長期的に安定な標準物質として、核燃料分析の信頼性向上に貢献できるものと期待される。

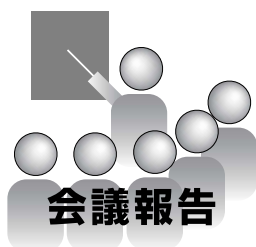
謝辞

本研究は、EC-JRC-IRMMとの共同研究で実施したものである。

実験を行うにあたり、検討内容についての有益な助言を頂いたIRMMのR.Wellum氏をはじめ、実験を支えて頂いた研究所のスタッフに、感謝の意を表したい。

参考文献

- 1) W. Beyrich, W. Golly, et al., Nucl. Technol. 75 (1986) 75.
- 2) P. De Bievre, J. Van Audenhove, Proc. IAEA Int. Symp. on Safeguarding of Fissile Material, Wien, Oct. 1975, IAEA SM 201 (1976) 108.
- 3) W. Licke, M. Gallet, et al.: Measurements Technology and Material Control, American Nuclear Society Topical Meeting, Charleston (USA), Nov. 1979. NBS Special Publication no. 582.
- 4) G. Jammet, et al.: "Preparation and Provisional Validation of a Large Batch of Dried Spike: Batch SAL-9934", Report IAEA/AL/029, May 1990.
- 5) D. Donohue, et al.: "Spent Fuel Accountability Measurements by Isotope Dilution Mass Spectrometry Using a Common Large-Size Dried Spike", Proc. 15th Annual ESARDA Symposium on Safeguards and Nuclear Material Management, Rome, 1993, EUR 15214 EN, p.491.
- 6) P. De Bievre, et al.: "Solid Spikes from CBNM for Input Analysis", Proceedings of the 15th ESARDA symposium on International Safeguards and Nuclear Material Management, May 1991, EUR 13686 EN, p. 229.
- 7) A. Verbruggen, et al.: "Solid Spikes for Analysis of Input Solutions of Reprocessing Plants", Proceedings of the ESARDA symposium on International Safeguards and Nuclear Material Management, May 1999, p. 597.
- 8) J. G. Reynolds, A. Zalkin, et al.: "Structure of Uranyl Nitrate Bis (tetrahydrofran), Inorganic Chemistry, Vol. 16, 3357-3359 (1966) .
- 9) J. Korkish, S.S. Ahluwalia, et al.: "Separation of Uranium by Combined Ion Exchange solvent Extraction", Anal. Chem. Vol. 38, 497-500 (1966) .
- 10) J. M. Orea Rocha, C. D. Ingelbrecht, et al.: "Uranium-plutonium Metallic Spikes for IDMS Accountancy Measurements: Preparation and Characterization", Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 334 (1993) 96-100.
- 11) C. Ingelbrecht, D. Egan, et al.: "New U/Pu Metallic Spikes for Safeguards Accountancy Measurements at Reprocessing Plants", Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 397 (1997) 30-33.
- 12) K. Raptis, A. Alonso, et al.: "The Preparation of Metal Spikes for IDMS of Reprocessing Input Solutions", Proceedings of the ESARDA symposium on International Safeguards and Nuclear Material Management, May 1999, p. 589.
- 13) Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement, ISO, Geneva, Switzerland, 1995, ISBN 92-67-10188-9.
- 14) Quantifying Uncertainty in Analytical Measurements, EURACHEM, London, 2000, ISBN 0-948926-08-3.
- 15) Seiler, E.: Fundamentals of Metrology and calibration. Vierweg Verlag, Brunswick 1983
- 16) Giacomo, P.: Equation for the determination of the density of moist air (1981). Metrolgia 18, 1982, 33
- 17) High Polymers, Volume V, Cellulose: Second Edition (1954) .
- 18) A. Streitwieser, Jr., C. H.: Heathcock, Organische Chemie, VCH Verlagsgesellschaft GmbH, D-6940 Weinheim, 1986.
- 19) P. De Bievre, G. Debus: "Precision Mass Spectrometric Isotope Dilution Analysis", Nuclear Instruments and Method, Vol. 32 (1965), p.224 .
- 20) E. P. Horwitz M. L. Dietz, et al.: "Separation and Preconcentration of Actinides by Extraction Chromatography Using a Supported Liquid Anion Exchanger: Application to the Characterization of High-Level Nuclear Waste Solution", Anal. Chim. Acta, 310 (1995) 63-78.
- 21) E. P. Horwitz M. L. Dietz, et al.: "Separation Preconcentration of Uranium from Acidic Media by Extraction Chromatography", Anal. Chim. Acta, 266 (1992) 25-37.



国際特別研究員による 2002年度研究成果報告会 —2002年11月14日～15日開催—

会議報告

小山 和俊

本社 国際・核物質管理部

1. はじめに

国際特別研究員制度は欧米の先進諸国において、高速炉、核燃料サイクル、廃棄物処理処分等の分野で研究に従事している優れた研究者を海外から招聘し、サイクル機構の研究開発活動に直接参加してもらう制度である。

1994年度にこの制度が発足して以来、これまでに海外15カ国から招聘した特別研究員の総数は53名に達しており、サイクル機構の研究開発業務の推進と高度化のみならず、我が国のプルトニウム平和利用技術開発の国際的な透明性の確保にも寄与している。

国際特別研究員による第1回目の研究成果報告会は、2000年11～12月に二つの専門分野（高速炉関連、燃料サイクル及び廃棄物処理処分関連）に分けて、敦賀国際技術センター及び東海事業所において開催し、また、第2回目の研究成果報告会は、2001年10月に大洗工学センターにおいて開催している。今回は第3回目の報告会に相当し、2002年11月14日と15日の両日、東海事業所アトムワールドの講堂において開催した。

2002年11月現在、もんじゅ、ふげん、東海、大洗並びに東濃の事業所において合計13名の国際特別研究員が研究に従事している。今回の報告会では、研究員からこれまでの研究成果や今後の研究予定などが報告され、会場に集まった約50名の参加者からも活発な質疑、応答が行われた。

2. 報告会の概要

研究成果報告会の開会に当たり、サイクル機構の相澤理事より、成果報告会の開催目的、サイクル機構をめぐる最近の動き等を紹介する開会の挨拶がなされた。挨拶に続き、各研究員による研究成果の報告が行われた。報告された13件の研究テーマ、報告者氏名等を表1に示し、以下にその

概要を紹介する。

- ① カナダ・シガーレイクウラン鉱床でのナチュラルアナログ研究 —重要な鉱化の一要因について— (Regis BROS)

カナダ・シガーレイクウラン鉱床はウラン鉱床の周囲に粘土層が存在する。人工バリアを想定した粘土に対する核種移行挙動のナチュラルアナログとして調査を実施した。その結果、一部の粘土中でウラン二次鉱物（コフィナイト等）が生成していることが分かった。また、Srや軽希土類の共沈現象など核種移行の重要な遅延現象が観測された。

- ② 個別要素法と有限要素法の連成と岩盤挙動評価への適用 (Richard JENSEN)

不連続体解析手法である個別要素法 (DEM) と連続体解析手法である有限要素法 (FEM) の連成解析についてそのアルゴリズムを解説し、岩盤挙動評価への適用性、適用に際する課題について述べるとともに、個別要素法を用いた岩盤挙動解析結果を示した。

- ③ TOF（飛行時間測定）法による中性子捕獲断面積の測定 (Oleg SHCHERBAKOV)

MA（マイナーアクチニド）等の放射性核種に対し、中性子捕獲断面積のエネルギー依存性を測定可能とするため、TOF（飛行時間測定）技術の開発を行った。分割型γ線検出器の性能試験及びフラッシュADC（アナログデジタル変換）によるデータ処理システムを高度化し、Np-237の測定に適用した。開発したシステムの有効性を実験により実証した。

- ④ 溶融塩プロセスに関する物理化学的及び電気化学的検討 (Serguei VAVILOV)

乾式再処理酸化物電解法について基礎化学的見地から現状の整理を行い、プロセス改良を検討した。主として溶融塩中への燃料溶解過程について

表1 報告者氏名と研究テーマ

研究テーマ	氏名	国籍	所属
カナダ・シガーレイクウラン鉱床でのナチュラルアナログ研究－重要な鉱化の一要因について－	Regis BROS	フランス	東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部 処分バリア性能研究グループ
個別要素法と有限要素法の連成と岩盤挙動評価への適用	Richard JENSEN	アメリカ	東海事業所 環境保全・研究開発センター 処分研究部 システム解析グループ
TOF（飛行時間測定）法による中性子捕獲断面積の測定	Oleg SHCHERBAKOV	ロシア	東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部 システム設計評価グループ
溶融塩プロセスに関する物理化学的及び電気化学的検討	Serguei VAVILOV	ロシア	東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部 乾式プロセスグループ
地下空洞および活断層周辺の地球物理学的現象のモデリングとモニタリングのための数値解析手法	Wojciech DEBSKI	ポーランド	東濃地科学センター 陸域地下構造フロンティア研究プロジェクト
東濃ウラン鉱床を対象とした地下深部の有機生物化学プロセスの研究	Kevin MANDERNACK	アメリカ	東濃地科学センター 地質環境研究グループ
ヘリカルコイル型「もんじゅ」蒸発器における改良二流体モデルの開発	Hans METZ	デンマーク	敦賀本部 国際技術センター システム技術開発グループ
音響法を用いた漏えい検知法の高度化（JTFA法及びWavelet手法の適用性研究）	Sergey SHIMANSKIY	ロシア	新型転換炉ふげん発電所 技術課
高速炉上部プレナムの流動とガス巻き込みの数値シミュレーション	Vladimir KRIVENTSEV	ロシア	大洗工学センター 要素技術開発部 流体計算工学研究グループ
オーステナイト系ステンレス鋼のスエリング挙動に及ぼす照射環境の影響	Victor VOYEVODIN	ウクライナ	大洗工学センター 照射施設運転管理センター 照射材料試験室
IPPE標準解析手法に基づくBFS-62-3A体系の実験解析結果	Mikhail SEMENOV	ロシア	大洗工学センター システム技術開発部 中性子工学グループ
持続的な新しい世代の原子力が満たすべき要件－廃棄物処分の観点から－	Joonhong AHN	韓国	大洗工学センター システム技術開発部 分離変換工学グループ
核不拡散と透明性に関する地域協力プログラムの開発と評価	James FURAUS	アメリカ	本社 国際核物質管理部 核不拡散・保障措置グループ

検討を行い、四塩化炭素を用いる塩素化法の優位性について検証した。

⑤ 地下空洞及び活断層周辺の地球物理学的現象のモデリングとモニタリングのための数値解析手法（Wojciech DEBSKI）

土木工学や地球科学の現実問題における物性分布とその変化の把握には、高精度の数値解析が要求される。連続媒体に対して高い計算精度が得られるスペクトル法を岩石サンプルの弾性波トモグラフィに適用した例などを他の手法と比較し、その優位性を示した。

⑥ 東濃ウラン鉱床を対象とした地下深部の有機生物化学プロセスの研究（Kevin MANDERNACK）

東濃ウラン鉱床を対象として、酸化還元状態に関わる諸プロセスを把握するため、微生物起源の有機脂肪酸の調査研究を行なっている。主に、鉄、硫黄、炭素に関わる生物循環について予察した結

果、地下微生物による硫酸還元過程でウランについても還元・沈澱が起っている可能性を示唆した。

⑦ ヘリカルコイル型「もんじゅ」蒸発器における改良二流体モデルの開発（Hans METZ）

蒸発器のヘリカルコイル内の二相流現象を把握するため、福井大学で実施されている可視化試験の結果の流動現象を分析した。SG熱流動解析コードMSGへの組み込みを念頭にストラモデル等の改良二相流モデル開発の検討を行なった。

⑧ 音響法を用いた漏えい検知法の高度化（JTFA法及びWavelet手法の適用性研究）（Sergey SHIMANSKIY）

音響法を用いた漏えい検知法の高度化のため、「ふげん」の実機環境下で非定常な模擬漏えい音を発生させ、得られたノイズと背景騒音データにJoint Time Frequency Analysis（JTFA）法及びWavelet手法の適用し、両者の適用性検討を行なった。その結果、「ふげん」入口管保温ボックス内で

確認されていた漏えい音の歪みなどの悪影響を軽減させることができ、より高感度で漏えいを検知できることを明らかにした。

⑨ 高速炉上部プレナムの流動とガス巻き込みの数値シミュレーション (Vladimir KRIVENTSEV)

ナトリウム冷却高速炉の上部プレナム流動を液面の変形を考慮して解析した結果、液面の変動は小さいこと、ガス巻き込みの評価では流出入境界条件の設定が重要であることが分かった。また、流れ場中の気泡の軌跡を解析するFIELD 3 Dコードを開発した。様々な直径の気泡の運動を解析し、連行される気泡の臨界直径を評価した。

⑩ オーステナイト系ステンレス鋼のスエリング挙動に及ぼす照射環境の影響 (Victor VOYEVODIN)

FBR炉心用オーステナイト系ステンレス鋼のスエリング挙動と照射環境との相関性を損傷速度、照射温度及び応力条件に着目して整理し、組織変化挙動へ及ぼす照射環境の影響を組織変化機構の観点から検討した。

⑪ IPPE標準解析手法に基づくBFS-62-3A体系の実験解析結果 (Mikhail SEMENOV)

臨界実験BFS-62-3A体系の解析をIPPEの核特性解析システムにより実施した。臨界性、Naボイド反応度値、制御棒値、燃料領域の核分裂反応率分布等の解析精度が良好であること、反射体領域における核分裂反応率分布の過大評価改善が今後の課題であることを示した。

⑫ 持続的な新しい世代の原子力が満たすべき要件 — 廃棄物処分の観点から — (Joonhong AHN)

VRコード(カリフォルニア大学開発)を用い、環境負荷指標としてHLW地層処分場領域外に放出

される放射性核種の毒性の総和を、核拡散抵抗性指標として処分場内に残存する兵器転用可能物質の総質量を発電量の関数で表し、分離核変換に求められる要件を導出する方針を示した。

⑬ 核不拡散と透明性に関する地域協力プログラムの開発と評価 (James FURAUS)

欧州や南米における核不拡散分野の地域協力プログラムの成功例を参考にしつつ、環太平洋地域における地域協力プログラムのモデルを提案する。公開文献から、環太平洋地域における協力の過去の提案や試みについて調査し、継続可能な協力プログラムの作成を行なっている。

報告会のまとめとして、若林国際・核物質管理部長より、国内外の学会における研究成果発表等の機会をとらえ、サイクル機構における国際特別研究員の研究活動を広く紹介すると共に、特別研究員の今後の活躍に期待する旨の講評がなされ、報告会は終了した。

3. おわりに

第3回目を迎えた今回の研究成果報告会では、サイクル機構に在籍中の特別研究員や関係する日本人研究者のみならず、一般の技術系職員も会議に参加し、特別研究員の研究成果について技術的な議論を活発に交わすことができた。

次回の報告会では、さらに広範囲な技術系職員が参加できるよう開催案等の広報活動を充実すると共に、今回の報告会出席者から頂いたさまざまな提言や助言を反映する形で、この報告会をさらに改善し、国際特別研究員制度による研究成果の充実に努めたいと考えている。

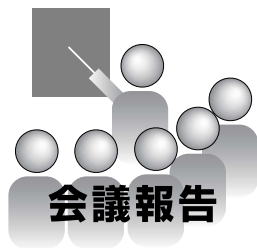
最後に、今回の報告会開催に当たり、ご参加とご協力を頂いた関係者の方々に感謝いたします。



研究報告会の発表メンバー



研究報告会の発表風景



高速増殖炉サイクル研究開発セミナー ～若手研究者と語る研究開発の将来展望～ －2003年2月7日開催－

深野 義隆

大洗工学センター 開発調整室

1. はじめに

2003年2月7日、東京の日本科学未来館において「高速増殖炉サイクル研究開発セミナー」を開催した。

本セミナーは、各界の次世代を担う若手研究者、技術者を招き、サイクル機構の研究開発の現状と将来展望についての報告、パネル討論を通じて21世紀における高速増殖炉サイクル技術の確立に向けて解決すべき技術課題とその進め方について理解を深めて頂くとともに、サイクル機構の今後の取り組みに反映することを目的としている。

2. セミナー概要

当日は約250名の参加があり、活発な討論が行われた。以下では、プログラム（表1）に従い、セミナーの概要を示す。なお、発表資料及び頂いたご質問に対する回答、アンケートの集計結果等は別途サイクル機構のホームページで公開しているので、こちらも参照されたい。

2.1 総括報告

「常陽」、「もんじゅ」とその燃料サイクルの技術開発を通じて蓄積した知見をもとに進めている高速増殖炉サイクル実用化に関する研究開発を総括した。また、循環型社会を希求する21世紀における高速増殖炉サイクルの役割を確認し、その研究開発の将来展望について報告した。

2.2 特別報告

もんじゅ行政訴訟控訴審判決について、これまでの訴訟の経緯、1995年12月に発生したナトリウム漏えい事故後の取り組み、名古屋高等裁判所金沢支部が2003年1月27日に出した判決の主旨と技術者からみた技術的な解説、今後の取り組み等について報告した。

2.3 技術報告

高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究とその要素技術開発、「もんじゅ」、「常陽」に関する以下の6件の技術報告と質疑応答を行った。

(1) 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究

1999～2000年度のフェーズⅠの評価結果、2001年度からの5ヵ年計画フェーズⅡの展開と、有望な候補概念を絞り込むための設計研究、要素技術開発について概要を紹介した。

(2) コンパクト化した原子炉構造の追及

経済性を大きく向上させたナトリウム冷却炉を実現する上で必須となる原子炉構造のコンパクト化に伴って顕在化する熱流動課題について、流動を適正化する構造物の考案と、解決策の検討結果を報告した。

(3) 社会のニーズに対応できる高速炉炉心の多様性と柔軟性

経済性に優れ、安全性・信頼性を確保できるナトリウム冷却炉MOX燃料炉心の検討概念と魅力ある炉心実現のための技術課題・方策について報告するとともに、今後の高速炉炉心設計の進め方を提示した。

(4) 先進湿式法による再処理技術のさらなる進展

従来の湿式法を基軸とし、一層の経済性向上、環境負荷低減、核拡散抵抗性向上を目指した先進湿式法の開発について、その開発状況と今後の計画を報告した。

(5) 「もんじゅ」実データに基づく安全裕度評価

「もんじゅ」の出力40%までの実データを用いて安全評価における事故解析条件の保守性を再評価し、その安全余裕の定量的評価結果について報告した。

(6) 世界に開く「常陽」と試験技術の最前線

2003年7月に臨界予定のMK-Ⅲ炉心では高速

表1 報告会プログラム

12:30~12:35	1. 開会挨拶 理事長 都甲 泰正
12:35~12:50	2. 総括報告 —高速増殖炉サイクルの研究開発の将来展望— 大洗工学センター 研究主席 森 久起
12:50~13:10	3. 特別報告 —もんじゅ判決について— 敦賀本部 国際技術センター長 永田 敬
13:10~15:25	4. 技術報告 (1) 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 経営企画本部 FBRサイクル開発推進部 根岸 仁 (2) コンパクト化した原子炉構造の追求 大洗工学センター 要素技術開発部 上出 英樹 (3) 社会のニーズに適応できる高速炉炉心の多様性と柔軟性 大洗工学センター システム技術開発部 水野 朋保 (4) 先進湿式法による再処理技術のさらなる進展 東海事業所 環境保全・研究開発センター 先進リサイクル研究開発部 永井 俊尚 (5) 「もんじゅ」実データに基づく安全裕度評価 敦賀本部 国際技術センター 山田 文昭 (6) 世界に開く「常陽」と試験技術の最前線 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 三次 岳志 (7) 質疑応答
15:45~16:55	5. 総合討論 —高速増殖炉サイクルの研究開発の進め方— 座 長：東京大学 大学院工学系研究科教授 関村 直人 パネリスト：東京工業大学 原子炉工学研究所助教授 高橋 実 (財)電力中央研究所 柏江研究所 金属燃料・乾式リサイクルプロジェクト 上席研究員 横尾 健 日本原子力研究所 東海研究所ホット試験室実用燃料試験課長 天野 英俊 東海事業所 環境保全・研究開発センター先進リサイクル研究開発部 永井 俊尚 大洗工学センター システム技術開発部 水野 朋保
16:55~17:00	6. 閉会挨拶 大洗工学センター所長 柳澤 務



報告会場



ポスターセッション

増殖炉サイクル実用化戦略調査研究や海外も含めた外部利用者により多種多様な照射が求められており、これらのニーズに対応する試験技術について報告した。

会場からは、ガス巻き込みの発生、実用化戦略調査研究における溶融塩炉の扱い、高速増殖炉燃料とプルサーマル燃料の再処理の違い等について

の技術的質疑のほか、FBRサイクルの技術開発を加速して早期に実用化すべき等の意見が出された。

2.4 総合討論

高速増殖炉サイクルの研究開発の進め方と題して、各パネリストから、若手研究者や技術のブレークスルーについての意見が述べられるとともに、

表2 ポスターセッション展示概要

高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 21世紀の社会ニーズに柔軟に対応できる高速増殖炉サイクルの確立に向けて、電気事業者等の関係機関の参画を得て実施している「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」の進め方と現状について紹介。
高速増殖炉の研究開発 基幹電源として期待されるナトリウム冷却高速炉、鉛-ビスマス冷却高速炉、被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却高速炉、並びに分散電源や水素製造などの多目的利用に期待される小型高速炉について、その特徴と設計研究と要素技術開発の成果と課題を紹介。
再処理システムの研究開発 高速増殖炉の使用済み燃料をリサイクルする再処理システムについて、現在主流の湿式法についてさらなる可能性を追求する先進湿式法、並びに湿式法とは原理の異なるリサイクル技術である乾式法に関する設計研究・要素技術開発の現状と課題を紹介。
燃料製造システムの研究開発 高速増殖炉の各種燃料とそれぞれに最適な燃料製造システムとして開発している湿式ペレット法、湿式再処理対応振動充てん法、乾式再処理対応振動充てん法、鋳造法に関する設計研究と要素技術開発の現状と課題を紹介。
高速増殖原型炉「もんじゅ」 福井県敦賀市に建設された高速原型炉「もんじゅ」（電気出力280MW）の現状、1995年のナトリウム漏えい事故を踏まえた設備の改善方策、「もんじゅ」に係わる研究開発及び将来展望を紹介。
高速実験炉「常陽」 茨城県大洗町で20年にわたり運転してきている高速実験炉「常陽」（熱出力100MW）の歩みと照射試験能力向上を目指した改造及びこれに対応した高度な照射試験技術、照射後試験技術開発の現状、他分野の研究開発への「常陽」関連施設の利用促進について紹介。
産学との連携協力 大学や産業界との研究協力、人材教育、解析コードや照射試験等の試験施設の利用促進に関する取り組みについて紹介。

会場からは高速増殖炉サイクルを早期に実現するための課題を示して欲しい、若手研究者に望むこととは何か等の質問、要望があり、活発な討論が行われた。

2.5 ポスターセッション

報告会場に併設されたポスターセッションでは、高速増殖炉サイクルの実用化技術開発をテーマに、現在進めている研究開発テーマ全体について表2に示すポスターの展示を行った。ポスター自体は良くまとまっており、冊子にして欲しい等のご意見が寄せられた。展示したポスターはサイクル機構のホームページに掲載している。

3. おわりに

高速増殖炉サイクルセミナーに若手をはじめ幅

広い分野の研究者、技術者の方々に御参加頂き、技術報告、パネル討論、ポスターセッション等を通じて高速増殖炉サイクルの確立に向けて解決すべき課題とその進め方について理解を深めて頂くことができた。

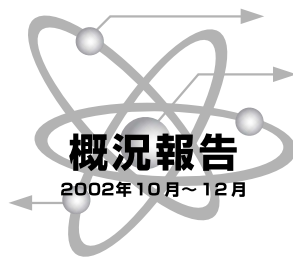
今後、頂いた貴重なご意見を踏まえ、サイクル機構の研究開発をより一層効果的に進めて参りたい。

謝辞

セミナーにご参加頂いた方々、開催にご協力頂いた皆様に、感謝、御礼申し上げます。

参考文献

- 1) JNC TW9403 2002-010「高速増殖炉サイクル研究開発セミナー～若手研究者と語る研究開発の将来展望～予稿集」



－高速増殖炉サイクルの研究開発－ 高速増殖原型炉「もんじゅ」の研究開発

1. 高速増殖原型炉「もんじゅ」

2001・2002年度設備点検が2001年9月8日より継続実施されている。設備点検計画及び実績を表1に示す。

ナトリウム漏えい対策等に係る原子炉設置変更許可申請について、2002年12月4日に原子炉安全専門審査会の審査が終了し、12月9日に原子炉安全専門審査会から原子力安全委員会に報告がなさ

表1 2001, 2002年度点検計画・実績工程

□：計画 □：追加 ■：実績

項 目	2001年度							2002年度											
	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
制御棒駆動機構	粗調整棒, 後備炉停止棒駆動機構 ■							粗調整棒, 後備炉停止棒駆動機構 微調整棒駆動機構 □ ■ *1											
計測制御設備	■							安全保護計器類の点検, 校正等 ■											
1次主冷却系設備	弁等の点検 ■							Bループ点検(主循環ポンプ, 弁等) □ ■											
2次主冷却系設備								循環ポンプ(A)メカシール交換等 ■											
1次アルゴンガス系設備	1次Ar系圧縮機(B)の点検等 ■							1次Ar系圧縮機(A)の点検等 □ ■											
原子炉補機冷却水設備	熱交換器(B)の点検等 ■							冷却水ポンプA, Cの点検等 ■											
原子炉補機冷却海水設備	海水ポンプ(B, C2)の点検等 ■							海水ポンプ(A, C1, C3)の点検等 ■											
燃料取扱及び貯蔵設備	燃料出入機(A, B)のドアバルブ点検等 ■																		
機器冷却系設備	冷凍機(B)の点検等 ■							冷凍機(A)の点検等 ポニーモーター・電磁ポンプ冷却ユニット(B)の点検等 ■ □											
制御用圧縮空気設備	圧縮機(A)の点検等 ■																		
放射性廃棄物処理設備	廃ガス圧縮機(A)の点検等 液廃系廃液蒸発濃縮器(B)の点検等 ■ ■							廃ガス圧縮機(B)の点検等 廃液凝縮器(B)の点検等 ■ □ *2											
換気空調設備	空調用冷媒設備冷凍機(A, C), 空調用冷水設備冷凍機(I A, II A, B)換気系ファンの点検等 ■							■ □											
所内電源供給設備	1E-E/Cの点検等 ■							1C-M/Cの点検等 ■											
ディーゼル発電機設備	A-D/Gの点検等 ■							C-D/Gの点検等 B-D/Gの点検等 ■ □											
放射線管理設備	モニタリングポスト, 排気筒モニタ類の点検等 ■							モニタリングポスト, 排気筒モニタ類の点検等 (法令に基づき, 毎年定期的の実施) ■											

注：状況によって工程の変更はあり得る。

*1 制御棒駆動機構は点検実績から作業時間を延長する。

*2 廃液蒸発凝縮器(B)等(廃ガス圧縮機(B)含む)は、夏場の結露増加対策として、点検時間を冬場に変更する。

れ、12月12日に原子力委員会及び12月17日に原子力委員会から経済産業大臣宛に答申書が提出された。12月26日にナトリウム漏えい対策の設置変更許可が出されたことから、翌27日にナトリウム漏えい対策工事等の設計及び工事の方法の変更に係る認可申請書を提出した。

安全性総点検指摘事項については、2002年11月29日に原子力安全・保安院より、もんじゅの安全性総点検に係る対処及び報告が妥当である旨の通知を受けた。

福井県においては、「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」が2001年7月に設置され、本期間中、第12回委員会（中間まとめ回答案）が2002年10月22日に開催された。

東京電力自主点検の不適切な対応に係る水平展開について、2002年11月15日にふげん及びもんじゅの中間報告を実施した。11月29日にはもんじゅの作業が終了した。

地域の皆様にサイクル機構の業務や原子力の安全性、必要性等について理解していただくことを目的に「さいくるミーティング」を継続して実施している。2001年10月1日から開始して、現時点で130回、約4,300人の方々と交流を図った。

「もんじゅ」現場見学会を継続的に開催し、本期間中に3,309名（累積68,028名）の方々に直接現場を見学していただくとともに、ご意見を頂戴した。

2. 「もんじゅ」に係る研究開発

「もんじゅ」による研究開発、FBRサイクル総合研修施設や運転訓練シミュレータを用いた運転員・保守員の教育訓練、国際協力及び敦賀地区の技術情報管理にかかわる業務を進めている。

2.1 研究開発

(1) プルトニウム利用高度化を目指した研究開発

炉の運転サイクル期間を延ばし、プラント稼働を上げるため、高速増殖炉燃料を高性能化し経済性を向上させる研究開発を進めている。

高速増殖炉燃料の高性能化については、実用炉で想定される長期連続運転（12ヵ月）を「もんじゅ」で実証する際の技術的な成立性を見通しや、運転再開後に当初の安全・安定運転を達成した後の新しい炉心体系への移行計画について検討を継続した。「もんじゅ」制御棒の長寿命化については、ダブルポーラスプラグ（多孔質金属製の端栓）型ナ

トリウムボンド・ピンの成立性を見通しを確認するため、ナトリウム洗浄試験に着手した。

(2) 供用期間中検査技術開発

供用期間中検査技術開発については、主として、原子炉容器廻り検査システムと蒸気発生器伝熱管検査システムの開発整備を進めている。原子炉容器廻り検査システムについては、検査装置に搭載を検討しているEMAT（電磁超音波探傷器）について、センサー用磁石の小型高性能化のための構造検討を行った。蒸気発生器伝熱管検査システムについては、ECT（渦電流探傷）センサー性能の向上を目指し、センサーの解析・試作・試験を進めており、伝熱管に付着したナトリウムが探傷信号に与える影響解析やセンサーの振動ノイズの調査のためのモックアップ試験等を行った。

(3) 運転・保守支援技術、機器・システム技術の高度化

運転・保守を支援するためのシステム開発、データベースの整備、事故・トラブルを未然に防ぐための異常診断技術の開発並びに予防保全技術の開発等を進めている。

運転・保守支援技術開発については、「もんじゅ」作業票・保修票管理システムの開発、CADデータの整備を継続して進めている。

予防保全技術の開発として、プラント主要系統代表機器のクリープ疲労損傷を計算する構造健全性モニタリングシステムの開発を終了し、FBR安全研究報告会にて報告した。また、もんじゅ維持基準の検討については、東京電力の自主点検における不適切な対応に関連して軽水炉維持基準の動向を調査した。被ばく低減化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、高速炉補修線量予測システム（DORE）のもんじゅ建設所への移管と利用促進を目的にOJTによる要員育成を継続している。

(4) もんじゅプラント評価

「もんじゅ」性能試験等の実機データから、系統設備の設計余裕及び設計解析の妥当性を示し、得られた知見を将来炉の設計に資することを目的に、もんじゅ設計技術評価を進めている。

高速炉の設計条件や仕様を決める際の判断を支援するソフトウェアの高度化を進めるとともに、蒸気発生器の内部挙動を詳細に把握するための解析コードの整備を進めた。また、1次主冷却系、2次主冷却系を中心にスクラムフォルトツリーの

検討・評価を進めている。

(5) FBR実用化戦略調査研究

軽水炉に比肩できるFBR発電コストを達成するためには、定期検査の期間を短縮し、プラントの稼働率を向上させる必要があり、大洗工学センターを中心に進めている実用化戦略調査研究の一環として、国際技術センターでは運転・保守コストの低減のための検討を行っている。

高温用蒸気発生器体積検査技術の開発については、耐熱性を確認した部品材料を用いてセンサーを試作した。また、ナトリウム中目視検査技術の開発については、センサーと対象物の距離に加えて、角度を変えた時の影響をシミュレーションで確認した。

2.2 教育訓練

運転員、保守員の教育訓練を目的に、もんじゅシミュレータによる教育・訓練、FBRサイクル総合研修施設を用いたナトリウム取扱研修及び保守研修について年間計画に基づき10月から12月分の研修計20回を計画的に進めた。また、FBR技術の継承を目的に「FBR応用講座」や特別講座として第2回「もんじゅ建設の歩み」を開催した。また、外部関係機関からの要請による研修として、原子力安全・保安院や福井県消防学校へのナトリウム技術研修及び京都大学・大学院シミュレータ研修を実施した。

2.3 国際協力

「もんじゅ」・国際技術センターを国際的に開かれた共同研究の場として研究開発を推進するため、従来から進めている運転経験に関する情報交換に加えて、「もんじゅ」における1)運転前試験、2)照射試験関連、3)高速炉技術の保存と活用の三つを重点課題として国際協力を推進している。特に運転前試験においては、海外先行炉との試験項目との比較、長期運転停止後の運転再開に関する事前確認内容、追加試験の提案などの観点から、機能確認試験及び出力上昇試験計画について、米、仏、英、独の4カ国から技術者を招聘し、2003年1月から3

月にかけて国際的レビューを受ける予定である。

2.4 技術情報管理

「もんじゅ」プラントの性能評価などの科学技術計算及びプラント運転支援に必要な情報処理計算機システムの運用・管理、一般業務・FBR研究開発業務に必要な計算機・ネットワーク等の情報環境の整備・高度化を進めている。

なお、本期においてはFTPサーバを冗長二重化(ロードバランシング)としたほか、HTML及びデジタル画像処理に関するIT教室を開催した。

3. 外部機関との研究協力

若狭湾エネルギー研究センターに委託している「B₄Cペレットのイオン照射実験による中性子照射時の組織損傷に関する基礎研究」についての2002年度分を進めている。また、「ナトリウム取り扱い技術にかかわる社会的受容性研究」の委託研究を進めている。

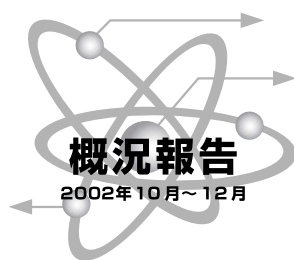
福井大学と4件の共同研究(①蒸気発生器ヘリカルコイル内気液二相流の多次元解析、②高速増殖炉構造材の超長寿命疲労強度特性に関する基礎研究、③FBRプラントにおけるき裂進展評価手法の高度化に関する研究、④高出力ミリ波セラミックス焼結法による制御棒材の改良と長寿命化)について2002年度分を実施している。

東京大学及び京都大学との先行基礎工学研究協力に基づき実施しているナトリウム冷却FBR用熱電発電システムに係る共同研究の一環として、2003年3月に実施する小型ナトリウムループを用いた基礎特性試験の準備作業を実施している。

大阪大学との共同研究に着手し、原子炉容器廻り検査装置に搭載を検討しているEMAT(電磁超音波探傷器)に用いる高性能磁石の検討を行い、超音波の伝播特性解析等を進めた。

九州大学との公募型研究として、蒸気発生器の伝熱管内に挿入された探傷プローブの振動ノイズの原因究明に着手した。

(敦賀本部)



－高速増殖炉サイクルの研究開発－ 高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究

1. はじめに

高速増殖炉（FBR）サイクル実用化戦略調査研究は、安全性を大前提として、軽水炉サイクル及びその他の基幹電源と比肩する経済性を達成し得るよう、FBRサイクルが本来有する長所を最大限に活用した実用化像を提案し、併せて将来の社会の多様なニーズに柔軟に対応できる開発戦略を提示することにより、FBRサイクルを将来の主要なエネルギー供給源として確立する技術体系を整備することを目的とする。

本研究は、フェーズⅠ（1999年度、2000年度）及びフェーズⅡ（2001年度から5年間）と、段階に分けて実施することとし、1999年7月から、サイクル機構、電気事業者、（財）電力中央研究所（電中研）及び日本原子力研究所（原研）などからなるオールジャパン体制で研究開発を開始した。さらに、その後の研究開発については、5年程度ごとにチェック・アンド・レビューを受け、ローリングプランで進め、競争力のあるFBRサイクル技術を2015年頃までに提示することを目標としている。

フェーズⅡでは、フェーズⅠで抽出したFBRシステム及び燃料サイクルシステムに関する有望概念について、候補概念相互の可能な限り定量的な比較評価を実施できるレベルまで設計研究を深めるとともに、定量的な絞り込みを実施する上で必要となる要素技術開発（データを取得する試験の実施、設計評価のための解析技術の整備等）を実施し、これらの成果を基にFBRサイクル全体の整合性に配慮しながら実用化候補概念として有望な2～3の候補に絞り込み、併せて必要な研究開発計画（ロードマップ）を提示することとしている。

フェーズⅡの2年目にあたる2002年度第3四半期では、2003年度末のフェーズⅡ中間取りまとめのための報告書及びフェーズⅢ以降の開発計画作成に向けた準備を開始した。

2. FBRシステム

2002年度第3四半期は、2003年度に予定されている中間取りまとめに向けて、各炉の設計研究と要素技術開発を着実に進展させた。以下に、炉概念ごとに進捗状況を概説する。

(1) ナトリウム冷却炉

プラント設計では、大型炉及び中型炉のシステム成立性、プロセス計装の設計検討を進めた。特に、両概念ともに、自然循環冷却による崩壊熱除去機能を確保する設計対策を検討し、これに伴う系統負荷低減による物量削減の可能性を検討し、大型ディーゼル発電機の代わりに小型ガスタービン発電機を採用できる見通しが得られ、非常用発電設備の縮小化が可能となった。また、大型炉の原子炉構造の耐震性を検討し、強地震対応の場合でも原子炉容器の座屈に対する安全裕度は少なくなるものの成立する見通しを得た。

酸化物（MOX）燃料を用いた炉心設計では、内部転換比を向上させ長期運転サイクルを達成できる太径ピン燃料を用いた炉心について、炉心損傷初期の即発臨界超過を防止するなどの安全性上の要求と整合させることを狙った炉心設計を進めた。金属燃料炉心では、高燃焼度・高照射量での変形を考慮した炉心燃料仕様、炉心特性を検討中である。環境負荷低減炉心として、減速材（例：水酸化ジルコニウム）ピンとFP含有ピンを含むLLFP核変換集合体を装荷した炉心の核熱設計追加検討を進めた。

安全設計では、MOX炉心に対して内部ダクト付き集合体（FAIDUS）及び軸方向ブランケット一部削除集合体（ABLE）の炉心損傷事故時の再臨界回避能力に対する解析評価を継続して進めている。

保守・補修性（ISI & R）の検討では、内外の先行炉（常陽、もんじゅを含む）の故障・事故例の網羅的な調査分析を進め、ナトリウム冷却炉の設

計上及び保守・補修上、留意すべき事項を具体的に摘出した。今後は、実用炉の設計概念を対象に、これらの事項を反映し、ISI & R方針及び設計へ反映させていく。

要素技術開発では、流速の上昇に対する炉内流動の適正化について原子炉容器上部プレナムを模擬した縮尺モデル水流動試験を実施している。試験ではプレナム内の流況を定量的に把握するとともに、流動適正化を図る構造物の案を策定しその効果を把握した。高流速大口径配管については、大型炉のホットレグ配管を模擬した1/3縮尺水流動・振動試験装置の亚克力製可視化試験体とステンレス鋼製振動試験体の製作設計を実施している。物量低減に向けた1次冷却材ポンプと中間熱交換器の合体機器開発については、詳細振動解析モデル（3次元モデル）を用いて、従来よりも精度の高い伝熱管摩耗量評価手法の開発を進めている。また、1/4スケールモデル試験の実施に向け、振動試験装置の設計を進めている。

(2) 鉛ビスマス冷却炉

鉛ビスマス冷却中型炉のプラント概念の検討では、水-蒸気系概念やプラント制御系の検討を行うと共に、ステップ状の負荷変動時のプラント動特性について予備的な解析を実施している。FHM（燃料取扱装置）については、物量低減の観点から建屋容積の低減を目指した合理化検討を実施し、燃料交換設備概念の設定を行った。

炉心設計については、炉停止系基本仕様の検討を行い、ACMI（吸収材-被覆管機械的相互作用）防止や温度制限、寿命等を考慮し、炉停止系の基本仕様を設定した。

要素技術開発では、腐食特性に関する研究をドイツ・カールスルーエ研究所（FZK）を始め国内外の研究所及び大学等と共同で実施している。2001年度より開始したFZKとの共同研究においては、炉心・構造材料の耐食性確認試験について、浸漬時間800～10,000時間、試験温度500～650℃の酸素濃度制御の停留環境下における耐食性確認試験を継続実施中であり、現在5,000時間試験後材料の分析を進めている。2002年度中に温度550℃、流速2 m/sec、試験時間10,000時間、酸素濃度制御環境（10⁻⁶wt. %）の流動条件下における耐食性確認試験を開始する予定で諸準備を進めている。また、国内の大学との腐食特性に関する共同研究として、鉛ビスマスに対する鉄の溶解度測定等を

実施している。

(3) ガス冷却炉

被覆粒子燃料型ヘリウムガス冷却炉を対象に引き続き設計研究を実施している。

2001年度より検討を進めてきた横方向流・被覆層表面直接冷却型の被覆粒子型炉心（概念1）については、制御棒仕様の設定、軸ブランケット部の冷却性や集合体間の流量配分計画等に着眼した熱設計等、炉心・燃料設計検討の詳細化を行っている。一方、被覆層破損による1次系内汚染の可能性に対応するため、燃料被覆層の外側にもう1層のパウダリを備えた炉心概念の検討も進めており、冷却チャンネルを有する六角ブロック型容器内に被覆燃料粒子を充てんし燃料粒子間を2次粒子充てんまたは固相マトリックスとする燃料集合体概念（概念2）を対象に検討を行い、パラメータ解析を通じて除熱特性や炉心特性の概略を把握した。これを基に概念2においてレファレンスとする炉心仕様の検討を行い、安全評価を含めた概念検討を開始した。これまでの検討結果や今後の見通しを基に、概念1、概念2の各々の炉心形態について、実用化戦略調査研究の開発目標への適合性の観点からの比較検討・整理を行っている。

プラントの系統・設備概念については、炉心損傷時の概略事象推移とコアキャッチャ設備概念及び耐震性等に着目した設計研究を進めている。

(4) 小型炉

小型炉についてはナトリウム冷却小型炉、鉛ビスマス冷却小型炉を対象とした設計研究、並びに多目的利用として水素製造に関する検討を引き続き実施している。

ナトリウム冷却小型炉については出力150MWe、金属燃料炉心を採用した反射体制御・強制循環方式、制御棒制御・強制循環方式及び自然循環方式の3概念について炉心検討及びプラント概念の構築を進めている。炉心燃料設計では上記3概念の炉心仕様を暫定し炉心の安全解析を進めるとともに、より合理的な燃料炉心仕様を決定するため追加パラメータサーベイに着手した。特に反射体制御方式では固有の安全性及び反応度収支の観点より、制御棒追設の必要性や適応し得る出力範囲の明確化などの検討を進めている。プラントシステムについては保守・補修性の観点から、炉内主要構造物（電磁ポンプ、IHX）の引抜き性について検討し、原子炉容器上部を膨らませた構造とした。

また反射体の課題（交換方法，冷却方法，支持方式）について整理した。

鉛ビスマス冷却小型炉については炉心仕様変更による安全性の見通しを把握するために，フィードバック反応度の不確かさや制御棒本数などをパラメータとした安全解析を実施中である。

多目的利用に関する検討についてはメタンガスの水蒸気改質法による水素製造プラントを対象として，系統構成や水蒸気改質器構造の具体化などを行った。

(5) 炉型に共通な技術開発課題

高性能被覆管（ODS鋼）の開発では，2001年度に製造した海外HIP（熱間等方加圧）素管の性能評価を実施し，改良点を明らかにした上でそのための評価試験に着手した。また2001年度に製造した中空キャプセル大型素管からの長尺被覆管製造試験を実施し，製造した被覆管の検査を実施している。ロシアBOR-60炉でのODS鋼被覆燃料ピン照射試験については，ロシア原子炉科学研究所（RIAR）にて技術会議を実施し，サイクル機構側より提供した技術情報を基にしてRIARにて照射用燃料ピン設計が進められた。国内では，照射用被覆管の製造及びその上部端栓溶接を行うと共に，ロシアへの輸出許可手続きを進め，2002年12月にはRIARに向けて上部端栓付の照射用ODS被覆管を発送した。「常陽」での照射試験については，2007年にODS鋼被覆燃料ピンのキャプセル照射試験を開始する予定で準備を進めており，照射試験燃料ピンの設計に必要となる材料強度基準暫定案を策定した。TRU酸化物燃料ピンについても「常陽」での照射計画の立案・調整を継続して実施している。

再臨界回避概念成立性を見通すためにカザフスタンで実施している試験研究（EAGLEプロジェクト）については，燃料溶解過程での化学反応抑制の観点から金属ジルコニウムを添加した炉外試験を実施すると共に，試験燃料の発熱効率を把握するための予備試験を実施し，その結果に基づき試験体容器仕様等の炉内試験体構造概念の具体化を進めた。

既存12Cr鋼を高速炉構造材料へ適用する場合の課題は，靱性及び高温延性がやや不足している点ならびに溶接部強度の確保にある。このため，母材についての特性改良，最適溶接金属及び溶接施工法開発を進めている。母材に関しては，各種高温強度特性確認試験を継続するとともに，改良

仕様材（タングステン添加調整材及び熱処理変更材）及び2002年11月に終了した600℃-6,000時間熱時効（550℃約20年間に相当）材を含め衝撃試験を実施し，靱性改善の方向を検討した。靱性改善が認められたタングステン調整材については溶接金属を絞込み，継手を試製作した。

免震技術については，皿ばね材料のクリープ試験を実施中である。また，水平支持装置の機能確認試験について検討を開始した。

3. 燃料サイクルシステム

再処理システム及び燃料製造システムの概念ごとのシステム設計研究及び要素技術開発の進捗状況を概説する。

(1) 再処理システム

システム技術開発では，フェーズⅠの成果及び昨年度の機器・設備概略検討結果，燃料組成変動に対する運転モード検討結果等を基に，プラント全体の操業性を考慮したシステムフローの検討を進めた。

① 先進湿式法

先進湿式法の基準プロセスを代替・補完する技術（イオン交換法，超臨界流体直接抽出法等）に関し，検討対象とした狙いとの整合を図りつつ，適切に評価する手順を検討した。また，要素技術開発の進捗を鑑み，試験結果と設計値との取合いをミルシート形式で整理している。

高レベル放射性物質研究施設（CPF）においてはホットプロセス試験のための準備作業及び官庁検査を完了し，2002年12月11日より先進湿式法に係る溶解試験を開始した。

② 乾式法（酸化物電解法，金属電解法）

乾式法の共通技術開発については，東海事業所においてウラン試験を開始した。

酸化物電解法については，RIARでの電共研試験に立会った。本試験では，酸化物電解法の枢要技術である酸化物燃料電解共析工程において，実際の使用済燃料の処理を想定して複数のFPイオンが熔融塩中に添加し，電解がどのような影響を受けるかを調査している。

金属電解法については，電中研との共同研究に基づきCPFに設置したPu試験用設備において，放射性物質を用いないコールド試験により，試験装置の性能を確認した。また，電中研-EU超ウラン元素研究所（ITU）間の共同研究で継続実施している電解精製試験では，陰極へのPu，Uの析出挙

た導入シナリオの検討に着手し、検討スコープの具体化及び必要な炉心設計情報の収集を進めている。対外的には、プルサーマル導入意義に関する投稿（原子力学会誌）、原子力水素利用に関する投稿（原子力eye）、水素シンポジウム対応、原子力学会春の年会への発表登録などを実施した。また、日仏協力会合においてシナリオの比較研究を進めることを合意した。

FBRサイクル総合評価技術検討会を開催し、FBRサイクル開発の戦略検討及び総合評価の進め方を主要テーマとして議論した。今後の検討に対する意見として、原子力の利用またはFBRサイクルの導入に伴う負のリスクの説明、速くかつ安く実現可能なオプションの提示、真摯な取り組み姿勢のアピールなどの必要性が指摘された。

社会的受容性についてはサイクル機構、電中研及び電事連における取り組み状況や関連研究のフォロー、専門家からの意見聴取、FBRサイクルの意義や必要性に関する説明資料の検討などを、社会的受容性検討準備会を中心に進めている。

FBRサイクル技術情報データベースについては、迅速かつ正確な情報処理のため、情報登録の自動化、諸量計算ツールとのデータ連携、ユーザーインターフェースの改良などを進めている。また、資源、エネルギー、環境、コストなどの関連情報データベースについては、利用者を制限した条件で体験公開を実施し、引き続きイントラネットによる社内公開に向けて、登録情報の充実やアクセ

ス方法改良などの整備を進めている。

関連する評価手法の開発・整備については、投資対効果評価法ではエネルギー経済モデルの改良、多面的評価手法では他電源との比較、エネルギーセキュリティ、社会的受容性、核拡散抵抗性及び技術的実現性に関する検討を継続している。サイクル諸量計算コードについては、Puバランスに応じた導入FBR規模の最適化評価機能の組み込みなどの改良を進めている。

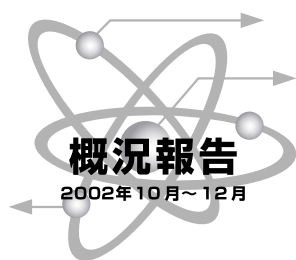
燃料サイクル施設のリスク特性把握については、乾式燃料サイクル施設のリスク分析、放射性物質放出事象の健康影響リスク分析を進めている。乾式システムのリスク分析については、主要なリスク因子として溶融塩の漏洩、金属火災、射出成形装置での臨界を摘出し、事象発生原因及び放射能放出シナリオを展開した。また、FBRプラントシステムについては、安全設計上の課題摘出等を目的として、ガス冷却炉に加えて鉛ビスマス冷却炉の炉心損傷頻度についてもイベントツリー*構築などの確率論的安全評価（PSA）検討を進めている。

参考文献

- 1) 野田 宏, 山下英俊, 他: “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズⅡの2001年度成果”, サイクル機構技報, No.16, 16-1 (2002).

（本社：経営企画本部
FBRサイクル開発推進部）

*イベントツリー：起回事象発生時にその拡大を防止するためにあらかじめ設けられている安全機能のうち、どれが成功し、どれが失敗したかの組み合わせを考えて、事故の進展ケースを分類するための系統図。



—高速増殖炉サイクルの研究開発— 高速増殖炉の研究開発

1. 高速増殖炉固有の研究開発

高速増殖炉（FBR）の研究開発は、安全確保を前提に、「経済性向上、資源の有効利用、環境負荷低減、核不拡散性の確保」を目標に、燃料サイクルと整合をとり、実用化に向けて競争力のある技術に仕上げることを目指している。

このため、大洗工学センターを中心に、FBR固有の特徴（高速中性子の利用、高温構造システム、液体金属等を冷却材として利用）を踏まえて、「安全性の研究」、「炉心・燃料の研究」、「構造・材料の研究」をFBR基盤技術の3本柱とし、米国、仏国、露国等との国際協力を活用して効率的に実施している。

現在は、FBRサイクル実用化戦略調査研究における種々の候補概念の成立性判断や校込みと国の安全研究に研究成果を反映することを目的に重点化を図って進めている。

1.1 安全性の研究

FBRの安全性の研究は、FBRの特徴を十分に考慮し、FBRの実用化を支える基盤研究としてFBRサイクル実用化戦略調査研究へ成果を反映すること、国の安全規制への貢献の観点から安全基準類や安全審査のための判断資料の提供等、国の研究機関として安全研究を推進する役割を果たすこと、サイクル機構が有する「常陽」、「もんじゅ」の許認可及び安全性維持・向上に主体的に貢献を果たすことを目的に研究の重点化を図り進めている。

① 確率論的安全評価に関する研究

確率論的安全評価に関する研究は、FBRの安全性を包括的に評価するための確率論的安全評価（PSA）手法及びFBR機器の信頼性データベースを開発・整備するとともに、その適用を通じてFBRの安全性の向上に資するものである。

確率論的安全評価（PSA）手法については、鉛

ビスマス炉の設計情報を基にリスク評価モデルの検討を進めた。FBR機器の信頼性データベースについては、「もんじゅ」の機器データ、故障データ、運転データを機器信頼性データベース“CORDS”へ登録した。

② 燃料安全に関する研究

燃料安全に関する研究は、過渡条件下における燃料破損メカニズムと破損限界の実験的な解明と合理的な破損評価手法の開発、炉心局所事故時の燃料ピン・冷却材伝熱挙動と被覆管破損後の燃料損傷拡大挙動の実験的な解明とこれらの評価手法を開発し、FBR燃料（主としてMOX燃料）の実用化と安全評価上の基準類の整備に資するものである。

定常及び除熱能力低下型条件下での破損限界評価については、ODS鋼の炉外強度データを中心に評価し、材料強度基準に反映した。過出力条件下での破損限界評価については、米国の過渡試験炉（TREAT）を用いた新型燃料の破損限界解明試験候補として、ODS鋼被覆MOX燃料、高燃焼度金属燃料、高燃焼度MOX中空燃料の3種を選定し、これらについて各々対象燃料ピンの検討を進めた。

③ 炉心安全に関する研究

炉心安全に関する研究は、炉心損傷事象に係わる実験的データベース及び安全評価手法を整備・適用して、FBRの炉心安全性の向上に資するものである。

炉心物質移動挙動試験については、融体プール／冷却材流路隣接型試験を6試験実施し、冷却材が融体プール中に取り込まれる挙動及び融体放出挙動を調べた。仏国放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）との共同研究で実施しているCABRI-RAFT炉内試験では、溶融燃料とスチールの伝熱特性に着目した試験（TP-A2、TP3）について炉心崩壊過程解析コード“SIMMER-Ⅲ”を用いた解析評価を実施した。カザフスタン共和国国立原子力

センター（NNC）の試験炉IGRを用いた再臨界回避に向けた試験研究（EAGLEプロジェクト）においては、融体の排出経路の壁破損挙動について調べる試験（WF）の試験体の詳細設計を完了するとともに、炉外試験に関してはナトリウムを用いない条件での要素試験（UTD-M1）を実施した。

④ 伝熱流動に関する安全研究

伝熱流動に関する安全研究は、FBRの安全性向上及び安全評価に不可欠な伝熱流動に関する評価手法、基盤データを整備し、技術基盤を確立するものである。特に、異常な過渡変化から設計基準外事故までを対象とした総合的な解析評価手法の確立及び冷却材バウンダリや炉内構造物の健全性、崩壊熱除去時の炉心除熱特性、反応度抑制機能喪失事象（ATWS）を対象とした炉心核的特性と伝熱流動を結合させた受動安全特性を評価する手法の確立と実験的知見の取得に重点を置いている。

全炉心熱流動評価手法の開発については、自然循環による崩壊熱除去に関し、インターラッパフロー（集合体間ギャップを通る流れ）の炉心部形状に関する依存性、流れの周方向依存性を明らかにするための水試験データについて試験解析を完了した。伝熱流動数値実験研究では、相変化を伴う熱流動シミュレーション手法の開発に関し、カバーガス圧をパラメータとしたナトリウム水反応感度解析を実施した。過渡伝熱流動現象評価に関する研究においては、配管系サーマルストライピングの乱流特性に関する試験及び挙動解析を実施した。ナトリウム中流動現象計測手法開発については、ナトリウム中で構造物を視認する技術の一つである高温用超音波トランスデューサーの性能評価試験について、結果の整理、分析を進めた。

⑤ ナトリウム及び格納系に関する安全研究

ナトリウム及び格納系に関する安全研究は、ナトリウムに係わる安全性評価技術の高度化を図るとともに、ソースターム及び格納系安全評価技術の高度化を図るものである。

ソースターム評価手法の開発については、FP放出モデル“BOOTH”の調査を終え、炉内ソースターム総合解析コード“TRACER”への組み込みを進めた。ナトリウム燃焼試験においては、液滴の落下高さをパラメータとした落下液滴燃焼実験データ及び燃焼残渣の再着火・安定化に関する実験データをまとめ、燃焼シンポジウム（2002年12月4～6日；大阪）に発表した。蒸気発生器に関

する安全技術高度化研究に関しては、FBRサイクル実用化戦略調査研究に反映するため、12Cr鋼伝熱管のナトリウム・水反応によって生じる熱と反応生成物が機械的、化学的に与える損傷を評価するウェステージ試験の準備を進めた。ナトリウム漏えい検出システムの高度化については、ナトリウム燃焼エアロゾルを用いたレーザーブレイクダウン法によるナトリウム漏えい検出系の適用性を評価するための感度評価試験を実施した。

1.2 炉心・燃料の研究

炉心・燃料の研究は、安全性に優れた合理的な設計に反映することを目的に、FBR炉心の特徴である、使用温度が高いこと、高速中性子場で照射されること、ナトリウム等を冷却材に用いること、高燃焼度まで燃料を使用すること等を踏まえて進めている。

① 炉心に関する研究

炉心の研究は、FBR炉心の特徴である中性子エネルギーとして核分裂スペクトルの数MeV領域から数十eVまでの5桁に及ぶ広い範囲での中性子の反応を精度よく評価するための核特性評価技術の開発、高燃焼度化や高線出力化に対応する燃料体の伝熱流動を評価するための熱流動評価技術の開発を進めている。

核特性評価技術の開発については、国際炉物理専門家会議（PHYSOR2002）にて、露国臨界実験装置（BFS）実験解析成果をロシア物理エネルギー研究所（IPPE）との共同論文（2件）にまとめ、発表した。熱流動評価技術の開発では、高燃焼炉心内熱流動現象の評価のため、バンドル変形解析コード“BAMBOO”で再計算した燃料ピンの変形量をもとにサブチャンネル解析コード“ASFRE”を用いて、温度解析を実施した。

② 燃料に関する研究

燃料の研究は、燃料サイクルコストの低減や炉心サイズのコンパクト化を図るため、混合酸化物燃料（MOX）ペレット燃料を中心に、集合体取出平均燃焼度150GWd/t、ピーク線出力400W/cm以上、被覆管最高温度約700℃以上を目標とし、燃料ペレットから集合体規模までの高燃焼度での挙動を評価するための燃料特性評価技術開発、高燃焼度下でのスエリング特性に優れた材料を開発するための炉心材料開発に重点を置いて進めている。また、FBRサイクル実用化戦略調査研究で対象と

なっている金属燃料や窒化物燃料、振動充てん燃料、マイナーアクチニド（MA）含有燃料等の新型燃料開発を進めている。

燃料特性評価技術開発については、MOX燃料ペレットの照射初期のギャップコンダクタンスに関する論文を作成し、Journal of Nuclear Materialsに論文投稿した。炉心材料開発では、酸化物分散強化型（ODS）フェライト鋼の瞬間応力負荷試験を開始した。また、フェライト鋼ラップ管の異材溶接部熱膨張差応力による累積塑性歪に係る健全性について検討した。新型燃料開発においては、窒化物燃料のFPガス放出挙動と燃料スエリングに着目した評価を継続実施した。

③ 照射技術開発及び照射後試験技術開発

高速実験炉「常陽」では、照射試験ニーズに対応した照射装置の開発や照射条件を評価するための照射技術開発を進めている。また、「常陽」等で照射した燃料や材料は高線量となることから、遮蔽窓越しにマニプレータを用いた遠隔操作により試験を行う。このため、遠隔操作性・保守性に優れ高精度でデータ採取を可能とするための照射後試験技術開発を進めている。

照射技術開発では、光ファイバーによる計測システムの開発において、「常陽」の1次冷却系配管に光ファイバーケーブルを設置し、1次冷却系配管及び同サポート部の歪み、振動データの取得を開始した（図1参照）。

④ 分離変換技術開発

長寿命核種（核分裂生成物、アクチニド核種）の分離変換技術は、放射性廃棄物の廃棄量の低減、

ウラン資源の利用効率の向上や白金族元素等の希少金属の回収、有効利用等を目的に技術開発を進めている。

分離変換技術開発では、分離変換を行うことによる地層処分のメリットを評価するために、分離変換と地層処分の関係評価を実施した。

1.3 構造・材料の研究

FBRの構造・材料の研究は、炉の使用期間に渡って運転温度が高温（「もんじゅ」の場合、最高温度529℃）でかつ機械的荷重や熱応力の厳しい条件で使用されるというFBR特有の課題に焦点をあてて、プラント建設コスト低減とプラントの高温化・長寿命化、並びに運転信頼性の向上を通じてFBRの安全性、経済性の向上を図ることを目的としている。

① 高温構造設計技術開発

高温構造設計技術開発は、主要機器構造の設計最適化と信頼性向上、原子炉構造のコンパクト化と系統構成の簡素化というFBRの実用化の課題を解決するため、構造解析コードの開発、クリープ疲労損傷の防止に重点をおいた強度評価手法の高度化と構造設計基準の整備、熱過渡荷重評価から構造健全性評価を統合して解析する技術の開発、設計から製作・運転・保守を包括的にとらえ構造設計の抜本的な合理化を狙ったシステム化規格技術の開発に重点をおいて進めている。

構造解析コードの開発については、汎用非線形構造解析コード“FAINAS”の機能改良として、大型三次元構造モデルの詳細解析（100万自由度）

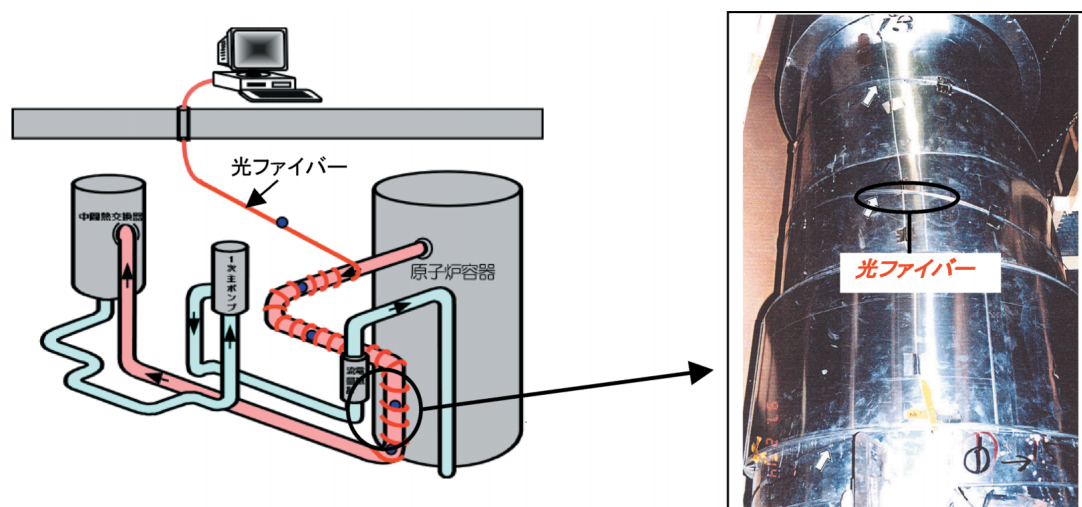


図1 光ファイバーによる計測システムの概要

を可能とする直接法／反復法混合型の高速ソルバ開発を進めた。構造健全性評価に係る解析・評価技術の開発では、構造健全性の定量的評価に関する方法論開発として破損確率評価法の標準化を行い、プロトタイププログラムを作成するとともに、信頼性指標を用いた方法論の検討を進めた。また、系統熱過渡評価法の開発においては、詳細系統熱過渡流動コードへ組み込んだ応力解析モジュールの機能検証を行った。システム化規格技術の開発については、その機能と効果の定量的な確認のため、例題を用いた予備解析を実施した。

② 材料評価技術開発

FBRの構造材料は、高温すなわちクリープ現象が生じる温度領域で使用されること、ナトリウム等の液体金属が冷却材として使用されること等から、軽水炉ではさほど重要でないクリープやクリープ疲労に対する強さ、さらには延性などの高温における材料特性や耐食性に優れていることが要求される。このため、高温強度に優れた低炭素・窒素添加のオーステナイト系ステンレス鋼(316FR鋼)や高クロムフェライト鋼(12Cr鋼)等の材料開発、材料強度データベースと材料強度基準の整備、高温強度・寿命評価法の開発、高温・長時間使用環境下における構造材料の損傷機構の解明と損傷検出技術の開発、ナトリウムや鉛ビスマスなどの冷却材に対する構造材料の耐食性評価と腐食機構の解明に重点をおいて進めている。

材料強度データベースの整備については、材料データベースシステム“SMAT”の公開に向けたデータ整備(破面観察、材料特性データ等)を継続するとともに、SMATの機能拡張のためのシステムプログラム作成を終了し、利用マニュアルの作成に着手した。高クロムフェライト鋼の材料開発では、FBR用12Cr鋼(HCM12A-FBR)の材料物性(引張特性、衝撃特性、クリープ特性等)を取得する試験を継続実施し、延性及び靱性改善検討に資するデータを取得するとともに、最適材料組成の検討に必要な高純度鉄基合金及び高純度クロム基合金の材料試験を継続した。Pb-Bi腐食特性評価及び腐食制御基礎技術の開発では、独国カールスルーエ研究所(FZK)と共同で実施している主要国産FBR材料(316FR, HCM12A, ODS)を対象としたPb-Bi共晶合金(LBE)中耐食性確認試験における5,000時間の腐食試験結果についてFZKと検討を行い、流動LBE中試験に供する材

料を選定(HCM12A, ODS)した。また、腐食機構解明に向けた詳細材料分析を行うとともに、得られた知見について、第11回原子力工学国際会議(ICONE-11)への発表論文を投稿した。漏えいナトリウムの活性抑制技術の開発においては、ナトリウム漏えい環境を模擬した条件下での12Cr鋼(HCM12A)の腐食評価試験を終了し、分析とデータ評価を開始した。

③ 耐震設計技術開発

FBRの機器類は、低内圧と大きい熱応力を考慮して相対的に薄肉構造を採用することから、耐熱応力設計に加えて耐震設計を十分に行うことが重要となる。また、FBRに免震構造を採用することにより地震入力を低減でき、物量削減や設計の簡素化・標準化等が期待できる。このため、地震時の高温配管の耐震強度評価法の開発、地震荷重を根本的に緩和する技術としての3次元免震構造とその評価技術に関する研究を進めている。

上下免震評価法の開発においては、上下免震構造に適合する減衰装置の検討を継続するとともに、水平支持装置の機能試験に関する検討を開始した。3次元免震構造とその評価技術については、建屋3次元免震(3候補)の免震要素に関する装置開発試験計画を推進し、試験体(減衰機構、ロッキング抑制機構含む)の設計、製作を進めた。

2. 高速実験炉「常陽」

「常陽」は、液体金属ナトリウム冷却の高速増殖炉(FBR)実験炉として、1977年の初臨界達成以来、熱出力50MW及び75MWでの増殖炉心(MK-I炉心)による運転を経て、1983年から照射用炉心(MK-II炉心)として、熱出力100MWでの照射運転を開始し、2000年6月末に累積運転時間約6万1千時間、積算熱出力約50億6千万kWhを達成し、MK-II炉心としての運転を終了した。

その後、高性能燃料・材料の開発をより効率的に進めること及び外部からの幅広いニーズに即した照射試験を行うために、「常陽」高度化計画(MK-III計画)を進めている。MK-III計画では、MK-II炉心より高速中性子束を高める(約1.3倍)とともに、炉心燃料領域を拡大し、制御棒の配置を変更して照射用集合体装荷数を増加(約2倍)及び燃料取扱設備の自動化等により照射運転時間の増大(約1.5倍)を図る。これら炉心の高中性子束化と炉心領域の拡大に伴い原子炉定格出力が

100MWから140MWに増大することにより、冷却系の機器（主中間熱交換器2基、主冷却機4基及び2次主循環ポンプ用モータ2台）の交換が必要となり、2000年6月より2003年度内の臨界を目指し改造工事を進めている（表1の工程表参照）。

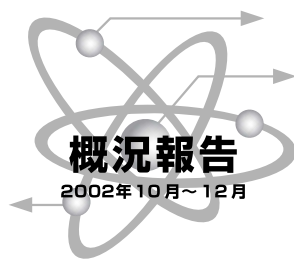
施設の点検及び改造については、第13回施設定期検査及びMK-Ⅲ関連作業を継続実施している。MK-Ⅲ関連作業では、MK-Ⅲ炉心構成のための燃料交換として、2002年度上期分を8月に終了さ

せ、下期分の燃料交換作業を11月より開始した。また、MK-Ⅲ初装荷用燃料60体の製造を5月に完了させ、燃料輸送の6回のうち、第4回目（11月）及び第5回目（12月）の「常陽」への燃料輸送を実施した。改造工事関連では、「2次純化系コールドトラップ」の更新工事を10月に終了し、機能試験を11月に行い完了した。

（大洗：開発調整室）

表1 工程表

年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度
運 転 工 程	↑ MK-II運転	第13回定期検査			↑ MK-III運転
M K Ⅲ 計 画	炉心冷却系機器据付工事・総合機能試験・性能試験			性能試験	第14回定期検査
				▽合格	MK-III運転



—高速増殖炉サイクルの研究開発— 高速増殖炉燃料の研究開発

1. 燃料の研究開発

本業務は、高速増殖炉燃料サイクルのトータルコストの大幅低減を可能にする燃料の開発を目的としている。第1段階として加工、再処理コストが低く、高燃焼度化が可能な太径中空燃料を用いた高経済性炉心について研究し、燃料概念の絞りこみを実施している。

当該四半期においては、高速増殖炉を利用してプルトニウムと共にネプツニウム、アメリシウム等のマイナーアクチノイドをリサイクルするための燃料製造設備の概念検討を継続した。

2. 燃料製造技術開発

中空ペレット製造技術開発は、高速増殖炉の運転サイクルの長期化（高稼働率）、燃料費低減のための高燃焼度化並びに高線出力化等に必要な燃料の中空ペレット成型の遠隔・自動化を目的としている。今年度も引き続き、中空ペレット製造用モックアップ試作機（造粒設備、成型設備）によるコールド試験を計画している。

当該四半期においては、2001年度実施した試作機によるコールド試験で得られたデータの評価を継続した。

簡素化プロセス技術の開発は、MOX燃料の製造プロセスを大幅に削減し、製造コストを抑えることを目的としている。今年度も引き続き、基盤技術の確立に必要な試験及び概念設計を実施する。

当該四半期においては、MOX粉末の成型・焼結試験及びダイ潤滑成型機概念設計検討に向けた準備をプルトニウム燃料第一開発室で行うとともに、粉末気流搬送のコールド試験を実規模開発試験室で行った。また、燃料製造機器試験室において量産化に向けた成型機ダイス（金型）壁面へのダイ潤滑剤塗布方法の試験を継続した。スフェアパック燃料の開発は、 UO_2 を用いた粒子燃料製造

試験を実施するため、小規模システム試験装置の移設並びに付帯設備の設置準備を進めた。粒子燃料をピンに充てんする試験装置の設置準備を進めた。また模擬粒子を用いた充てん試験を継続した。図1に振動充てん燃料技術の模式図を示す。

スフェアパック燃料の照射試験をスイスPSI（ポールシェラー研究所）及びオランダNRGとの共同研究により準備している。スフェアパックに加えて比較参照用のペレット、バイパックの各燃料製造試験を実施し、最適条件を決定した。この条件に基づき燃料製造を開始した。

スフェアパック燃料の設計コードの開発を進めている。既存のペレット用の設計コードに粒子燃料を評価するためのモデルを整備して、追加する。熱伝導度を評価するためのモデルについては、微

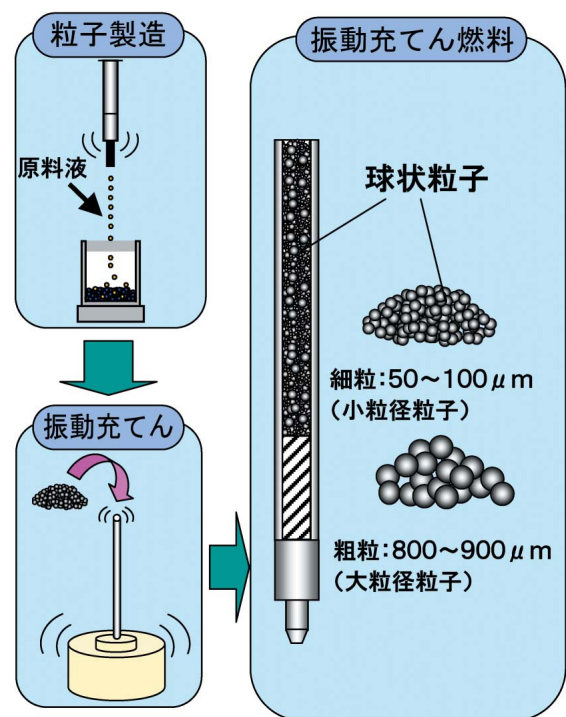


図1 振動充てん燃料技術の模式図

焼結 UO_2 粒子を用いた測定手法の開発及びFP, TRUを模擬した低除染 UO_2 ペレットを用いた熱伝導度測定を継続している。機械強度を評価するためのモデルについては、粒子充てん体の実効弾性率モデルの改良を継続している。

核変換技術開発については、高レベル放射性廃棄物 (HLW) を核反応を利用して短寿命核種や非放射性核種に変換して管理に要する時間を短縮することを、工学的に可能な技術とするために進めている。そして、開発を進める上で必要不可欠な核反応断面積データの実験研究及び測定技術開発を実施してきている。

今後の原子力開発のための核データ測定技術研究の進め方を検討して行くため、「革新的原子力開発に向けた核データワークショップ」を2002年10月3日～10月4日の2日間に、サイクル機構東海及び原研東海にて開催した。このワークショップには、国内外より専門家が約40名参加し、今後重要となる核データの種類や、異分野間との協力の有効性等について議論を行った。

米国ORNL（オークリッジ国立研究所）との共同研究の一環として、 Tc-99 が中性子捕獲する際に 10^{-14} 秒という瞬時に放出されるガンマ線の測定データの解析を実施してきている。現在までに得られたガンマ線収量情報を基に、 Tc-99 (n, γ) 反応の準位図の作成を実施した。この準位図を用いることにより即発ガンマ線分光法から断面積を求めることができるようになる。そして、別の測定方法である放射化法により測定された結果と比較してクロスチェックすることによりデータの信頼性向上に資することができるようになる。

また、核断面積測定技術開発の一環として、即発ガンマ線分光法と飛行時間測定法による断面積

測定手法の開発を並行して進めている。即発ガンマ線分光法については、断面積解析の際に必要な Ge 検出器の検出効率の新校正法を開発し、この研究成果を「2002年度核データ研究会」（11月21日）にて発表した。飛行時間測定法については、京大炉保有の Np-237 試料をターゲットに用いて、 BGO 検出器を用いた核断面積測定システムの性能向上試験及び熱中性子捕獲断面積測定を目的とした照射実験を京大炉にて実施した。ここで得られたデータを解析することにより、ネプチニウムの燃焼挙動予測に役立つ核データが得られる。

3. 燃料製造

ロシアから調達した「常陽」MK-III取替炉心燃料集合体用の原料濃縮ウランを東海事業所に受入れた。

大洗工学センターへの「常陽」MK-III初装荷燃料集合体60体の輸送については、2001年度に16体の輸送が完了し、2002年度中に残り44体の輸送を行う予定である。

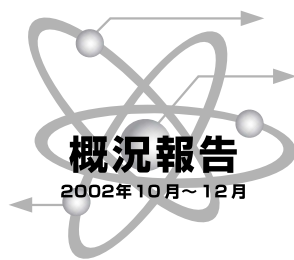
当該四半期においては、燃料集合体15体の輸送を行った。（累積輸送体数：55体）

4. プルトニウム系廃棄物処理技術開発

プルトニウム廃棄物処理開発施設は、プルトニウム系廃棄物の減容処理技術に関する実証試験を行うことを目的としている。

当該四半期においては、第2難燃物焼却設備により、難燃性廃棄物等を用いた実証試験運転を継続した。

（東海：環境保全・研究開発センター）
（プルトニウム燃料センター）



—高速増殖炉サイクルの研究開発— 高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発

1. 再処理プロセスの開発

1.1 湿式法

湿式法については、経済性等の高速炉サイクル実用化の要件に応えるため、湿式再処理工程の合理化やマイナーアクチニド（MA）回収技術、FP分離技術に関する研究開発を実施している。

(1) 簡素化再処理技術開発

現行の再処理技術を見直し、実用化を念頭に、経済性等に優れた先進的な再処理プロセスとするため、溶解・抽出技術に関する効率化及び簡素化に係る要素技術や晶析技術に関する要素技術の開発を進めている。1995年度より進めてきた高レベル放射性物質研究施設の改造及びホット試験に向けた準備作業を終了した後、2002年12月11日に、せん断を開始し、溶解、清澄試験を実施した。写真1にCPFにおける先進湿式再処理試験を示す。

(2) マイナーアクチニド等の湿式分離研究

マイナーアクチニド（MA）回収技術開発の一環として、アメリシウム（Am）等を分離するTRUEX法、SETFICS法等の技術開発を継続し、高レベル放射性物質研究施設においてAmとCmとを分離するための技術の試験準備を継続している。

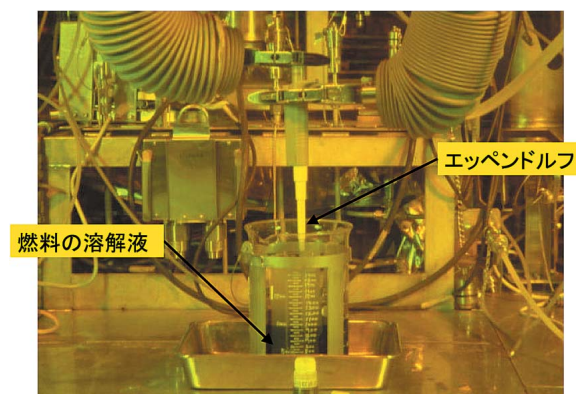


写真1 CPFにおける先進湿式再処理試験
(溶解液からのサンプリング状況)

1.2 乾式法

現行の再処理法と比較し経済性に優ることが期待されている乾式法の技術開発を進めている。技術的な成立性を確認するためのプロセスデータの取得・蓄積を目的に電気事業者との協力のもと、ロシア原子炉科学研究所で実施されている乾式Pu試験に参加し、UとPuを共回収する技術に関する知見を得た。また、コールド試験では、塩の洗浄を目的としたリン酸沈殿試験を模擬FPを用いて実施した。

乾式再処理プルトニウム試験に関する（財）電力中央研究所との共同研究契約に基づいて高レベル放射性物質研究施設に設置した金属電解法プルトニウム試験設備の調整試運転等のコールド試験を継続している。

また、ウランを用いた溶融塩電解試験の機能確認及び機器作動試験を終了し、ウラン試験に着手した。

2. 機器・材料開発

2.1 前処理工程機器開発

燃料集合体の解体に用いるYAGレーザーの伝送ファイバーについて、実環境に近い照射条件とレーザー伝送条件での耐放射線性挙動を把握するためにファイバーの照射試験準備を行っている。照射条件は、 $2.58\text{C/kg}\cdot\text{hr}$ と $258\text{C/kg}\cdot\text{hr}$ の2条件であり、それぞれ100hr照射を予定している。また、使用済燃料粉碎化技術開発としては、被覆管とペレット燃料部を一括して粉碎化することを目的に、昨年度製作・試験した機械式粉碎要素試験機について、粉碎刃に着目した改良を継続した。さらに、粉碎燃料粉と粉碎金属粉の分離技術として、粉碎時の塑性加工時に金属部がマルテンサイト変態を起こすことを利用し、磁気力によって金属部のみを除去する磁気分離要素機の製作を実施した。

2.2 分離工程機器開発

乾式再処理機器開発として、工学的な酸化物電解槽における溶融塩移送特性を把握するためのコールド試験を実施した。また、工学規模電解槽の電極構造の設計を目的に、溶融塩中の電析特性を把握するためのコールド試験を実施中である。さらに、非接触型加熱装置の電解槽開発として、2001年度製作した形状管理型電解槽を誘導加熱するための加熱装置部を製作中である。

湿式再処理機器開発として、遠心抽出器システムにおける単段停止時の抽出挙動等の把握を目的としたウラン試験を実施した。また、遠心抽出器の高耐久性の評価を目的として4基の改造型駆動部を用いた遠心抽出器の連続試験を実施し、全基とも、5,000時間の連続運転を達成した。

2.3 材料技術開発

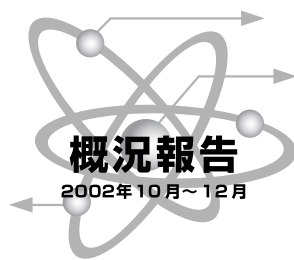
高温環境下での再処理機器用材料基礎データ取得のため、溶融塩環境における材料腐食試験を継続した。さらに、電解槽開発に資する目的で、コールドクルーシブル環境を模擬した材料腐食試験を実施し、材料温度と腐食速度の関係を確認した。

3. 関連施設の設計・建設

3.1 リサイクル機器試験施設（RETF）の計画

今後のRETF利用計画についての検討を継続した。

(東海：環境保全・研究開発センター)



高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発

1. 地層処分研究開発

1.1 処分技術の信頼性向上

(1) 緩衝材の連成挙動に関する研究

熱-水-応力-化学連成挙動に関する概略モデルについて、溶存化学種と鉱物等の反応を考慮できるように、熱-水-応力連成モデル、物質移行モデル、地球化学モデルの連成を継続して実施した。

(2) 緩衝材の長期力学的変形挙動

せん断応答挙動試験及び腐食膨張模擬試験のための試料の飽和作業並びに緩衝材のクリープ試験を継続実施した。緩衝材の流出に関する研究では、海水条件下における静水試験並びに密度分布測定試験を継続するとともに、これまでの成果を取りまとめた技術資料を作成中である。また、X線CT法の適用性検討として、ベントナイトへの水の浸潤過程の観察並びにガス移行挙動可視化試験を実施中である。

(3) 緩衝材の化学的相互作用による変化

6年間静置していた試料の固相及び液相の分析を継続するとともに、新たに温度をパラメータとした鉄型化加速試験を開始した。また、還元条件下で炭素鋼と接触していた圧縮ベントナイトを分析した結果を放射性廃棄物処分における粘土に関する国際会議(2002年12月9～12日)で報告した。コンクリートを処分場に使用することを想定し、高pH溶液によるベントナイトの変質挙動評価のため、アルカリ溶液中でのモンモリロナイト溶解速度把握試験を継続した。

(4) オーバーパック材料の腐食評価に関する研究

高pH環境での炭素鋼の局部腐食発生・進展挙動を把握するための腐食試験を継続した。また、チタンの不動態皮膜の安定性及び水素吸収挙動に関して、主に還元性環境での実験的研究を継続し、1年間以内の短期試験の皮膜分析を行った。さらに、酸化性環境における銅の腐食局在化に関する

試験を継続した。

(5) ナチュラルアナログ研究〔地層処分で想定される現象と類似した自然界での現象についての研究〕

天然ウランの移行挙動等について、シガーレイク鉱床等の鉱物分析を継続した。

1.2 安全評価手法の高度化

(1) 水理・物質移行に関する研究

多孔質媒体水理試験装置(MACRO)を用いた塩水浸入試験の境界条件を設定するための可動堰を用いて予備試験を行った。亀裂状媒体水理試験装置(LABROCK)では、単一の天然亀裂を有する岩体(1辺50cmのブロック岩体)の亀裂開口幅を計測するため亀裂中にレジン注入、固化を行った。今後レジンを注入した亀裂の入った岩体面を研削することにより、亀裂開口幅を計測する予定である。また、単一亀裂を有する10cm角のブロック岩体について、CT装置を用いて非破壊状態で亀裂開口幅を計測し、計測データ(CT値)の開口幅の変換方法について検討し、その成果を1月に開催される第31回岩の力学シンポジウムで報告する予定である。また、亀裂内部の地下水流れとトレーサ移動を詳細に解析するためのプログラムを作成し、試解析を実施した。亀裂ネットワーク水理試験装置(NETBLOCK)では、亀裂交差部を有する天然岩体中の亀裂形状を計測するためにレジン注入作業を行った。

(2) 不確実性評価に関する研究

人工バリアのみ及び人工バリアと岩盤の境界部分の2次元化モデルの開発と解析を実施している。

(3) 生物圏評価に関する研究

海域をGBI(生物圏流入域)としたモデルについてパラメータの感度解析を実施しその成果の取

りまとめを継続している。統合解析システムに関する研究では、技術情報の体系化とデータベースの設計検討を進めている。

(4) 性能評価研究

性能評価研究に関しては、核種の収着現象に関する研究と間隙水化学モデルの高度化に関する研究を行った。核種の収着現象に関する研究では、OECD/NEA収着プロジェクトワークショップ(2002年10月28~30日)に参加し、バッチ収着データに対する各モデリングチームのモデル化結果の相互比較を行ない、モデル化手法やモデルの適応可能性等に関する議論を行った。緩衝材間隙水の研究に関しては、緩衝材と間隙水pH、組成等の時空間的变化を捉えるため、蒸留水系、人工海水系、低アルカリ性セメント浸出液系での試験を終了した。今後補完データ取得のための追加試験を開始するとともに、中国産ベントナイトを用いた試験を実施し、国産ベントナイト(クニゲルV1)との比較検討を行う。データベースの公開に関しては、地層処分の安全評価への利用を目的として開発を進めてきた熱力学データベース及び収着データベースをホームページ上にて一般公開するための作業を進めている。また、ベルギー原子力研究センターとの共同研究「 α 放射性核種含有ガラス固化体を用いた原位置試験」において、ガラス溶解及びベントナイト中の核種移行に関するモデル化についての事前解析結果について共同研究会議で報告、議論した。

(5) 地層処分放射化学研究施設(QUALITY)における核種移行研究

還元条件における炭酸共存系でのNpの溶解度試験を継続するとともに、還元条件における炭酸共存系でのNpのス멕タイトへの収着試験を実施した。また、ベントナイト中のC、Clの透過拡散試験を継続するとともに、凝灰岩に対するこれらの元素の透過拡散試験を開始した。現在までに得られた、還元条件でのNpの溶解度とス멕タイトに対する収着試験等について成果を取りまとめ、放射線防護に関する第1回アジアオセアニア会議(AOCP-1)(2002年10月23日)において報告を行なった。

(6) 博士研究員による研究、先行基礎工学研究及び核燃料サイクル公募型研究

博士研究員による研究では、新第三紀の堆積岩(南房総千倉・白浜一帯)に発達する割れ目充てん

物やサンプルを用いて天然亀裂のネットワーク構造及び水理地質構造に対する検討を行い、その成果を平成14年度応用地質学会高松大会にて報告した(2002年10月31日)。また、割れ目系岩盤における水理・物質移動のメカニズムの評価手法の一つとしてジョグ構造の役割、その可能性や妥当性についても検討を行った。

一方、「コロイドの固相表面への付着現象を考慮した亀裂性媒体中及び多孔質媒体中でのコロイドの移行メカニズムの解明及び核種移行評価モデルの開発」においては、コロイドの移行現象をより詳細に表現できる計算コードを導入するとともに、スイスグリムゼル原位置試験における核種移行へのコロイド影響試験のモデル化を継続している。

先行基礎工学研究で実施している「オーバーパック材腐食生成物が緩衝材性能に及ぼす影響に関する研究」においては、QUALITYにおけるNpを用いた拡散試験を継続した。

核燃料サイクル公募型研究で実施している「固液界面におけるアクチニドイオンの酸化還元反応メカニズム」においては、アクチニドイオン、特にNp(V価)のFe(II価)及びマグネタイト含有鉱物界面での酸化還元メカニズムを解明するための実験を継続した。

2. 深地層の科学的研究

2.1 地質環境の長期安定性に関する研究

10万年オーダーの隆起・侵食が地質環境に与える影響を把握するための、地形変化シミュレーションモデルの開発を継続した。気候・海水準変動が地質環境に与える影響を把握するため、河川の侵食・堆積による平野の地形発達に関する調査を継続した。氷期に形成が想定される永久凍土が地質環境に与える影響を把握するため、岩石の凍結・融解実験を開始した。

火山活動に関する研究では、地殻の温度構造を把握するため、九州北部及び紀伊半島を事例研究の対象として電磁法探査を実施した。また、火山活動の長期予測モデルの開発については、第四紀単成火山群等を対象に空間統計学的手法を用いた確率モデルの検討を進めた。火山活動による地質環境への影響に関する調査については、坑井プロフィール、コア熱伝導率などのデータの収集・整備を進めた。

地震・断層に関する研究では、地下の震源断層等を既存データから抽出する技術開発を行うため、地下での震源断層の存在が指摘されている中国地方を事例研究の対象として、主に空中写真判断により、地震の影響と考えられる地表リニアメントの判断基準に関する検討を継続した。また、断層活動による地質環境への水理学的な影響等を把握する手法の開発を目的として、断層周辺岩盤の断層岩（断層粘土や断層角レキ等）、小断層、割れ目等の分布に関するデータを収集・整理し、3次元的な水理地質構造モデルの作成のための検討を継続した。

地質環境の長期安定性に関する研究で得られたデータを効率的に活用できるよう、収集データを一元管理するためのGISデータベースの整備を行った。また、地殻変動の将来予測の信頼性の向上を目指すため、プレート沈み込みに伴う地殻変動をシミュレーションする地殻変動モデルの研究を継続した。

陸域地下構造フロンティア研究については、「内陸地震の発生メカニズムの解明」に一元化して地震発生に関する研究と活断層帯での地殻活動研究を継続している。

地震発生に関する研究では、弾性波アクロスの東濃鉱山内での観測試験を継続し、送受信のルーチン化を進めるとともに、正馬様用地内での地震観測アレーによるアクロス信号観測点を整備中である。また、地震計検定技術の高度化の一環として、アクロス震源を用いた地震計2次校正実験を継続中である。電磁アクロスについては、東濃鉱山内での観測試験を継続するとともに、瑞浪観測壕での新規観測点設置作業を終了し、東濃鉱山から連続送信したEM（電磁アクロス）信号を瑞浪観測壕で受信する電場・磁場観測を開始した。

活断層帯での地殻活動研究では、測地用GPS観測網による跡津川断層周辺の精密地殻変動観測のほか、地震観測、地殻応力観測を継続中である。

また、研究成果を日本地震学会秋季大会及びアメリカ地球物理連合（AGU）秋季大会等の学会にて発表した。

2.2 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、3次元応力場の同定のためにモデル化及び初期応

力解析を実施した。長期岩盤挙動調査では、東濃鉱山のコアを用いたクリープ試験及び坑道周辺岩盤の長期観測結果を取りまとめ、これらに基づいた坑道クリープ解析に着手した。試錐孔の劣化調査については、月1回の定期観察及びデータの取りまとめを継続実施した。

坑道周辺の地質環境特性に関する研究については、坑道周辺の水理状態調査として、坑道周辺の3本の試錐孔において間隙水圧のモニタリングを継続実施した。また、不飽和領域における研究では、TDR（Time Domain Reflectometry）による原位置計測結果のキャリブレーションのための室内試験、及び連続波レーダーを用いた不飽和領域の原位置計測の準備作業を行った。

ナチュラルアナログ研究については、固相のウランの化学形の分析、移動状態の指標になる放射性同位体組成の分析を行うための試料採取・前処理を実施した。

(2) 広域地下水流動研究

地下水涵養量を算定するために、表層水理観測機器を用いた長期観測を継続した。深層を対象とした調査では、深度約500mの既存試錐孔において、地下深部の地質構造及び地下水流動を把握するための調査を実施するとともに、地下深部の水圧・水質の長期的な変化の把握のため、既存の試錐孔において地下水長期観測装置を用いた観測を継続した。

2.3 超深地層研究所計画

(1) 超深地層研究所における調査研究

① 瑞浪超深地層研究所

超深地層研究所計画における第1段階（地表からの調査予測研究段階）の調査研究の一環として、瑞浪超深地層研究所用地（以下「研究所」）の地質環境を把握するための調査研究を継続した。

地質・地質構造に関する調査研究として、新第三紀堆積岩と基盤花崗岩との境界深度や断層破碎帯の推定を主な目的とした反射法弾性波探査結果を取りまとめた。

地下水の流動特性及び地球化学特性に関する調査研究では、新第三紀堆積岩及び基盤花崗岩上部（主に風化部）を研究対象とした掘削深度100m～200m前後の浅層試錐調査を終了し、結果の取りまとめを実施した。また、地下水観測装置を設置し、地下水の間隙水圧の連続観測を開始した。

岩盤の力学特性に関する調査研究としては、応力集中に伴う岩盤破壊のモデル化に向けた室内力学試験を実施するとともに、研究所近傍の試錐孔の岩芯を用いたDSCA (Differential Strain Curve Analysis) 試験及びジョイントせん断試験を実施した。また、掘削影響予測解析を継続した。

地下深部の花崗岩の地質学的・水理学的・地球化学的・岩盤力学特性の把握を目的とした深層試錐調査(掘削長1,350m)のための準備工事に着手した。

地質環境のモデル化・解析については、研究所周辺を対象とした水理地質構造のモデル化・地下水流動解析を継続した。

調査技術開発としては、試錐孔周辺における不連続構造の検出精度の向上を目的とした連続波レーダーの改良、並びに初期応力測定プローブの適用試験の準備を行った。

これらの調査研究と並行して、第2段階での調査研究項目、及び地質環境の調査・解析・評価技術の基盤の整備に向けた地質環境データの統合化や全体計画の最適化に向けた検討を継続した。

② 正馬様用地

地質・地質構造に関する調査研究については、岩盤内の不連続構造の存在に起因する不確実性低減のため、反射法弾性波探査の解析精度の向上を目的としたVSP (Vertical Seismic Profiling) 調査(写真1: VSP調査発震風景)を掘削長400mの試錐孔を用いて実施した。また、昨年度に掘削した800mの試錐孔での調査結果と反射法弾性波探査結果の比較解析を継続した。

地下水の流動特性及び地球化学特性に関する調査研究として、表層水理定数観測システムによる



写真1 VSP調査発震風景

水収支観測や既存試錐孔における地下水位・間隙水圧の長期観測を継続した。

地質環境のモデル化・解析については、2001年度実施した複数のモデルを用いた水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析の結果を取りまとめた。また、長期揚水試験及び深度800mの試錐調査結果に基づき、モデルの更新作業を継続した。

(2) 施設設計及び建設管理

研究坑道掘削工事の実施設設計が完了し、工事発注図書として工事仕様書、図面、内訳書等の取りまとめを行った。また、工事契約手続きとして、総合評価方式による一般競争入札のため、2002年12月19日に官報公告を行った。

造成工事については、沈砂池工事が竣工し、用地への進入路工、擁壁工、排水工等を実施した。

2.4 幌延深地層研究計画

地表からの調査(空中・地上物理探査、地質調査、試錐調査等)により取得された地質環境データやそれに基づく検討結果に加え、地形の解析度や道路整備状況、土地利用状況等の社会的条件を総合的に検討し、研究所設置地区(約3km×3km)を幌延町北部の北進地区に選定し、同地区及びその周辺地区を対象に調査研究を実施中である。

(1) 地層科学研究

① 地質環境調査技術開発

研究所設置地区及びその周辺地区において、大曲断層に直行する南北約10.7km、東西約4.3kmの測線を設定した反射法地震探査、2001年度試錐孔(HDB-1孔;700m)を用いたVSP (Vertical Seismic Profiling) 探査を行い、地質構造の推定のために調査データの解析を実施中である。

研究所設置地区内にHDB-3, 4, 5孔の500m級試錐孔の位置を選定し、地質、水理・地球化学、岩盤力学、ガスに関するデータの取得を実施中である。

その他、地質調査としては、北大研究林を除く幌延町全域を対象とした地表踏査を実施した。また、表層水理調査として、研究所設置地区及びその周辺地区内の2河川(ペンケエベコロベツ川、下エベコロベツ川)を対象に3箇所の河川流量観測システムを設置し、データの取得を開始した。

② 地質環境モニタリング技術の開発

2001年度試錐孔(HDB-1孔)に地下水の水圧計測・採水が可能な長期モニタリング機器(MP

システム)を設置し、データの取得を開始した。

地下施設の建設前、建設中、建設後の地質環境の変化を地震波や電磁波を用いて常時観測する遠隔監視システムのうち受信システム(地震計等)の検定等を実施中である。

③ 深地層の工学的技術の基礎の開発

研究所設置地区を対象とした地下施設の基本計画等に関する検討及び、堆積岩の力学的な長期挙動に関する検討を実施中である。

④ 地質環境の長期安定性に関する研究

試錐孔(140m)設置型地震観測機器、地殻変動観測用物理探査(MT; Magneto Telluric)機器・GPS(Global Positioning System)観測機器を設置し、データの取得を開始した。

(2) 地層処分研究開発

① 人工バリア等の工学技術の検証

人工バリアの搬送定置装置の精度等に関する検討及び、低アルカリ性コンクリートに関する室内試験を実施中である。

② 設計手法の適用性確認

周辺岩盤を含む人工バリアの長期挙動に関する試験計画の検討、幌延の地質環境データを用いた人工バリアの試設計等の検討を実施中である。

③ 安全評価手法の信頼性向上

地表からの調査で得られた地質環境データと安全評価に用いるモデルとの相互関係等について、既存の文献等に基づく研究課題の整理を実施中である。

(3) 環境調査

研究所設置地区を中心とした環境調査(秋期調査:2002年8月26日~10月4日、冬期調査:2003年2月)の現地調査を実施した。

3. 国際共同研究

(1) スイスとの共同研究

スイスNAGRA(放射性廃棄物管理協同組合)との共同研究の一環として参加しているグリムゼル原位置試験に関し、CRR(コロイドと放射性核種の遅延評価)プロジェクトに関するモデル解析を継続するとともに、次フェーズとして進めるCFM(コロイド形成・移行試験)に関して2002年12月5、6日に開催された計画検討会議に参加した。また同原位置試験のHPF(結晶質岩中の高アルカリプルームの影響評価)プロジェクトについての室内試験の検討及び準備を開始した。また、

11月24、25日に瑞浪超深地層研究所計画に関する第12回技術検討会議、11月30日~12月3日に幌延深地層研究所計画に関する技術検討会議を開催した。また、東海事業所にてポールシェラー研究所との核種移行に関する第1回ワークショップを開催し(2002年11月11日~15日)、双方の研究活動に関する情報交換を行うとともに、今後の具体的な共同研究項目に関する議論を行った。

スイス・モンテリー地下研究所における国際共同プロジェクトでは、2002年7月より開始したフェーズ8における間隙水の地球化学的評価試験に継続参加中。

(2) スウェーデンとの共同研究

スウェーデンSKB(核燃料廃棄物管理会社)との共同研究については、50-100m規模の亀裂性結晶質岩中における放射性核種移行・遅延の原位置試験/モデル化/解析による評価(TRUE Block Scale試験)の継続が決定され、この一環として、より詳細な水理・物質移行のモデル構築、解析作業を実施中である。また、2002年11月19~20日にTRUE Block Scale International Seminarが開催され、これまでのプロジェクトの成果のレビューが実施された。プロトタイプ処分場プロジェクト(PRPP)に関しては、人工バリア及び周辺岩盤の挙動のデータ取得を継続した。

(3) 米国との共同研究

米国DOE(エネルギー省)各研究所との共同研究に関しては、LBNLとの水理・物質移行についてサイト特性調査及び予測技術に関する共同研究として、幌延及びエスポ地下研究所HRLで取得されたデータを用いたモデル構築解析を継続した。PNNLとは、熱化学及び吸着に関する基礎データの整備として、アクチニド炭酸錯体の熱力学データやプルトニウムの酸化還元反応に関するデータ取得等について共同研究を継続した。SNLとは、岩盤中への拡散現象、コロイド移行挙動等に関する実験研究、モデル開発についての共同研究を継続するとともに、幌延にて取得したデータを基に行う意志決定解析、瑞浪の試錐データを用いた水理地質構造のモデル化及び地下水流動解析を継続し、それぞれ2002年11月12日(東濃)、15日(東海)、18~19日(幌延)に共同研究会議にて進捗状況の確認及び評価を実施している。

(4) カナダとの共同研究

カナダAECL(原子力公社)との共同研究につ

いては、地下研究施設（URL）でのトンネルシーリング性能試験（TSX）においてデータ取得を継続し、水の浸透に関する解析を継続した。

（5）その他の共同研究

多機関が参加している国際プロジェクトに関しては、DECOVALEX（熱-水-応力連成現象解明モデル高度化のための国際共同研究）について、予測解析及びベンチマークテスト解析を継続して実施した。この中で米国ユッカマウンテンでのヒーター試験を題材とした解析評価に関するタスクフォースミーティングが2002年12月3～4日に開催され、これまでの成果を報告した。

アジア地域での地層処分分野における研究開発協力に関しては、KAERI（韓国原子力研究所）との間での協力推進に関して、2002年10月23日に開催された政府間協議の場にて確認され、協力の枠組み構築に向けての準備を進めている。

4．関係機関との協力

処分事業への寄与として、国の機関等による適切な役割分担の下、処分技術開発の着実かつ円滑な実施に資するため各機関の計画、成果、評価などについて議論を行う「高レベル放射性廃棄物処分技術開発委員会」に設けられた各研究分野のワーキンググループ（地質環境調査技術、処分技術、性能評価）において、事前に提出した調査表に基づき個別の研究課題ごとの成果と計画について報告し、評価を受けた。

安全規制への寄与として、原子力安全・保安院からの依頼により、廃棄物安全小委員会地層処分技術ワーキンググループ（第7回：2002年11月14日）に諮るため、JNCにおける研究の進捗度に関

する資料を作成した。また、原子力安全委員会特定放射性廃棄物処分安全調査会主催の第3回HLW安全調査ワークショップ（2002年12月17日）において、第2次取りまとめを踏まえて地震・断層活動について報告するとともに、パネリストとして支援した。

電力中央研究所（電中研）との協力については、電中研から専門家2名が東濃及び幌延での研究参加のためサイクル機構に派遣されている。

5．研究成果の公的資源化

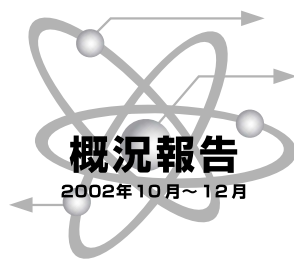
第13回環太平洋原子力会議（2002年10月21日～25日、中国・深鋤）やサイクル機構シンポジウム（2002年10月11日：東京、2002年11月7日：水戸）において、地層処分技術に関する研究開発の概要に関する講演及びポスター出展を行った。

また、地層処分技術に関する研究開発の計画と最近の成果の概要を日本原子力学会九州支部第21回研究発表講演会（2002年12月20日）に報告した。

地層処分技術に関する研究開発第2次取りまとめに関しては、報告書本体及び報告書の内容を一般向けに解説したパンフレット等の希望者への配布、サイクル機構ホームページへの掲載（和文・英文）等を通じて、国内外への情報提供を継続した。

ヴァーチャルリアリティ技術を応用した体感型の情報普及システムとして東海事業所展示館で運用している地層処分体験システム「ジオフューチャー21」については、運用を開始した1999年12月から当四半期までの入場者数はのべ21,725名に上った。

（本社：経営企画本部 バックエンド推進部）



軽水炉燃料再処理技術の研究開発

1. 再処理施設

分離精製工場は、2002年7月23日から開始した第15回施設定期検査において、10月23日からのO2-2キャンペーン中に製品の回収率及び高放射性廃液蒸発缶の処理量等の再処理運転状態での検査を受検した。11月26日に最終検査を終了し、同日付で合格証を受領した。

分離精製工場は、12月3日に抽出工程からの核分裂生成物及びプルトニウムの押し出しを終え、O2-2キャンペーンを終了した。実績工程を表1に示す。

本キャンペーンの処理量は、約6.4tであり、2002年12月末における使用済燃料の累積処理量は、約1,009tとなった。

本キャンペーンで処理した使用済燃料の性状を表2に示す。

使用済燃料の受入については表3に示す。

表1 再処理施設実績工程

年・月 項 目	2002年		
	10月	11月	12月
O2-2 キャンペーン	23日	26日	3日
第15回 施設定期検査		注1	注2
		注3	

注1：使用済燃料せん断開始から施設定期検査合格まで

注2：抽出工程からの核分裂生成物及びプルトニウムの押し出し終了まで

注3：使用済燃料の処理を行い受検する検査

表2 使用済燃料集合体の性状

項 目	燃料重量(t)	集合体数 (体)	平均燃焼度 (MWD/T)	冷却期間 (年)
原子炉名称	炉装荷時ベース			
日本原子力発電(株) 東海第二発電所	6.4	36	27,700	8.7～ 17.9

表3 使用済燃料の受入量

原子炉名称	受入量 (t)	受 入 日
ふげん発電所	5.2	2002年11月14日

O2-2キャンペーン終了後は、2003年秋頃までの予定で計画的に運転を停止し、再処理施設ユーティリティ施設への切替作業及び設備機器の点検整備等を実施予定。主な作業内容は以下のとおり。

- ・電気設備等の定期点検（計画停電）
- ・第一変電所切替工事（準備工事）
- ・セル内点検及び整備作業
- ・海中放出設備の点検
- ・法規制に基づく各種設備の定期点検及び整備作業
- ・計装類自主点検及び施設定期自主検査
- ・各設備の主な点検・整備（せん断機等）

1.1 硝酸プルトニウム転換

プルトニウム転換技術開発施設では、2002年10月23日から2002年12月12日にかけて、混合転換に関する技術開発運転を行い、今期計上分として約70kgMOXを転換処理した。

なお、2002年12月末現在における累積転換量は約13.2tMOXである。

1.2 ガラス固化技術開発施設（TVF）開発運転

TVFでは、現ガラス溶融炉を改良型ガラスに更新するための工事を2002年9月から継続している。本四半期は現溶融炉を撤去するための準備作業（治工具類のセル内への搬入等）やガラス溶融炉付属品（配管等）の取り外しを行った。

また、ガラス溶融炉更新工事に伴い、ガラス固化体の製造を実施していないため、2002年12月末までのガラス固化体の累積製造本数は130本である。

1.3 ガラス溶融炉の更新

現ガラス溶融炉から炉底部及び補助電極の形状を変更した改良型ガラス溶融炉へ更新するため、2002年9月24日から更新工事に係る現ガラス溶融炉撤去のための準備作業を行ってきた。この作業では、現ガラス溶融炉が設置してあるセルへ現ガラス溶融炉の撤去に必要な治工具の搬入や当該セル内の整理を実施し、11月末に終了した。引き続いて、12月2日よりガラス溶融炉付属品の取り外し作業として、現ガラス溶融炉に接続されている配管類の取り外し作業を開始した。

2. 技術開発

2.1 軽水炉燃料の再処理技術開発

(1) 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

クリプトン固定化ホット試験においては、ホットクリプトンガスの注入試験を行い、コールドガスとの比較から特異性を有している圧力制御の変動範囲のデータ等を収集した。コールド試験においては、小型容器の3倍の電極面積の容器の特性試験を継続し、電極間距離をパラメータに注入性能を確認した。

クリプトン回収技術開発施設については、再処理施設の施設定期検査を受検するとともに、高圧ガス保安法に基づく定期自主検査の一環として、安全弁性能検査等を実施した。

3. 関連施設の設計・建設

3.1 低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)

(1) 施設の目的

本施設は、東海事業所再処理施設における低放射性濃縮廃液等の貯蔵裕度を確保し、廃液の貯蔵管理を確実に実施することを目的とする。

(2) 施設の概要

本施設の地下2階には第1濃縮廃液貯蔵セル、第2濃縮廃液貯蔵セル、廃液貯蔵セル等を、地下1階には保守室等を、地上1階には排気室、制御室、無停電電源室、更衣室等を、地上2階には給気室等を配置する。また、第三低放射性廃液蒸発処理施設と地下の配管トレンチで接続する。

本施設にて貯蔵された廃液は、将来建設する低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) にて処理を行う。

1) 建家規模

構造：鉄筋コンクリート造

階数：地下2階、地上2階

建築面積：約1,000m²

(延床面積：約3,400m²)

2) 主要機器

① 低放射性濃縮廃液貯槽 (3基)

材質：ステンレス鋼製

容量：250m³/基

② 濃縮液貯槽 (1基)

材質：コンクリート製、ステンレス内張

容量：750m³/基

③ 廃液貯槽 (1基)

材質：ステンレス鋼製

容量：20m³/基

④ 中間貯槽 (3基)

材質：ステンレス鋼製

容量：10m³/基

3) その他設備

放射線管理設備

換気空調設備

電気設備

計測制御設備

ユーティリティ設備

(3) 進捗状況

1) 許認可

建設工事工程に合わせ、2002年10月～12月の間に経済産業省による使用前検査を11回受検した。

(着工以来の累計：102回)

2) 工事

建設工事は、11月末をもって終了した。

写真1にLWSFの外観を示す。



写真1 LWSFの外観

3.2 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF)

(1) 施設の目的

本施設は、東海事業所再処理施設から発生する低放射性の固体及び液体廃棄物の減容処理の実証を目的とする。

(2) 施設の概要

本施設は、低放射性廃棄物処理技術開発棟（以下「技術開発棟」という。）、発電機棟及び管理棟から成る。

技術開発棟の地下2階には受入貯蔵セル、蒸発固化室、給液調整室等を、地下1階には共沈セル、スラリー貯蔵セル、分析室等を、地上1階には、ろ過セル、蒸発固化セル等を、地上2階には吸着セル、吸着室、焼却室、オフガス処理室等を、地上3階には焼却炉排気室、第6安全管理室、更衣室等を、地上4階には制御室、排気室、オフガス処理室等を、地上5階には給気室等を配置する。

また、低放射性濃縮廃液貯蔵施設と第三低放射性廃液蒸発処理施設間の配管トレンチで接続する。

発電機棟の地上1階には発電機室、高圧配電盤室等を、地上2階には給気機械室等を配置する。

1) 建家規模

① 技術開発棟

構造：鉄筋コンクリート造

階数：地下2階、地上5階

建築面積：約2,400m²

(延床面積：約15,000m²)

② 発電機棟

構造：鉄筋コンクリート造

階数：地上2階

建築面積：約600m²

(延床面積：約700m²)

2) 主要設備

① 技術開発棟

a) 固体廃棄物処理系

再処理施設より発生する低放射性固体廃棄物は、焼却炉にて焼却する。発生した焼却灰は、ドラム缶に封入し貯蔵施設で保管する。

(主要機器の能力)

焼却炉 約400kg/日以上 1基

b) 液体廃棄物処理系

再処理施設より発生する低放射性液体廃棄物は、沈殿剤等を添加して沈殿物を生成させ（共沈）、ろ過処理する。ろ過処理後の廃液は、固化助剤を混ぜて調整後、蒸発缶へ供給し蒸発濃縮を行い、蒸発終了後、直接ドラム缶へ充てんし自然冷却により固化体とする。発生した固化体は、貯蔵施設で保管する。

(主要機器の能力)

蒸発缶 約300リットル/日以上 1基

約3m³/日以上 2基

② 発電機棟

技術開発棟の停電時に必要な電源を確保するため、発電機棟に発電設備を設置する。

(主要機器の能力)

ディーゼル発電機 容量1,000kVA 2基

(3) 進捗状況

1) 許認可

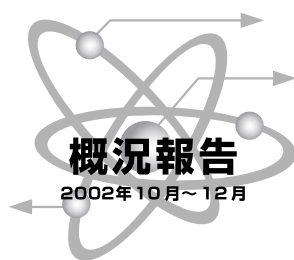
2002年10月に経済産業省による第1回目の使用前検査（床付検査）を受検した。

2) 工事

技術開発棟建設工事は、掘削工事及び耐圧版コンクリート打設工事を終了し、引き続き地下階躯体工事を開始した。

発電機棟建設工事は、準備工事を継続した。

(東海：建設工務管理部)
再処理センター)



環境保全対策

1. 低レベル放射性廃棄物の管理

1.1 低レベル放射性廃棄物管理計画

2002年3月に取りまとめた低レベル放射性廃棄物管理プログラムに基づき、各施設から発生するそれぞれの廃棄物に対して、合理的に廃棄体を製作するための廃棄物の分別、処理、廃棄体としての確認の方法に関する検討を継続して実施している。また、廃棄物データの精度向上に向けた取り組みを継続している。

図1に基本的な廃棄物処理処分フローを示す。

1.2 低レベル放射性廃棄物処理技術開発

(1) 難処理有機廃棄物処理技術

廃フッ素油、廃溶媒等の難処理有機廃棄物の処理技術として、スチームリフォーミング法による分解処理技術開発を実施している。

コールド実証試験装置の製作を継続している。また、分解条件の把握、オフガス特性の把握等のため、小規模コールド基礎試験装置を用いたフッ素油等の分解処理基礎試験を実施し、結果を取りまとめた。

(2) 溶融除染技術開発

放射性金属廃棄物を対象とした処理技術として、溶融除染技術開発を実施している。

これまでに、ウランを用いた工学規模（溶湯量約40L）での溶融除染試験を行い、溶融後の固化体中のU濃度分析を行った。また、溶融除染プロセス実用化のための検討評価として要素技術の検討、溶融除染システム概念検討を実施した。

1.3 低レベル放射性廃棄物（TRU廃棄物）の処分技術開発

(1) 核種移行に係る個別現象モデル／データ整備
セメント系材料の硝酸塩や硝酸塩変遷生成物による変質、硝酸塩やセメント系材料由来の高pHブルームによるベントナイト／岩盤の長期変質への影響、硝酸塩の変遷や金属腐食、微生物の高アルカリへの順応性及び微生物影響評価モデルに関する研究について、2002年度の計画に従い、研究を実施している。

(2) 処分システムの長期安定性

低レベル放射性廃棄物処分システムの長期的な

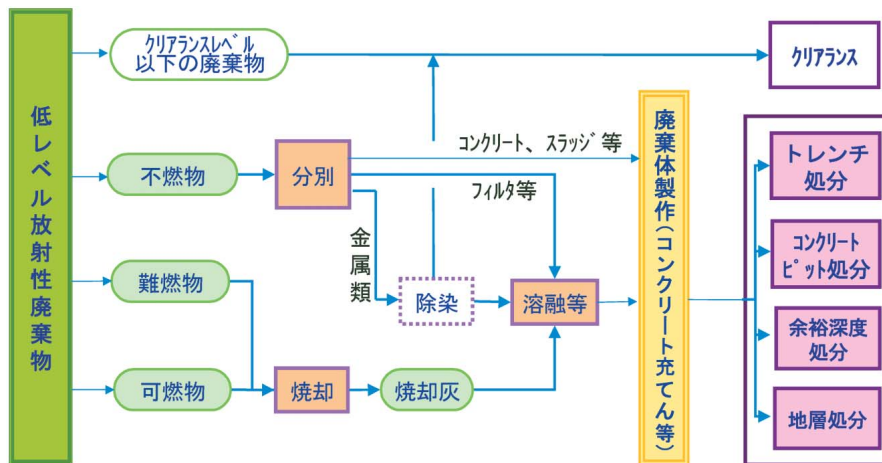


図1 基本的な廃棄物処理処分フロー

性能を評価することを目的とした、バリア材料の力学的変遷及び水理場の変遷に係わるデータ取得並びにモデル構築に関する検討について、2002年度の計画に従い、研究を実施している。

(3) システム性能評価

処分システムの性能に関連するパラメータ特性の把握、重要度分類及び処分システムの成立条件の明確化を可能とする手法の高度化に関する研究を実施している。また、TRU廃棄物の処分に起因して起こる様々な現象に関する現状の知見等を整理するため、FEP (Feature, Event, Process) 辞書の作成を開始した。

(4) 処分材料の高度化

セメント系材料による高pH浸出液の影響を抑制する有効な手段と成りうる低アルカリ性コンクリートの長期的変質特性／実用性を検討するため、鉄筋の腐食挙動評価やベントナイト／岩石への影響評価に関する研究について、2002年度の計画に従い、研究を実施している。

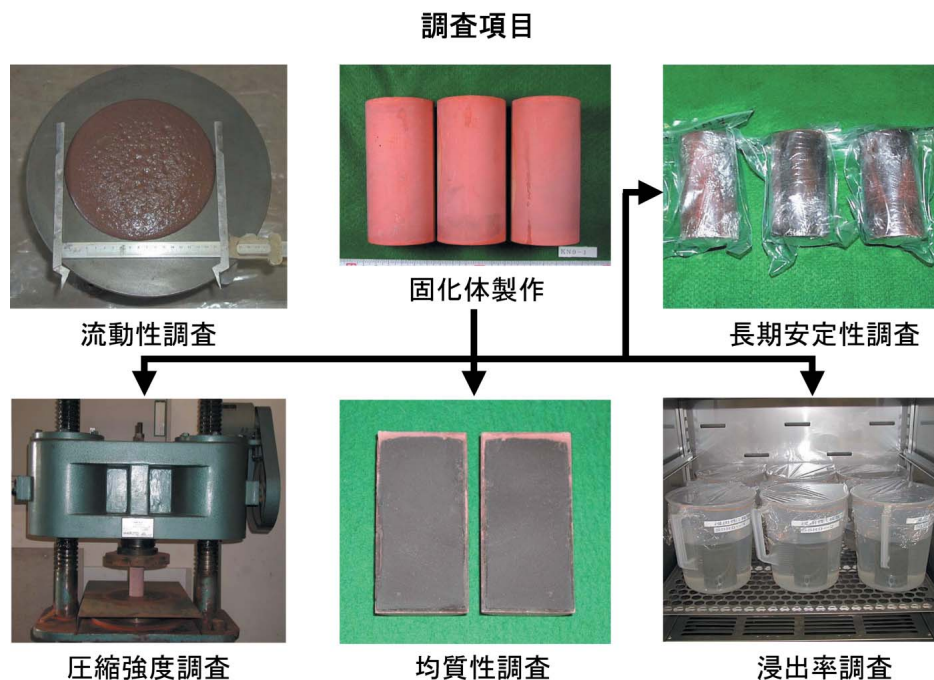
1.4 ナトリウム洗浄・処理技術の開発

ナトリウムを使用した原子炉施設等のメンテナンスや施設の廃止解体時等には、放射性物質を含むナトリウムが付着した機器、配管等が排出されるとともに、原子炉の冷却材として使われた多量の放射性ナトリウムが排出される。このため、安

全かつ経済的に多量の放射性ナトリウムを処分する技術や機器の洗浄・除染を行う技術確立する必要がある、それらの技術開発に取り組んでいる。

今年度は、大型ナトリウム機器に適用可能と考えられる密閉蒸気洗浄法について、ナトリウム洗浄特性に影響を及ぼすと考えられる各種因子（ナトリウムの相状態（固相、液相）や温度、湿度等）の効果を明確にする試験研究及びナトリウム処理技術開発に関しては、大量のナトリウムを化学的に安定な化合物に変換するための反応に関する現象把握、影響を与える各種因子を把握するための試験研究を実施する計画で進めている。また、放射性ナトリウム化合物の長期保管を可能とするための保管用固化体の構造健全性、最終生成量、コストについての調査等の試験研究を進めている。

ナトリウム洗浄技術開発については、固体ナトリウム状態にて湿度をパラメータとした洗浄進展速度のデータを取得するためのナトリウム洗浄試験を継続実施した。ナトリウム処理技術開発においては、連続ナトリウム注入により、ナトリウムを苛性ソーダに連続転換する場合における基礎的反応特性を把握するナトリウム転換基礎試験を継続実施した。放射性ナトリウム化合物の固体化技術開発では、非放射性ナトリウムを用いた苛性ソーダ廃液を高炉スラグと混合固化する条件を選定し、固化体の特性試験を継続実施した（写真1



参照)。また、これらの研究データを2002年度安全研究成果発表会;動力炉分野(2002年10月25日)及びEJCC(日欧高速炉協力協定に基づく調整会議)ナトリウム技術に関する日欧専門家会議(2002年12月11日)に発表した。

1.5 放射性廃棄物管理

大洗工学センター内の核燃料物質使用施設(照射燃料集合体試験施設, 照射燃料試験室, 照射材料試験施設)で発生する大型固体廃棄物及び高線量 α 固体廃棄物は, 日本原子力研究所と共同で設立した廃棄物管理施設に送られ, 安全に処理・保管されている。そこに送られる廃棄物のうち, 廃棄物管理施設で直接処理することが困難な, 大型の固体廃棄物(TRU元素等で汚染された試験機器や遠隔操作用設備等)については, 固体廃棄物前処理施設(WDF)を用いて, 廃棄物の取り扱いを容易にするための除染, 解体, 切断等による減容化処理を行っている。また, 高速実験炉「常陽」とその附属施設及び核燃料物質使用施設から発生する放射性廃液については, 原研の廃棄物管理施設への移送基準を適合させるために, 「常陽」廃棄物処理施設(JWTF)を用いて蒸発濃縮処理等により放射性物質濃度を低減している。

固体廃棄物前処理施設(WDF)については, 核燃料物質使用施設から受け入れた高及び低 α 固体廃棄物の処理を行い, 廃棄物管理施設へ搬出した。また, 廃液処理装置, ハロン消火設備等の保守点検を実施するとともに, 空気圧縮機の更新工事を開始した。「常陽」廃棄物処理施設(JWTF)については, 「常陽」及び核燃料物質使用施設から受入れた放射性廃液の処理を行い, 移送基準を満足させ, 廃棄物管理施設へ搬出した。また, 換気設備の定期検査を行った。

2. 廃止措置技術開発

2001年度策定した5ヶ年計画に基づき, 以下のとおり各事業所にて施設の廃止措置を進めていく。

2.1 「ふげん」の廃止措置

「新型転換炉の研究開発」の章に記載。

2.2 製錬転換施設の廃止措置

乾式設備のうちウラン転換試験設備の非管理区域側解体工事を実施した。

2.3 遠心機処理技術開発

電力との共同研究契約に基づき, 集合型遠心機(DOP-2要素機)の処理試験を実施した。また, パイロットプラント遠心機の処理試験を実施した。

2.4 解体エンジニアリングシステムの構築

製錬転換施設湿式設備の解体で得られた廃棄物量, コスト, 人工等データの解析・評価を行うとともに解体エンジニアリングシステム(プロトタイプ)の構築を進めた。

また, 解体エンジニアリングシステムなどのセンター施設廃止措置及び放射性廃棄物処理に関する技術開発に関して研究開発課題評価委員会に附議した。

2.5 デコミッショニング技術の開発

大洗工学センターにおいて解体が予定されている施設・設備(主に重水臨界実験装置, 旧廃棄物処理建家)について, その特徴を考慮した解体技術の開発及び合理的な施設解体方法の検討を実施している。これらの検討ツールとして, 施設内に設置された機器の情報(3次元位置, 材質, 放射エネルギー等)を基に解体手順などを選択して, 解体に必要なコスト, 人員, 工程, 被ばく量等を算出し, 解体計画の最適化を図るデコミッショニング評価システム(DECMAN)を開発している。

解体技術開発については, 旧廃棄物処理建家(JWTF)を対象とし, 中和槽等の汚染状況を把握するために, 撤去済み配管を用いた除染試験の試験計画書の作成と準備を進めた。デコミッショニング評価システム(DECMAN)の開発では, 廃棄物処理費用の評価機能の追加を実施している。

2.6 DCA廃止措置

DCA(重水臨界実験装置)は, 1969年の初臨界以来, 新型転換炉開発のための研究開発を実施し, 新型転換炉原型炉「ふげん」の設計, 運転及び実証炉の設計に成果を反映し, 所期の目的を達成した。その後, 1995年から2000年にかけて未臨界度測定技術開発を目的とした研究開発を進め, 臨界度モニター開発の見通しを得た。また, 1991年より, 毎年東京工業大学大学院生の実習の場としても利用され, 2001年9月26日に32年間の運転を終了した。その後, 2002年1月21日に国に解体届を

提出し、廃止措置に着手した。

DCAの廃止措置は、原子炉機能を停止する第1段階（2001年度開始）、燃料棒分解洗浄設備等を解体撤去する第2段階（2003年頃開始）、原子炉本体を本格的に解体する第3段階（2008年頃開始）、そして原子炉建屋を解体する最終段階の第4段階（2013年頃開始）に分けて実施することを計画している（表1参照）。また、廃止措置の概略を図2に示す。

現在、第1段階の廃止措置に係る作業として、原子炉起動用中性子源の取り外しに向け、輸送容器のRI関係法令に基づく法令試験を行った。

3. 鉱山跡措置

鉱山保安法及び環境保全協定等に従い、構内及び構外の鉱山関連施設の維持・管理を継続するとともに、鉛山立坑及び恩原立坑の閉塞措置を終了した。

鉱山施設の恒久的措置に関して、措置基本計画の地元説明などを行った。

鉱さいの措置に関連して、スーパーサイフォンフィルタのろ過砂を用いたラジウム除去の実証試験を継続した。また、坑水処理に係る廃棄物発生量の低減化に向けた水質調査及び処理の合理化に向けた基礎試験を継続した。鉱さい等の長期的な安定化方策及び安全性にかかわる評価に向けた検討を継続した。また、露天採掘場跡地、鉱さい堆積場周辺の地下水モニタリング及び測定技術開発等を継続した。

4. 関連施設の設計・建設

4.1 低放射性濃縮廃液貯蔵施設（LWSF）

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

4.2 低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）

「軽水炉燃料再処理技術の研究開発」の章に記載。

表1 DCA廃止措置計画

	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度
DCA廃止措置	第1段階（原子炉の機能停止）					
			第2段階（燃料棒分解洗浄設備等を解体撤去）			
			燃料棒分解洗浄設備の解体			
					解体工法解析評価	

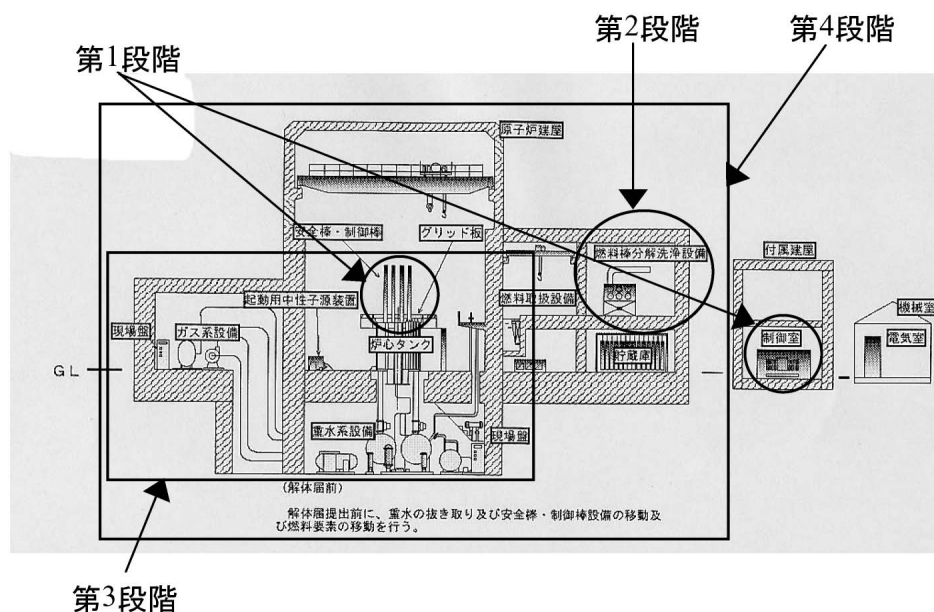


図2 DCA廃止措置概略図

4.3 第2ウラン系廃棄物貯蔵施設（第2 UWSF）

（1）施設の目的

現在、東海事業所（使用施設）のウラン系廃棄物については既存の第1～第6廃棄物倉庫、ウラン系廃棄物貯蔵施設（UWSF）等に保管しているが、第1～第6廃棄物倉庫については、老朽化により早急な更新が必要となっている。

また、旧廃棄物屋外貯蔵ピット取出し工事及び閉鎖措置工事で発生した廃棄物については、そのほとんどをプルトニウム燃料第三開発室ATR棟及びウラン系廃棄物倉庫（旧廃棄物屋外貯蔵ピット作業建家）へ一時保管しており、移動先の確保が必要である。そこで、これらの廃棄物に加えて今後発生するウラン系廃棄物の保管を行うため、新たに貯蔵施設を建設するものである。

（2）施設の概要

本施設ではドラム缶、コンテナ等に封入されたウラン系固体廃棄物を受け入れ、フォークリフト等で搬送保管する。保管能力は200Lドラム缶換算で約30,000本である。また、廃棄物保全の観点から、点検等により廃棄物保管容器に腐食等が発見された場合、新しい容器に詰め替えることができるようにする。

1）建家規模

構造：鉄骨鉄筋コンクリート造

階数：地上4階

建築面積：約2,600m²

（延床面積：約10,400m²）

2）主要設備

搬送・点検設備、換気空調設備、電気設備、放射線管理設備、詰替設備、非破壊検査設備他

（3）進捗状況

建家工事は内装仕上げ及び外構工事ほかを、電気設備工事は各負荷への給電並びに試験調整を、機械設備工事は受電後の機器単体試験並びに総合試運転調整をそれぞれ施工した。

また、内装工事については詰替設備の据付工事を継続すると共に、放射線管理設備、発電設備等の据付工事を開始した。

写真2に第2 UWSFの外観を示す。

4.4 固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）

大洗工学センターの高速実験炉「常陽」や照射後試験施設等で発生した放射性廃棄物は、固体廃棄物前処理施設（WDF）等で前処理した後に、日



写真2 第2 UWSF外観

本原子力研究所大洗研究所の廃棄物管理施設で処理・保管を行っている。しかし、研究開発の進展等に伴い、廃棄物発生量の増大等の課題が顕在化している。そこで、廃棄物の高減容化、安定化に関する技術開発とその実証を図るとともに、照射試験等を円滑に推進するための固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）の建設を計画している。

〔施設の概要〕

○処理能力：約13トン／年

○建家規模

・構造：鉄筋コンクリート造

○処理フロー及び建家概念

・図3にLEDFの処理フローと建家の概念を示す。

2002年度は、表2の計画に基づき、2001年度ま

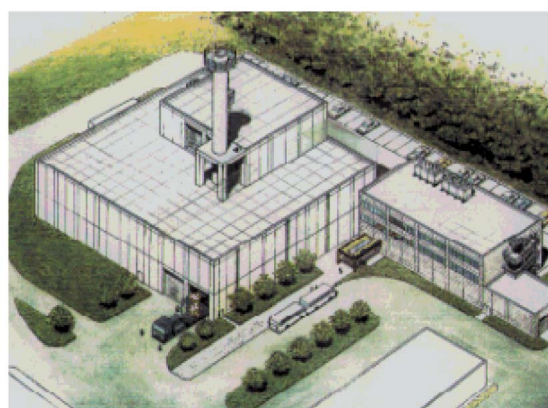
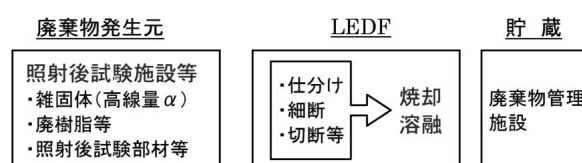


図3 LEDFの処理フロー及び建家概念

でに実施した施設建設費の大幅な低減と施設機能高度化を目的とした合理化設計を踏まえ、高線量 α 廃棄物を優先した内装設備処理プロセスの最終選定、保守・安全設計の見直しなどの内装設備の基本設計を行う。また、内装設備基本設計成果を受けて、建家、電気、換気空調設備の基本設計を行う。

内装設備の基本設計については、LEDF合理化設計Ⅱにおいて明らかになった課題及び問題点の検討結果について、内装設備基本設計（部屋配置、

処理プロセス、物流計画等）へ反映した具体的な設計作業を継続実施した。

（**本社：経営企画本部**
バックエンド推進部
技術展開部 設計建設課
東海：環境保全・研究開発センター
大洗：開発調整室
人形：環境保全技術開発部）

表2 固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）設計工程

	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度
○固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）				
(1) 内装設計	合理化設計Ⅱ	基本設計Ⅰ	基本設計Ⅱ	詳細設計Ⅰ
		(内装基本設計)	(内装設備選定)	
(2) 建家設計			基本設計	実施設計



ウラン濃縮

1. 原型プラント

第一運転単位（DOP-1）は2001年2月に、原料の供給を終了し、窒素ガスを封入し維持している。第二運転単位（DOP-2）については、1999年11月に、窒素ガスを封入し維持している。

均質設備において日本原燃（株）再処理工場試運転のために劣化ウランの輸送容器への詰替えを実施している。

UF₆処理設備のうち一部の機器等について、DOP-2で予定している滞留ウラン除去・回収試験に転用するため、閉止措置の工事を実施し、2002年10月末に使用前検査を受検して合格証の交付を受けた。

2. 濃縮工学施設

日本原燃（株）再処理工場試運転のために劣化

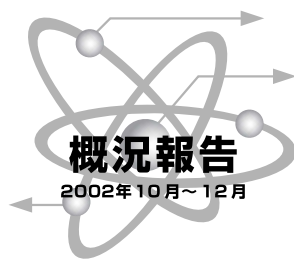
ウランの輸送容器への詰替えを実施している。

3. 滞留ウラン除去・回収技術開発

濃縮機器やプラント内に滞留しているウランを除去・回収することを目的として、製錬転換施設においてフッ化ガス（7フッ化ヨウ素）製造設備の運転を実施している。また、原型プラントDOP-2において試験装置の設置工事を実施し、施設検査合格後、滞留ウラン除去・回収試験を開始した。

濃縮工学施設においては、遠心機の寿命延長を目的として、DOP-2遠心機セットを用いた長期化運転技術開発に関する試験を実施している。

（人形：環境保全技術開発部）



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、2002年度計画停止のため11月5日原子炉を停止した。

原子炉停止後、復水器の真空を維持するため起動用真空ポンプを起動したところ、同ポンプの出口にあるドレンセパレータの溶接部に割れが生じ、割れ部分より漏水が発生したため直ちに同ポンプを停止・隔離し水の漏えいは停止した。原因はポンプからの排出配管内に滞留していた高温の蒸気とドレン水が満水状態のドレンセパレータ側に落ち込み、水撃現象が発生し瞬間的な衝撃圧によりドレンセパレータが破損したものと推定された。対策としては胴部に溶接部のない新しいドレンセパレータに取り替えるとともに、水撃発生防止のため起動用真空ポンプ運転開始前に、排出系配管に滞留した高温の蒸気とドレンを復水器側に排水する運転操作へ改善することとした。

2002年度計画停止においては、「ふげん」の最終運転となる第34サイクル用燃料集合体28体（MOX燃料：24体、ウラン燃料3体、特殊燃料1体）の交換を実施した。11月27日には最後の燃料集合体の炉心への装荷を完了した。その後12月5日18時原子炉を起動し、12月11日には定格出力に到達した。

今後は2002年度の運転計画に従い、3月末まで

表1 2002年度第3四半期運転実績

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
2002年 10月	122,422	744 : 00	100.0	99.7
2002年 11月	17,553	107 : 40	15.0	14.8
2002年 12月	92,490	610 : 00	82.0	75.3
累 計 2002年 4月～ 12月末	675,921	4,527 : 53	68.6	62.1

定格運転を継続していく予定である。図1に「ふげん」の運転実績と運転計画を示す。

2002年度第3四半期の運転実績は、表1のとおりである。

2. 「ふげん」用燃料

2.1 燃料製造

「ふげん」第32回取替用MOX燃料集合体24体の輸送を終了した。これをもって「ふげん」燃料製造関係の作業はすべて終了した。

これまでに「ふげん発電所」へ供給したMOX

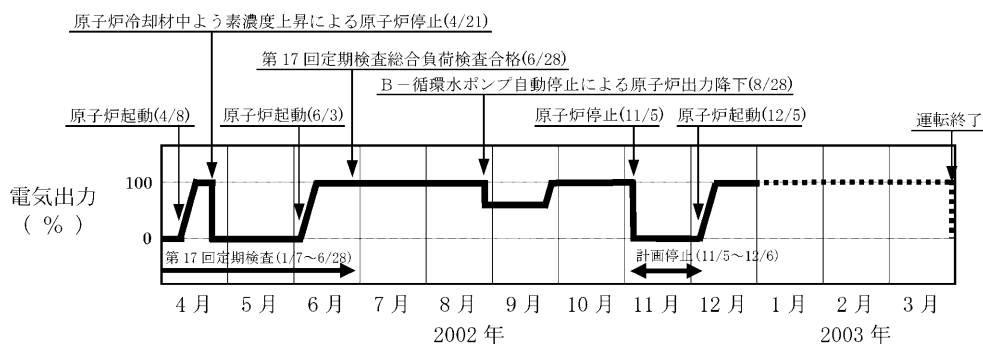


図1 「ふげん」の運転実績と運転計画

燃料集合体は773体である。

2.2 燃料の装荷、搬出、輸送等

2002年10月上旬、第34サイクル運転用新燃料(MOX燃料24体)を搬入し、11月上旬からの2002年度計画停止において第33回燃料取替を実施し、新MOX燃料24体、新UO₂燃料3体及び再使用する特殊燃料1体を炉心に装荷した。

使用済み燃料の輸送については、2002年度輸送計画に基づき、11月に使用済燃料34体を搬出し、2002年度の輸送計画を終了した。

3. 技術開発

3.1 照射後試験

「ふげん」で高燃焼度を達成したMOX燃料の照射特性を把握するため、日本原子力研究所東海研究所燃料試験棟にて照射後試験を実施中である。本期間中は破壊試験として燃料ピンパンクチャー試験や燃料ペレット金相試験を実施し、燃料棒内のガス圧、ガス組成や照射後の燃料ペレット組織変化等に関するデータを採取した。

3.2 高燃焼度 MOX 燃料の再処理特性研究

上記燃料の一部を利用し、将来の核燃料サイクルに必要な燃焼が進んだMOX燃料の再処理施設での溶解特性を把握するため、日本原子力研究所と共同で研究を進めている。本期間中は、2003年度から開始する溶解特性試験に必要なパラメータ調査を実施した。

3.3 課題評価

ATR実証炉用MOX燃料開発のため実施した「新型転換炉用MOX燃料の高性能化」の成果について、機構外の専門家による事後評価の結果を取りまとめ、2002年12月27日にインターネットで公開された。

また、「ふげん」の廃止措置に関する技術開発状況及び今後の開発計画についても、中間評価を受けた。後日インターネット等で公開される。

4. 国際貢献

4.1 文部科学省原子力研究交流制度に基づく協力

2002年度同制度の計画に基づき、前期受入の4名(中国3名、インドネシア1名)のうち短期研修であった中国の1名は既に帰国し、残りの3名については予定した研修のすべてを終了し12月20日に帰国した。2003年1月からは今年度の後期受入分となる6名(中国5名、インドネシア1名)が来日し、それぞれ研修を行う予定である。

これまでの同制度に基づく研修生の受け入れ実績は2002年12月末現在の累計で56名となる。

また、中国からの講演要請に応え2002年10月に2名、11月に3名の「ふげん」技術者が中国の研究機関を訪れ、「ふげん」の開発成果に係わる講演を実施した。

5. 廃止措置準備

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を継続して進めており、廃止措置計画評価システム(COSMARD)について日本原子力研究所と共同研究を継続している。

また、ノルウェー国立エネルギー技術研究所(OECD/NEA ハルデン炉プロジェクト)の協力を得て、最新の仮想現実・可視化技術等を適用した解体作業シミュレーションシステムの開発を継続している。

そのほか、放射能インベントリ評価、重水系や炉心等の特有機器の解体手順、解体前除染方法、廃棄物の処理方法等の調査、検討、試験を継続して実施している。特に、11月5日から12月6日までの計画停止において、構造物に含まれる放射能量を評価するため、原子炉廻りやタービン建屋に取付けた放射化箔の一部を回収するとともに、新たに取付けを実施した。また、構造物の放射化分析のために原子炉補助建屋の壁及び床のコンクリート試料の採取を実施した。

(敦賀本部
東海：プルトニウム燃料センター)



核物質管理と核不拡散対応

1. 核物質管理

1.1 核物質防護

- (1) ふげん発電所・もんじゅ建設所（2002年10月25日）及び人形峠環境技術センター（2002年12月9日，10日）について経済産業省による核物質防護規定遵守状況調査が実施された。
- (2) 大洗工学センターについて文部科学省による核物質防護規定遵守状況調査が実施された。（2002年12月19日，20日）

1.2 核物質の輸送

- (1) 次の輸送を実施した。
 - ① ふげん新燃料の輸送（東海→ふげん）
 - ② 常陽新燃料の輸送（東海→大洗）
 - ③ ふげん使用済み燃料輸送（ふげん→東海）
 - ④ 「常陽」取替燃料製造用低濃縮ウランの輸送（ロシア→東海）

1.3 計量管理報告

- (1) 核物質の在庫及びその増減の状況について以下の報告書を文部科学省へ提出した。

報 告 書 名	件数	提出日（2002年）
在庫変動報告書（ICR）	74	10/15，10/17，11/5，11/15 12/3，12/13
実在庫量明細報告書（PIL）	21	10/2，10/22，10/29，11/8 12/3，12/18
物質収支報告書（MBR）	21	10/2，10/22，10/29，11/8 12/3，12/18
国籍管理報告書（OCR）	143	10/3，10/31，11/7，11/8 11/20，11/29，12/16，12/24

2. 核不拡散・保障措置

2.1 核不拡散

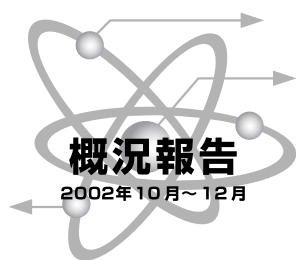
- (1) 透明性研究のアクションシートの延長について，米国サンディア国立研究所職員との打合せを行った。（2002年10月25日）
- (2) 核燃料サイクルの核拡散抵抗性定量評価手法の検討において，米国サンディア国立研究所職員との意見交換を行った。（2002年12月17日）

2.2 保障措置研究・技術開発

- (1) 外務省主催の「IAEA 保障措置強化のための国際会議」においてサイクル機構の追加議定書の経験について発表を行った。（2002年12月9日）
- (2) ふげん，もんじゅ，DCAのPIV対応のほか，サイクル機構施設に対する査察の取りまとめを実施した。
- (3) 日・IAEA 保障措置協定の追加議定書第4条に基づき，以下の施設で補完的なアクセスが行われた。

事業所	施 設	日付（2002年）
人 形	EEF	11/29
大 洗	FMF，IRAF，AGF，MMF， MMF-2	12/6

（本社：国際・核物質管理部）



安全管理と安全研究

1. 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化

1.1 外部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

TLDを内蔵した中性子線量計の臨界事故時の線量評価への利用を検討している。今期は、前期に引き続きMCNP4Cによる計算を実施するとともに、 ^{252}Cf 線源による実験も行った。

また、JISでは、個人線量計の校正用ファントムとして、 $30\times 30\times 15\text{cm}$ のアクリルファントムが規定されているが、ISO-4037等では、校正用ファントムとして $30\times 30\times 15\text{cm}$ の水ファントムを使用することとされており、この2種類のファントムによる違いを調べるために、X線発生装置を利用した特性試験を実施中である。

1.2 内部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

プルトニウム内部被ばく事故時におけるキレート剤の線量低減効果評価のため、昨年度開発を実施したプルトニウム内部被ばく線量評価コードの改良を実施した。文献調査の結果、キレート剤による線量低減効果は、キレート剤の適用により促進されたプルトニウム尿中排泄量と自然尿中排泄量の差分から評価できることが確認された。しかしながら、キレート剤適用によって、体内動態モデルにおける組織・臓器コンパートメント間の移行係数の変化量については、いまだ十分知見が得られていないのが現状である。よって、コードの改良においては前述した内容を考慮し、移行係数の変化量を任意に変更可能とし、コードによって計算される尿中排泄量を実測値と比較検証できる仕様とした。

体外計測技術の高度化については、前四半期に実施したスキャニング型全身カウンタに引き続き、他の体外計測機器に対しても、モンテカルロシミュレーションによる計数効率評価を試みている。

スキャニング型全身カウンタ及び肺モニタについては、測定精度の向上のため、それぞれ検出器

駆動シーケンサーの改良及び肺モニタ検出器電動昇降機構の設置を実施した。

2. 放射線モニタリング技術の高度化研究

2.1 放射線測定器の校正手法の高度化研究

個人線量計のファントムへの設置範囲について検討した。ISOで規定されている水ファントム(外形 $30\text{cm}\times 30\text{cm}\times 15\text{cm}$)の表面上に並列にTLDを設置し ^{252}Cf の中性子を照射した。このとき線源からファントム表面までの距離を1 mとした。その結果、ファントム中心部の直径15cmの範囲内での線量計の指示値は誤差の範囲内で均一であることが分かった(図1参照)。JIS Z4331:1995あるいはANSI N13.11:2001ではファントム中心部の $10\text{cm}\times 10\text{cm}$ 角内、ISO 8529-3:1998ではファントム中心部の直径15cmの円内に線量計を設置することとしている。 $10\text{cm}\times 10\text{cm}$ 角に外接する領域が直径15cmの円と考え、JIS、ANSI及びISOとでその考え方あるいは線量計の指示値に与える影響に大きな違いはない。

その他、中性子減速場の構築について、第1回アジア・オセアニア放射線防護会議(AOCP-1)

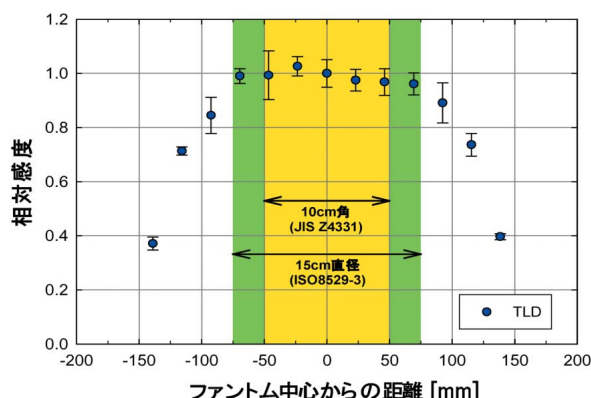


図1 ファントム表面におけるTLDの応答の位置依存性 (線源： ^{252}Cf 、線源-ファントム表面間距離1 m)

(韓国ソウル：2002年10月20日～24日)及び最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ(原研東海研究所：2002年11月28日～29日)にて発表を行った。

2.2 臨界監視技術の高度化に関する研究

臨界安全監視システムの開発の一環として、混合希ガスの核種ごとの放出量をリアルタイムで評価するために、ヨウ化水銀検出器と γ 線を核種分析しチャンネルごとにレートメータ処理を行う技術(マルチチャンネルレートメータ)を組み合わせた試作器を製作するにあたって必要な要素課題の検討を行っている。

また、次世代臨界警報装置については、既存の臨界警報装置の検出器部分を従来のプラスチックシンチレータから有機液体シンチレータに交換したものを現在製作中である。これは、電流モードによる信号計測によって、 γ 線と中性子を分離せず吸収線量(グレイ)のユニットで放射線量を計測することを目的にしている。

2.3 走行式放射線モニタの高度化に関する研究

2002年度は、走行式台車に搭載する放射線管理用機器の検討を行うとともに、必要な技術開発を進めている。

これまで、軽量・薄型でなおかつ、事故現場を考慮し様々な形状の床面に応じて検出面が変えられるサーベイメータの開発を進めている。現在、試作器を作成し、その性能確認を実施している。また、火災・爆発事故や臨界事故を想定し、耐熱、耐放射線にすぐれた測定器の調査も同時に進めている。

2.4 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

放射線モニタの応答シミュレーション技術の、実機的设计評価への応用を進めており、これまで中性子線量測定用計数管の設計などを行ってきた。

今期は、中性子計数管の試作機の試験結果を踏まえて、計数管の形状や管壁構造、減速材の厚さなどについて再検討を継続して実施している。

3. 環境安全技術の高度化研究

3.1 海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究

海洋における放射性物質の挙動と拡散予測モデ

ルに関する研究では、国内外で開発されている放射性物質・温排水等の沿岸拡散モデルなどの現状調査を継続した。これまでのところ、沿岸域、近海域、遠方域の三つに領域を分割し、領域の特性に応じたモデルを使用する方法が有力であることが分かった。

地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究では、日本海Cs拡散モデルの作成のため、ランダムウォーク法を用いた移流拡散モデルの作成を継続した。

3.2 環境試料の分析及び測定技術の高度化に関する研究

ラドンやトロン壊変生成物を電子回路上で減算するため、人形峠環境技術センターにおいて採取したダストフィルタ中の天然放射性物質を時間間隔解析により減算した。この結果、 ^{216}Po の半減期の約2倍程度の時間間隔に入射したパルスが減算することにより、大部分の α 線を減算することができた。

一方、質量分析法を用いた極低濃度放射性核種の定量に関しては、畑土中の ^{129}I 濃度をMIP-MS(マイクロ波導入プラズマ質量分析装置)により東海再処理施設周辺の畑土を測定した。今後は、MIP質量分析装置の試料導入効率の向上を図るため、コーン形状及びフォトンストップの除去等の改造を図る。

3.3 大気中ラドン濃度の測定

サイクル機構はウラン鉱山跡地を有し、ラドンの監視が義務づけられている。しかし、ラドン測定についてはJISなどの規格が国内に存在しないため、国内外の動向を把握しつつ、測定法自身も開発研究する必要がある。

今期は、前期に引続いて、積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定および地表からのラドン散逸量の測定等の調査を継続し、また、各種測定器の比較試験を実施した。そのほか、長期間の平衡等価ラドン濃度を測定する積分型ラドン娘核種測定器による実環境試験を継続した。(図2参照)

また、韓国で開催された第1回アジア・オセアニア放射線防護会議(AOCP-1)(韓国ソウル：2002年10月20日～24日)において、ラドン測定結果について発表を行った。

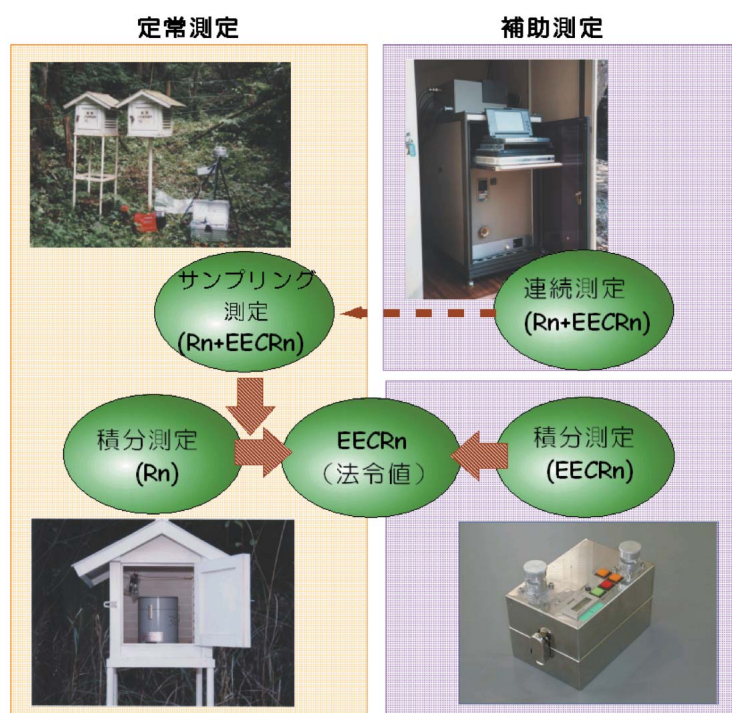


図2 サイクル機構のラドン(Rn)濃度と平衡等価ラドン濃度(EECRn)測定技術

4. 安全工学研究

4.1 異常事象時における換気系の安全性に関する研究

MOX加工施設等の換気系を対象に換気設備等の調査、試験設備整備の検討を進めた。

また、グローブボックス内火災等の異常時における換気系の温度分布、圧力変動等の挙動を詳細に評価するため、汎用熱流動解析コードPHOENICSについて適応性の検討を進めた。

4.2 核燃料施設への静的安全機器の適用性に関する研究

静的水素除去システムの研究では、これまでの試験で耐久性の高かった白金-チタニア触媒を基により耐久性のある触媒組成について、文献調査を進めた。

静的熱除去システムの研究では、これまでに実施したヒートパイプの除熱特性試験結果を基に課題の整理、試験計画の検討を進めた。

4.3 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

中性子及び γ 線線量評価コードシステムの合理的な遮蔽評価を実施するための高度化整備として、核定数ライブラリ等の改良を継続して実施した。また、電磁カスケードモンテカルロコードEGS

4の改良を行った。

臨界事故時の評価手法の検討として、臨界計算コードと遮蔽計算コードの接続計算を実施し、臨界事故時の対応のために米国オークリッジ国立研究所で整備されたNuclear Criticality Slide Ruleの評価結果との比較を行った。

MOX加工施設等の臨界管理に関する研究として、ISO TC 85/SC 5/WG 5（臨界安全に関連した計算・取扱いの規格化）に関連したMOX均質系の臨界データの評価を行った。

また、原子力研究交流制度による研究者の受入れ（ベトナム，2002年9月17日～12月13日）として、核燃料施設における遮蔽解析に関する指導を実施した。

4.4 核燃料施設の確率論的安全評価の適用研究

核燃料施設の事故シナリオ、事故評価・解析手法の検討、モデルプラントの設定検討のため、主に米国にて検討中のMOX施設（MFFF）に関する安全解析書（DRAFT SAFETY EVALUATION REPORT）の調査を引き続き実施するとともに、化学プラントにおける災害事例研究、ヒューマンエラー等の情報の調査を実施した。

（本社：安全推進本部）



国際会議 海外派遣・留学 主要外国人の来訪 国際協力協定 余剰兵器解体プルトニウム処分協力

1. 国際会議

1.1 国内

期 間	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
2002年 10月30日～11月1日	大 洗	「JNC/CEA（フランス原子力庁）先進技術協力協定調整会合」 「日欧高速炉協力合同調整委員会（EJCC）会合」及び「日仏政府間専門家会合」
11月26日～11月28日	東 濃	「JNC/NAGRA（スイス放射性廃棄物処分共同組合）超深地層研究所計画に関する技術的支援に係る技術検討会議」及び「試錐孔における地質・推定調査に関する技術ワークショップ」
12月11日～12月13日	本 社	「日欧高速炉協定に基づく第5回ナトリウム技術専門家会議」

1.2 国外

期 間	開 催 場 所	会 議 名 及 び 内 容
2002年 9月30日～10月3日	露 国 デミトロフグラード	「解体プルトニウム処分のためのBOR-60照射試験研究」に関する打合せ
10月8日～10月11日 11月4日～11月8日	露 国 デミトロフグラード	「解体プルトニウム処分のためのBN600用 MOX 振動充填燃料集合体の製造及び照射実証試験研究」に関する打ち合わせ
10月10日～10月11日	仏 国 パリ	「OECD/NEA（経済協力開発機構原子力機関）廃止措置に関する技術協力プログラム連絡会議」
10月21日～10月22日	韓 国 ソウル	「第1回アジアオセアニア放射線防護会議」
10月21日～10月25日	中 国 深 圳	「第13回環太平洋原子力会議」
10月23日～10月25日	独 国 ベルリン	原子力安全に関する国家アドバイザー委員会仏独日米4極会議
11月4日～11月9日	英 国 セラフィールド、ハッ エル	「JNC/BNFL（英国原子燃料会社）先進技術協力協定」に基づく情報交換会合
11月5日～11月6日	ベルギー モル	「α放射性各種含有ガラス固化体を用いた原位置試験研究」に関する会議
11月18日～11月20日	スウェーデン オスカーシャム	TRUE Block Scale 運営委員会及び試験技術委員会
12月2日～12月4日	仏 国 アビニョン	もんじゅ-Phenix 情報交換会合
12月2日～12月5日	米 国 ワシントン	第4世代原子力システムの開発に関する核拡散抵抗性・核物質防護専門家会合
12月3日～12月4日	米 国 バークレー	「熱-水-応力連成現象に関する国際共同研究」に関するタスクフォース会議

2. 海外派遣・留学

2002年度第3四半期の海外派遣・留学なし

3. 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪問場所	訪 問 者
2002年 7月2日～7月5日	東 海 東 濃 幌 延	中国核工業集团公司（CNNC）地質局 李局長
9月18日	東 海	米国DOEカード次官
9月20日	東 京	仏国CEAコロンバニ長官

4. 国際協力協定

仏国原子力安全・放射線防護研究所（IRSN）との「原子力先進技術の研究開発分野における取極め」の締結（5年間）。

2002年11月15日、仏国原子力安全防護研究所（IPSN）が放射線防護局（OPRI）と統合されたことに伴い、現行のIPSNとの取極めを失効させ、新たにIRSNと取極めを締結。

5. 余剰兵器解体プルトニウム（解体プル）処分協力

(1) ロシア物理エネルギー研究所（IPPE）との共同研究契約に基づき、BFS-2（臨界実験装置）を用いた臨界実験及び臨界実験結果の解析評価を実施している。

(2) ロシア原子炉科学研究所（RIAR）との共同研究契約に基づき、解体プルを用いた3体の試験燃料集合体の照射試験が終了し、現在、冷却のため炉内貯蔵ラックで保管されている。2003年2月に照射後試験を開始する予定である。

(3) ロシア実験機械製造設計局（OKBM）との共同研究契約に基づき、BN600ハイブリッド炉心化のための炉心及び燃料設計を実施している。

(4) IPPEとの共同研究契約に基づき、BN600ハイブリッド炉心化に際してその安全性について、評価及び解析を実施している。

(5) RIARとの共同研究契約に基づき、BN600ハイブリッド炉心へ燃料供給する設備の改造等について実施している。

（本社：国際・核物質管理部）



業務品質保証活動

業務品質保証活動においては公衆と環境の安全及び社会的信頼の確保を前提とした原子力の開発及び利用の促進に係る業務の高い品質を確保することを目的に、すべての業務を対象として、業務に要求される品質（要求品質）を定め、その達成に向けた活動を推進している。

1. 経営管理サイクルと業務品質改善活動

2002年度上期の業務推進・品質改善に関する年度途中の実施状況を理事長に報告する中間報告会を11月に4日間にわたって開催した。また、中間報告会に先立ち、各部門における2002年度上期の活動実績を確認する部門長診断会を9月から10月にかけて実施した。

2. 指導会

2002年度は、7事業所が7つの検討テーマについて活動を行っている。品質保証の専門家による指導のもと、敦賀本部、東海事業所、大洗工学センター及び人形峠環境センターの指導会を開催した。検討テーマは、敦賀本部が「通報連絡改善に係る継続的取組み策について」、東海事業所が「Pu燃料センターで発生する廃棄物関連コストの評価と低減策」と「研究開発成果の品質向上をめざしたマネジメントシステムの構築」、大洗工学センターが「ナトリウム取扱い教育訓練体系及び認定制度の整備」と「研究開発成果の発信の促進方策の検討」、人形峠環境センターが「遠心機処理設備運転におけるリスクアセスメント」である。

3. 理事長診断会

業務品質改善活動の実施状況を診断する2002年度の第1回理事長診断会を11月22日に敦賀本部にて開催した。診断会では、敦賀本部における要員計画についてを診断テーマに、理事長以下全役員

が出席し、また、外部の品質保証専門家も出席し活発な議論が行われた。

4. 安全・品質監査

定期監査として、2002年10月、11月に人形峠環境環境技術センター、東京事務所、本社安全推進本部、技術展開部における安全・品質監査を実施した。2002年度の安全・品質監査結果については12月26日の理事会議に報告した。

5. 品質保証委員会

2002年度第2回の品質保証委員会を12月18日に開催し、2003年度業務品質保証活動基本方針・基本計画(案)を審議したほか、2002年度安全・品質監査の結果等を報告した。

6. ISOの認証取得・維持活動の推進

各事業所におけるISO認証取得・維持活動の進捗状況を踏まえ、教育・研修等を実施している。

東海事業所においてISO9001内部監査員養成研修を2002年10月28、29日に、ISO9001-2000年版移行研修を12月20日に、OHSAS18001に係る労働安全衛生法の研修を12月25日に実施した。大洗工学センターでは、ISO14001に係る環境関連法の研修を10月10日に、ISO9001内部監査員養成研修を11月12、13日に実施した。

7. 業務品質保証に関する階層別教育

業務品質保証活動の推進に必要な考え方の理解を深めることを目的に階層別研修を実施している。2002年10月から12月の期間で、主務Ⅰ、主務Ⅱ、一般職Ⅰの各階層を対象に、業務品質保証に関する階層別教育を8回実施した。

(本社：品質保証推進部)



外 部 発 表

1. 外部発表

1.1 外部発表実施状況

2002年10月から12月において外部発表終了の届けがあった外部発表資料は次のとおりである。

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
高 速 増 殖 炉 関 係 (68件)			
1	A Design Study on MOX-Fueled Small Fast Reactors for Standardization of a Small Fast Nuclear Reactor System	Progress in Nuclear Energy V.37 N.1-4	2000年
2	Transient and Accident Analysis of a BN-800 Type LMFR with Near Zero Void Effect Chapter 4. Boiling and Post-Failure Analyses of ULOF-Accidents	IAEA/IWGFR 公開報告書 Innovative LMFR Core Design :Evaluation of a BN-800 Type Behaviour in Accident	2000年 5月
3	Development of a Nuclear Information System for the Monju Fast Breeder Reactor	Fourth International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications (SNA2000) (東京)	2000年 9月 4日
4	配管外部からの内部流体温度の測定	高圧ガス 37巻 2号	2000年10月
5	Studies on Plutonium Burning in Future Monju Cores	Nuclear Science and Engineering N.140	2000年12月
6	高速炉研究における MVP の利用	JAERI- Conf	2001年 1月
7	原子燃料サイクル技術の開発	日立評論 83巻 2号	2001年 2月
8	A Software Framework for Synthesizing Engineering Knowledge of Large-Scale Systems	World Multiconference on Systems, Cybernetics and Informics (オーランド)	2001年 7月22日
9	Numerical Methodology for Sodium Combustion Evaluation of Fast Reactor	Nuclear Technology N.136	2001年12月
10	Investigation on Convective Mixing of Triple-Jet - Evaluation of Turbulent Quantities Using Particle Image Velocimetry and Direct Numerical Simulation -	FMTM2001 (日本大学)	2001年12月 4日
11	配管の外部から内部流体温度を計測	高圧ガス 37巻 2号	2002年 2月
12	A Comparison between Japanese and French A16 Defect Assessment Procedures for Fatigue Crack Growth	Nuclear Engineering Design N.212	2002年 3月
13	Liquidus Temperature of Irradiated Mixed Oxide Fuels for Fast Reactors	日本原子力学会英文誌 (J.Nucl.Sci.Technol.)	2002年 4月
14	Application of Atmospheric Pressure Ionization Mass Spectrometry to Cover Gas Analysis in Fast Reactors	Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A N.492	2002年4月
15	鉛-ビスマス冷却自然循環炉の熱流動特性解析	日本原子力学会「液体重金属利用技術研究専門委員会」 (東京)	2002年 7月16日
16	ナトリウム燃焼エアロゾル挙動の数値シミュレーション	混相流学会年会講演会2002(名古屋大学)	2002年 7月29日
17	Evaluation Method for Core Thermohydraulics during Natural Circulation in Fast Reactors -Numerical Predictions of Inter-Wrapper Flow-	JSME International Journal 45巻 3号	2002年 8月
18	Numerical Simulation of Non-Premixed Diffusion Flame and Reaction Product Aerosol Behavior in Liquid Metal Pool Combustion	4th International Symposium on Computational Technologies for Fluid/Thermal/Chemical Systems (バンクーバー)	2002年 8月 5日
19	Study on Convective Mixing for Thermal Striping Phenomena - Experimental Analyses on Mixing Process in Parallel Triple-Jet and Comparisons between Numerical Methods -	JSME International Journal動力エネルギーシステム部門国際会議特集号 45巻 3号	2002年 9月
20	Raman Study of Sodium and Iron Double Oxides at High Temperature	EUCHEM2002 Molten Salts Conference (オックスフォード)	2002年 9月 1日
21	発電用新型炉へ適用する 3次元免震システムの研究 (機器上下免震装置:その1)	日本機械学会 関連講演会 (金沢大学)	2002年 9月17日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
高 速 増 殖 炉 関 係 (68件)		
22	発電用新型炉へ適用する3次元免震システムの研究(開発計画の検討:その1)	機械学会 機械力学・計測制御部門 (Dynamics and Design Conference) (金沢大学) 2002年9月17日
23	発電用新型炉へ適用する3次元免震システムの研究(開発計画の検討:その2)	機械学会 機械力学・計測制御部門 (Dynamics and Design Conference) (金沢大学) 2002年9月17日
24	発電用新型炉へ適用する3次元免震システムの研究(開発計画の検討:その3)	機械学会 機械力学・計測制御部門 (Dynamics and Design Conference) (金沢大学) 2002年9月17日
25	鉄系形状記憶合金の形状回復特性の検討(1) ー形状回復に及ぼす応力の影響および形状回復特性のモデル化ー	第46回日本学術会議材料研究連合講演会 (京大会館) 2002年9月18日
26	ヘリカル管内スラグ流の界面構造のステレオ画像計測	日本機械学会2002年度年次大会 (東京大学) 2002年9月24日
27	鉛ービスマス冷却炉の運転保守性検討	日本機械学会2002年度年次大会 (東京大学) 2002年9月25日
28	流体温度の空間変動に対する熱応力の周波数応答関数	日本機械学会2002年度年次大会 (東京大学) 2002年9月25日
29	非弾性解析による設計アプローチの検討(2) 設計条件に応じた構成式の選定	日本機械学会2002年度年次大会 (東京大学) 2002年9月25日
30	高速炉のサーマルストライビングに関する研究(構造への温度変動伝達特性の評価)	日本機械学会2002年度年次大会 (東京大学) 2002年9月25日
31	LBE冷却自然循環炉における酸素濃度制御解析	日本機械学会2002年度年次大会 (東京大学) 2002年9月25日
32	LBE冷却自然循環高速炉の崩壊熱除去特性	日本機械学会2002年度年次大会 (東京大学) 2002年9月25日
33	実用高速炉構造設計基準の開発課題	日本機械学会2002年度年次大会 (東京大学) 2002年9月25日
34	応力再配分軌跡(SRL)法に基づくクリープ疲労寿命評価法	日本機械学会2002年度年次大会 (東京大学) 2002年9月25日
35	システム化規格構築のための技術開発	日本機械学会2002年度年次大会 (東京大学) 2002年9月27日
36	工学系モデリング言語としての次世代解析システム開発の提案	日本原子力学会・炉物理部会 会報「炉物理の研究」2002年10月
37	Analyses of Experiments in the JOYO “Fast Reactor Using the ERANOS and JNC Code System”	炉物理国際会議 (PHYSOR2002) (韓国、ソウル) 2002年10月7日
38	Analysis of Cobalt-60 Production Experiment in the Fast Reactor Phenix	炉物理国際会議 (PHYSOR2002) (韓国、ソウル) 2002年10月7日
39	BN-600 Hybrid Core Mock-Up at BFS-2 Critical Facility	炉物理国際会議 (PHYSOR2002) (韓国、ソウル) 2002年10月7日
40	Experimental Analysis Results on BN-600 Mock-Up Core Characteristics at the BFS-2 Critical Facility	International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor (韓国、ソウル) 2002年10月7日
41	周波数特性に着目した流体温度ゆらぎによる熱疲労損傷の評価法	M & M 2002材料力学部門講演会 (山口大学) 2002年10月12日
42	Computational Study on Multi-Phase Reacting Flow of Sodium-Water Reaction in Liquid Metal Fast Reactor	NATHAS-3 (韓国、慶州) 2002年10月13日
43	Orient-Cycle‘-Evolutional Recycle Concept with Fast Reactor for Minimizing High Level Waste-”	The Seventh Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation (韓国、済州島) 2002年10月15日
44	「液体金属の基礎化学調査研究委員会」成果報告	第5回液体重金属利用技術研究専門委員会 (日本原子力学会) 2002年10月15日
45	Development Analytical Method for Neptunium and Americium in Irradiated Fuels Applying A New Isolation Technique Based on Ion Exchange and Oxidation	第4回韓国照射後試験技術に関するセミナー (韓国、大田) 2002年10月16日
46	Present Status of Post-Irradiation Examination Facilities for Fuels and Materials Development of Fast Reactor	第4回韓国照射後試験技術に関するセミナー (韓国、大田) 2002年10月16日
47	Characteristics法の3次元炉心解析への拡張	中性子輸送計算手法の高度化に関する調査委員会 (大阪科学技術庁センター) 2002年10月18日
48	Current Status and Future Direction of Monju	第13回環太平洋原子力会議 (中国、深セン) 2002年10月21日
49	Fast Breeder Reactor Monju	第13回環太平洋原子力会議 (中国、深セン) 2002年10月21日
50	The Fruits and Hope of the Experimental Fast Reactor JOYO	第13回環太平洋原子力国際会議 (中国、深セン) 2002年10月23日
51	平成14年度安全研究成果発表会(動力炉分野)	平成14年度安全研究成果発表会(動力炉分野) (大洗工学センター) 2002年10月25日
52	蒸気圧測定によるNaFe複合酸化物の高温安定性に関する研究	第38回熱測定討論会 (金沢市中央公民館) 2002年10月26日
53	「もんじゅ」の現状と今後の役割	シンポジウムふくい(福井県生活学習館) 2002年10月31日
54	OECD Benchmark on Thermal Fatigue Problem-Pre Test Calculation-Part I: Prediction of Crack Initiation	OECD Benchmark on Thermal Fatigue Problem 2002年10月31日
55	配管T字継手下流領域における乱流混合メカニズムの解明(1) 低周波温度ゆらぎ挙動の発生可能性と基礎実験による確認	第15回計算力学講演会 (鹿児島大学) 2002年11月2日
56	高速炉における複合現象の数値実験技術開発(1) 高サイクル熱疲労と伝熱流動	第15回計算力学講演会 (鹿児島大学) 2002年11月2日
57	高速炉における複合現象の数値実験技術開発(2) ナトリウム・酸素燃焼反応と伝熱流動	第15回計算力学講演会 (鹿児島大学) 2002年11月2日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
高 速 増 殖 炉 関 係 (68件)			
58	高速炉における複合現象の数値解析技術開発(3) ナトリウム・水反応と伝熱流動	第15回計算力学講演会 (鹿児島大学)	2002年11月 2 日
59	流体温度ゆらぎに対する応力拡大係数の周波数応答関数	第15回計算力学講演会 (鹿児島大学)	2002年11月 2 日
60	熱過渡応力解析への Green 関数法の適用範囲の拡張	第15回計算力学講演会 (鹿児島大学)	2002年11月 2 日
61	配管 T 字継手下流領域における乱流混合メカニズムの解明(Ⅱ) (非等温場におけるアーチ状渦構造の数値解析による確認)	第15回計算力学講演会 (鹿児島大学)	2002年11月 2 日
62	高速炉サイクルシステムの安全性について	第14回原安協シンポジウム 安全性から見る革新的原子力システム (東京 オリベホール)	2002年11月13日
63	Compatibility of Japanese FBR Steels in High Temperature LBE	ANS Winter Meeting (ワシントン D.C.)	2002年11月17日
64	Fluidelastic and Vortex Iduced Vibration of a Finned Tube Array	5th International Symposium on FSⅠ,AE&FIV+N (ニューオーリンズ)	2002年11月17日
65	Glorious Achievement of a Quarter Century Operation and a Promising Project Named MK-Ⅲ in JOYO	ASME Annual Meeting (ワシントン D.C.)	2002年11月17日
66	強度影響因子に基づく疲労設計係数策定法の提案	第26回疲労シンポジウム (工学院大学)	2002年11月29日
67	Thermal-hydraulic Analysis on a Sodium-Heated Steam Generator by the Multishell Method	Nuclear Engineering Design V.219	2002年12月
68	Validation Study of Computer Code Sphinx for Sodium Fire Safety Evaluation of Fast Reactor	Nuclear Engineering Design V.219	2002年12月
核 燃 料 関 係 (4 件)			
1	Dismantling of Gloveboxes for MOX Fuel Production by a Glovebox Dismantling Facility	WM'02 (米国、ツーソン)	2002年 2 月25日
2	Development of a Non-destructive Post-Irradiation Examination Technique using High-energy X-ray Computed Tomography	第 4 回日韓照射後試験技術に関するセミナー (韓国、大田)	2002年10月16日
3	原子力年鑑2003年版 (プルトニウム利用、高速増殖炉、回収ウラン再利用)	原子力年鑑2003年版	2002年11月
4	原子炉用燃料製造施設におけるマイクロ波加熱の利用	マイクロ波効果・応用国際シンポジウム (奈良県新公会堂)	2002年11月21日
先進リサイクル技術関係 (7 件)			
1	Measurement of Thermal Neutron Capture Cross Section and Resonance Integral of 90SR and 166MHO	International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (筑波国際会議センター)	2001年10月 9 日
2	Plan of LLFP Neutron Cross Section Measurements for Nuclear Transmutation	International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (筑波国際会議センター)	2001年10月 9 日
3	Super-High-Resolution Measurement of Photo-Nuclear Cross Sections	International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (筑波国際会議センター)	2001年10月11日
4	乾式再処理プロセスにおけるパルス電解技術の適用性ー パルス電解法による UO ₂ 析出実験ー	日本原子力学会誌 1 巻 3 号	2002年 9 月
5	Waste Minimization in Actinides(Ⅲ)/Lanthanides(Ⅲ) Separation Process from High Level Liquid Waste	OECD/NEA 7th Information Exchange Meeting (韓国、済州島)	2002年10月14日
6	Decomposition of Tri-n-butylphosphate-Nitric Acid Complex in Supercritical Carbon Dioxide	Super Green 2002 (韓国、慶熙大学)	2002年11月 3 日
7	超臨界二酸化炭素ー UO ₂ (NO ₃) ₂ ・ 2 TBP の系の気液平衡および密度	日本原子力学会中部支部第34回研究発表会 (名古屋大学)	2002年12月 4 日
廃棄物処理・処分関係 (36件)			
1	核種移行に関するデータベース開発の現状	深地層における地質環境評価技術の調査研究会報告書	1997年 5 月
2	H-12レポートでの核種移行評価におけるコロイドの影響評価	弥生研究会報告書「廃棄物処分・処分の界面・表面科学 4」	1998年
3	QUALITY (地層処分放射化学研究施設) の建設とその意義	放射性廃棄物管理専門研究会報告書 (平成 9 年度)	1998年 2 月
4	放射性廃棄物処分施設のベントナイト系緩衝材に関する研究 (その 1) Ca (OH) ₂ 溶液中のベントナイト変質挙動	大林組技術研究所報	1998年 2 月
5	Ion-Exchange Properties of Potassium Nickel Hexacyanoferrate(Ⅲ) Compounds	Solvent Extraction and Ion Exchange V.16N.4	1998年 7 月
6	放射性汚染物質を瞬時に取り去るレーザークリーニング技術	原子力 eye 44巻10号	1998年10月
7	アスファルト固化処理施設火災爆発事故の原因について	第 6 回動力・エネルギー技術シンポジウム (川崎市産業振興会館)	1998年11月10日
8	アスファルトー硝酸塩混合物の発熱挙動に関する研究	第31回安全工学研究発表会 (学士会館)	1998年12月 4 日
9	還元性条件下におけるチタンオーバーバックの水素吸収	材料と環境99 (千葉工業大学)	1999年 5 月20日
10	An Investigation of the Cause of the Fire and Explosion Incident at Bituminization Demo	GLOBAL'99 (学士会館)	1999年 8 月30日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
廃棄物処理・処分関係（36件）			
11	Evaluation of Extrusion and Erosion of Brosion Buffer	ICEM'99	（名古屋）1999年9月26日
12	Difficulties Encountered in Japanese Performance Assessment Program Using Thermodynamic Data	OECD/NEA TDB Workshop Proceedings	2001年
13	What are the Requirements of Sealing Performance?	Workshop on Backfill Requirements in a KBS-Type Repository （スウェーデン、HRL）	2001年6月
14	DECOVALEXプロジェクトにおいて実施された各解析手法によるFEBEXトンネルの掘削水理解析結果の比較	亀裂性岩盤における浸透問題に関するシンポジウム （地盤工学会）	2001年9月10日
15	Decommissioning of a Plutonium- Contaminated Waste Incinerator Facility	ICEM'01	（ベルギー、ブルージュ）2001年10月3日
16	Effect of Redox Conditions on the Sorption of Plutonium onto Geological Materials	MRS 2001	（シドニー）2001年11月26日
17	Radioelement Transport in the Bangombe Nuclear Reactor Zone(Gabon)- Evidence from U and Sm Isotopes	MRS 2001	（シドニー）2001年11月26日
18	Status of Solubility and Glass Dissolution Studies to Increase Confidence in Performance Analysis of HLW Disposal in Japan	IAEA CRP Meeting	（スペイン）2002年3月18日
19	核燃料サイクル開発機構向けPu燃料製造設備等における神戸製鋼所の納入実績	神戸製鋼所パンフレット	2002年5月
20	放射性廃棄物地層処分の核種移行評価におけるコロイドの影響	原子力バックエンド研究	2002年6月
21	Development of Process Coupling System for the Numerical Experiment of High Level Radioactive Waste	Third Annual Multiconference of WSEAS in Applied and Theoretical Mathematics （ポーランド、Wolin Island）	2002年9月2日
22	高レベル放射性廃棄物の地層処分技術に関する研究開発への取り組み	平成14年度第2回原子力関係者マネージメントセミナー （原産会議室）	2002年9月11日
23	アルカリ性水溶液中におけるNp(IV)の炭酸錯体生成	第46回放射化学討論会	（札幌市、かでる2・7）2002年9月23日
24	温度勾配下における緩衝材浸潤時の物質移行に関する数値解析	第57回土木学会年次学術講演会	（北海道大学）2002年9月25日
25	ベントナイトペレットによる隙間充填性および人工海水下での性能確認	第57回土木学会年次学術講演会	（北海道大学）2002年9月25日
26	水理学的ゆるみ域がおよぼす処分坑道周辺の不飽和領域形成に関する感度解析	第57回土木学会年次学術講演会	（北海道大学）2002年9月25日
27	原位置トレーサー試験の逆解析による不確実性評価（その2 モデルの不確実性の評価）	第57回土木学会年次学術講演会	（北海道大学）2002年9月25日
28	カナダ URL における実規模プラグの性能確認試験	第57回土木学会年次学術講演会	（北海道大学）2002年9月25日
29	原位置トレーサー試験の逆解析による不確実性評価（その1 データの不確実性の評価）	第57回土木学会年次学術講演会	（北海道大学）2002年9月25日
30	人工バリアや周辺岩盤における連成モデルの開発プロジェクト 国際共同研究「DECOVALEX」	第57回土木学会年次学術講演会	（北海道大学）2002年9月25日
31	地表からの調査段階における地下水流動評価について	第19回岩盤システム工学セミナー放射性廃棄物の地層処分特集（その2） （全国町村会館）	2002年9月30日
32	Biosphere Modelling for the Safety Assessment of High-Level Radioactive Waste Disposal in the Japanese H12 Assessment	第1回アジアオセアニア放射線防護研究発表会（AOCRP-1） （韓国、ソウル）	2002年10月20日
33	Studies on Migration Behavior of Radionuclides under Reducing Conditions in JNC	1st Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection（AOCRP-1） （韓国、ソウル）	2002年10月22日
34	ハル等廃棄物処理技術（高圧縮法）	ポスター展示	（神戸市、西神研究所）2002年10月24日
35	原子力エネルギー利用と放射性廃棄物処理	東京工業大学大学院講義科学技術特論～エネルギー・環境問題の最前線 （東京工業大学）	2002年10月31日
36	Analysis of Compacted Bentonite Contacted with Carbon Steel under Anaerobic Conditions	Clay in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement（フランス、ランス）	2002年12月9日
地 層 科 学 研 究 関 係（67件）			
1	The Sorption of Polonium, Actinium and Protoactinium on Geological Materials	MRS'98	（ボストン）1998年11月12日
2	高レベル放射性廃棄物の処分容器材料	「環境有害物質処理プロセスと装置材料」シンポジウム （化学会館）	1999年7月26日
3	Effect of Carbonate Concentration on the Sorption of Plutonium on Geological Materials	MRS'99	（ボストン）1999年11月29日
4	Solubility and Glass Dissolution Studies to Support H-12 Performance Analysis of HLW Disposal in Japan	IAEA CRP Meeting （オーストラリア、ニューキャッスル）	2000年9月1日
5	圧縮ベントナイト中の温度勾配による水分移動	第56回土木学会年次学術講演会	（熊本大学）2001年10月2日
6	飛騨地域における地震活動の線状配列	京都大学防災研究所年報 第45号B	2002年4月
7	Seismic Tomography Software Package	Publications of the Institute of Geophysics Polish Academy of Sciences	2002年5月
8	北海道における最終氷期以降の永久凍土の層厚変化の推定	大村纂教授記念「雪氷圏変動に関するシンポジウム」 （北海道大学低温科学研究所）	2002年8月22日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
地 層 科 学 研 究 関 係 (67件)		
9	In Situ Radionuclide Retardation in Groundwater Conducting Systems - Overview of the Research Programme in the Grimsel Test Site, Central Swiss Alps	9th International Symposium on Environmental Radiochemical Analysis (ERA2002) (イギリス、Maidstone) 2002年 9月
10	瑞浪超深地層研究所が着工	日本原子力学会誌 Vol.44 No.9 2002年 9月
11	遺跡で出土した鉄器のX線CTによる腐食評価	第49回 材料と環境討論会 (姫路工業大学) 2002年 9月
12	Generic Implications for Engineered Barriers from a Study of the Tsukiyoshi Fault, Tono, Gifu-Ken, Japan	18th General Meeting of the International Mineralogical Association (スコットランド、エジンバラ) 2002年 9月 8日
13	幌延深地層研究計画の概要と調査研究の現状	放射化学討論会α放射体・環境放射能分科会 (札幌市、かでの2・7) 2002年 9月24日
14	坑道掘削による応力状態の変化についてー 応力解放法による初期応力と2次応力測定結果の比較ー	土木学会第57回年次学術講演会 (北海道大学) 2002年 9月25日
15	不確実性を考慮した地質環境特性評価の基本的な考え方について	土木学会第57回年次学術講演会 (北海道大学) 2002年 9月25日
16	逆解析による核種移行パラメータ同定値の信頼性評価	第57回土木学会年次学術講演会 (北海道大学) 2002年 9月25日
17	応力依存性を考慮した透水・トレーサー試験	第57回土木学会年次学術講演会 (北海道大学) 2002年 9月25日
18	音響波フルウェーブトモグラフィの実データへの適用	物理探査 第55巻 5号 2002年10月
19	超深地層研究所計画ー地表からの調査予測研究段階の現状ー	第19回岩盤システム工学セミナー 放射性廃棄物の地層処分研究特集(その2)(全国町村会館) 2002年10月 1日
20	地層処分技術に関する研究開発における火山学の役割ー 研究開発の現状と今後の課題ー	日本火山学会2002年秋季大会 (仙台市戦災復興記念館) 2002年10月23日
21	間隙水中の安定同位体比に基づく低透水性海成堆積岩盤中の地下水流動の解釈	日本地下水学会2002年秋季講演会(宮古島) 2002年10月24日
22	水収支観測による岩盤浸透量の算出と観測流域スケールの検討	日本地下水学会2002年秋季講演会 (アトールエメラルド宮古島) 2002年10月26日
23	Detailed Displacement Rate Field around the Atotsugawa Fault Located in the High Strain Rate Zone, NKTZ, Central Japan	測地学会国際シンポジウム金沢 日本測地学会第98回講演会 (金沢市観光会館) 2002年10月28日
24	幌延深地層研究計画	平成14年度地層科学研究情報・意見交換会 (セラトピア土岐) 2002年10月29日
25	幌延における地下施設の検討状況	平成14年度地層科学研究情報・意見交換会 (セラトピア土岐) 2002年10月30日
26	割れ目充填物によるジョグ構造の三次元幾何形状や水理地質構造解析	日本応用地質学会研究発表会 (香川県民ホール) 2002年10月31日
27	Development of a Sensitive, Robust Earth-Resistivity Measurement System Stable over Long Period to Monitor Subtle Temporal Change in Stress in Earth's Crust	Seismogenic Process Monitoring 2002年11月
28	Overview and Purpose of the Active Fault Probe at the Atotsugawa Fault System - Observations inside and outside a 480m Tunnel throughout a Subsidiary Fault	Seismogenic Process Monitoring 2002年11月
29	Ultrasonic Technique for Probing the Changes of Contact on a Discontinuity Subjected to Normal Load	Seismogenic Process Monitoring 2002年11月
30	Observation of Microearthquakes in the Atotsugawa Fault Region, Central Honshu, Japan -Sensimicity in the Creeping Section of the Fault	Seismogenic Process Monitoring 2002年11月
31	Seismological Investigation of Deep Structure of Active Faults Using Scattered Waves and Trapped Waves	Seismogenic Process Monitoring 2002年11月
32	自然から学ぶ放射性廃棄物処分の知恵ーナチュラルアナログのおしえー	資源と素材 Vol.118 No.10,11 2002年11月
33	センサーアレイで取得されるACROSSデータの存否イベント解析	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月11日
34	花崗岩中の地質構造を対象とした反射弾性波探査の適用	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月11日
35	アクロス計測による複素誘電率スペクトル測定Ⅰ.水の誘電分散	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月11日
36	アクロス計測による複素誘電率スペクトル測定Ⅱ.固体イオン伝導体の誘電分散	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月11日
37	ひずみ集中帯に位置する跡津川断層系ー稠密GPS観測によるひずみ速度場の詳細解析ー	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月11日
38	跡津川断層系およびその周辺における地下構造と地震活動	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月11日
39	活断層と地殻上部地震発生層	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月11日
40	跡津川断層の深部構造を探るための地震観測(序報)ークリープ/ロック域の断層構造と地震発生特性ー	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月11日
41	自然地震にみられる断層トラップ波の解析による茂住・祐延断層の深部構造	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月11日
42	Bayesian Approach to Seismic Tomography: Average vs. Maximum Likelihood Solution	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月12日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
地 層 科 学 研 究 関 係 (67件)		
43	ACROSS送受信技術を用いた地震計二次校正新手法の提案 —「簡単・正確・即実用」をめざして—	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月12日
44	回転型ACROSS震源装置の新制御方式	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月12日
45	断層セグメント境界の理解へ向けて —跡津川断層稠密地上観測・ポアホール観測—	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月12日
46	Ocean Bottom Crust Deformation Measurement: Indirect Acoustic Location Algorithm	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月13日
47	茂住調査坑道における間隙水圧測定とその間隙弾性論的な解釈	日本地震学会2002年度秋季大会 (パシフィコ横浜) 2002年11月13日
48	Landform Development Simulation of a Small Drainage Basin during the Future of 120,000 Years	Japan - China (Yunnan) Geomorphological Conference (中国、昆明) 2002年11月20日
49	花崗岩地域を対象とした反射法弾性波探査の適用	日本応用地質学会中部支部 平成14年度研究発表会・講演会 (愛知厚生年金会館) 2002年11月22日
50	亀裂性岩盤中の水みちに認められる特徴 —土岐花崗岩を対象とした研究事例—	日本応用地質学会中部支部 平成14年度研究発表会・講演会 (愛知厚生年金会館) 2002年11月22日
51	深部地下水の地球化学研究における採水手法と品質管理について	日本応用地質学会中部支部 平成14年度研究発表会・講演会 (愛知厚生年金会館) 2002年11月22日
52	紀伊半島南部における地殻構造について —非火山地域における高温異常域の地殻構造の検討例—	日本応用地質学会中部支部 平成14年度研究発表会・講演会 (愛知厚生年金会館) 2002年11月22日
53	超深地層研究所計画の現状	日本原子力学会中部支部 第34回研究発表会 (名古屋大学) 2002年12月3日
54	天然ウラン系列核種の放射平衡・非平衡を用いた岩石中でのウラン移行挙動の解析 —堆積岩中の割れ目近傍におけるウランの移行範囲—	日本原子力学会中部支部 第34回研究発表会 (名古屋大学) 2002年12月3日
55	資源・エネルギー・廃棄物、我々はどこに行くのか? —過去に学びそして未来を考えよう—	日本原子力学会中部支部 第34回研究発表会 (名古屋大学) 2002年12月3日
56	幌延深地層研究計画の概要	日本原子力学会北海道支部 第20回研究発表会 (北海道大学大学院) 2002年12月4日
57	幌延深地層研究計画 —地質環境調査技術開発—	日本原子力学会北海道支部 第20回研究発表会 (北海道大学大学院) 2002年12月4日
58	Monte Carlo Sampling of Solutions to Velocity Tomography Problem: A Quest for Imaging Accuracy	American Geophysical Union (AGU) 2002 Fall Meeting (サンフランシスコ) 2002年12月7日
59	Pull - Down Basin in the Central Part of Japan due to Subduction - Induced Mantle Flow	American Geophysical Union (AGU) 2002 Fall Meeting (サンフランシスコ) 2002年12月7日
60	Deep Structure of Active Faults Estimated from Underground Observation of Fault-Zone Trapped Waves -The Nojima and the Mozumi-Sukenobu Faults, Japan-	American Geophysical Union (AGU) 2002 Fall Meeting (サンフランシスコ) 2002年12月7日
61	Poroeastic Monitoring of Stress Buildup Process at the Mozumi - Sukenobu Fault	American Geophysical Union (AGU) 2002 Fall Meeting (サンフランシスコ) 2002年12月7日
62	Fault Zone Discontinuity of Mozumi-Sukenobu Fault Inferred from the 3D Finite-Difference Simulation of the Fault Zone Waves Excited by Explosive Sources	American Geophysical Union (AGU) 2002 Fall Meeting (サンフランシスコ) 2002年12月7日
63	Dense GPS Array Observations across the Atotsugawa Fault, Central Japan	American Geophysical Union (AGU) 2002 Fall Meeting (サンフランシスコ) 2002年12月8日
64	Probabilistic Modeling of the Long-Term Spatial Patterns of Eruptive Centers: Case Studies from Higashi-Izu and Kannabe-Oginosen Monogenetic Volcano Groups, Japan	American Geophysical Union (AGU) 2002 Fall Meeting (サンフランシスコ) 2002年12月10日
65	Influence of Fault on the Anisotropy of Pore Structure and Permeability in Granite, Tono Area, Central Japan	American Geophysical Union (AGU) 2002 Fall Meeting (サンフランシスコ) 2002年12月10日
66	Frequency Response of the Pore Pressure Wells -From Tidal to Seismic Frequency-	American Geophysical Union (AGU) 2002 Fall Meeting (サンフランシスコ) 2002年12月10日
67	幌延深地層研究計画 平成14年度調査の進捗状況	幌延フォーラム (幌延町) 2002年12月17日
軽 水 炉 再 処 理 関 係 (7件)		
1	Study on Am/Eu Extraction and Separation with Acid Extractant and TPTZ	NUCEF'98 (ひたちなか市) 1998年11月16日
2	HAZOP等による現場感覚を重視した火災・爆発事故の未然防止活動	NSネット「第5回管理者セミナー」における良好事例発表 (大手町サンスカイルーム) 2002年8月22日
3	東海再処理施設の安全確保とリスク管理	第35回原子力安全研究総合発表会 (都市センターホテル) 2002年8月28日
4	Preparation on High Pu Content Reference Material for U and Pu Measurement	日本分析化学会第51年会 (北海道大学) 2002年9月19日
5	使用済 MOX 燃料はどうするのか?	日本原子力学会ホームページ 2002年10月

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
軽 水 炉 再 処 理 関 係 (7件)		
6	PSA Application on Tokai Reprocessing Plant	核燃料サイクル安全性国際ワークショップ (虎ノ門バストラル) 2002年10月2日
7	磁気分離の核燃料サイクルへの応用	磁気分離に関するワークショップ (都立大学) 2002年11月16日
濃 縮 関 係 (5件)		
1	Visualization of Flow-Fields and Numerical Calculations of Collection Efficiencies in Low Pressure Impactor	Journal of Nuclear Science and Technology V.35N.6 1998年6月
2	Numerical Calculation of Flow Fields and Collection Efficiency in Low Pressure Impactor	Sixth Workshop on Separation Phenomena in Liquid & Gases (名古屋国際会議場) 1998年10月18日
3	Structure of Flow Fields in Low Pressure Impactor	Journal of Nuclear Science and Technology V.35N.11 1998年11月
4	An Investigation of the Cause of the Fire and Explosion Incident at Bituminization Demonstration Facility	The 7th International Conference on Radioactivity (名古屋国際会議場) 1999年9月26日
5	Ion Exchange Separation for Decontamination of Centrifuge Enrichment Plant	日本原子力学会誌 2002年10月
新 型 転 換 炉 関 係 (16件)		
1	The Effect of Electron Irradiation on B-NB Precipitation in ZR-2.5%NB Alloys	Asian Symposium on Zircaloy (九州大学) 1998年5月13日
2	ATRの水質管理	日本原子力学会「原子炉水化学ハンドブック」1999年1月
3	Investigation of Debris Jet Attack to Submerged Calandria and Pressure Tubes	ICONE-7 (京王プラザホテル) 1999年4月19日
4	Shutdown PSA of Fugen Nuclear Plant	ICONE-7 (京王プラザホテル) 1999年4月20日
5	Development of Living PSA System for Fugen NPS	PSAM-5 (大阪) 2000年11月27日
6	Basic Concept of the Fugen Decommissioning Project	スロバキア原子力に関する廃止措置技術的評価委員会 (スロバキア 原子力規制庁) 2001年10月8日
7	Low Corrosive Chemical Decontamination Method Using Ph Control(II)-Decomposition of Reducing Agent by Using Catalyst with Hydrogen Peroxide-	Journal of Nuclear Science and Technology 2002年4月
8	電解による重水からのトリチウム分離における分離係数の電極依存性	理工学における同位元素、放射線研究発表会 (日本青年館) 2002年7月3日
9	An Application of Virtual Reality Technology to a Nuclear Decommissioning Process	Enlarged Halden Programme Group Meeting'02(ハルデン 拡大会議) (ノルウェー、Storefjell) 2002年9月12日
10	大気中に置かれた物質に含まれる重水素の検出手法の検討	財団法人 若狭湾エネルギー研究センター 研究成果報告集 2002年10月
11	原子力発電所廃棄物中放射性核種の分離技術の調査・検討(その3)	財団法人 若狭湾エネルギー研究センター 研究成果報告集 2002年10月
12	沸騰水型原子力発電所に関わる放射性廃棄物処理設備の開発と実用化	東京大学へ提出の博士論文 2002年10月
13	Virtual Reality Technology and Nuclear Decommissioning	International Conference on Safe Decommissioning for Nuclear Activities (ドイツ、ベルリン) 2002年10月14日
14	Twenty Four Year's Experience of Water Chemistry in the Fugen Nuclear Power Station	第13回環太平洋原子力会議 (中国、深セン) 2002年10月21日
15	Twenty-Four Year's Experience of Industry-Scale of Plutonium Use in the Fugen Nuclear Power Station	第13回環太平洋原子力会議 (中国、深セン) 2002年10月21日
16	敦賀発電所俯瞰CADデータのパンフレット掲載の件	2002年12月
核 物 質 管 理 関 係 (4件)		
1	VPN Installation at Joyo	VPNワークショップ (韓国、大田) 2002年9月9日
2	Safeguard at JNC	核物質管理学会刊行支部年次大会 (韓国、大田) 2002年9月11日
3	Development and Evaluation of a Regional Collaboration for Non-Proliferation and Transparency	核物質管理学会韓国支部年次大会 (韓国、大田) 2002年9月11日
4	セルロース化合物をコーティング剤としたウラン・プルトニウム分析用標準物質の開発	日本分析化学会 第51年会 (北海道大学) 2002年9月25日
安 全 管 理 関 係 (14件)		
1	エボナイトを利用した臨界事故時用中性子線量計	日本保健物理学会誌 37巻2号 2002年6月
2	東海再処理施設から大気放出されるKr-85のリアルタイム環境線量評価について	日本保健物理学会第36回研究発表会 (金沢大学) 2002年6月
3	東海再処理施設における放射線管理支援システムの開発	日本保健物理学会誌 37巻3号 2002年9月
4	防災業務情報共有ソフトウェアの展示デモ	展示デモ 2002年9月14日
5	International Conference on Occupational Radiation Protection: Protecting Workers against Exposure to Ionizing Radiationに出席して	放影協ニュース 33号 2002年10月
6	Real-Time Simulation of Environmental Dose in the Normal Operation of Tokai Reprocessing Plant by Dose Evaluation Computer Code(SIERRA-II)	第1回アジアオセアニア放射線防護研究発表会(AOCP-1) (韓国、ソウル) 2002年10月20日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
安 全 管 理 関 係 (14件)		
7	Radon and its Progeny Monitoring Closed Uranium Mine	第1回アジアオセアニア放射線防護研究発表会(AOCR-1) (韓国、ソウル) 2002年10月20日
8	Development of the Neutron Reference Calibration Field Using a 252Cf Standard Source Surrounded with PMMA Moderators	第1回アジアオセアニア放射線防護研究発表会(AOCR-1) (韓国、ソウル) 2002年10月20日
9	Personal Neutron Monitoring Using TLD Albedo Combined with Etched Tracks Detector	第1回アジアオセアニア放射線防護研究発表会(AOCR-1) (韓国、ソウル) 2002年10月20日
10	もんじゅ放射線管理用計算機システム	FAPIG 162号 2002年11月
11	緊急時の組織間連携の円滑化をねらいとした緊急時情報共有システム	地域安全学会研究発表会 (静岡市) 2002年11月9日
12	セキュリティを踏まえた巨大システムの防災の現状と課題	セキュリティ技術シンポジウム (東京) 2002年11月19日
13	再処理施設からの液体廃棄物の放出モニタリング	第44回環境放射能調査研究成果発表会 (放射線医学総合研究所) 2002年12月4日
14	化学物質管理システム (PRTRシステム) の開発及び運用	安全工学研究発表会 (横浜国立大学) 2002年12月6日
そ の 他 (9件)		
1	放射線管理用線量測定器の新しい動向	日本保健物理学会誌 33巻2号 1998年6月
2	免震構造物の上下動地震応答特性に関する研究(その1 地盤の上下動地震観測及び解析)	1998年度日本建築学会大会(九州) (九州産業大学) 1998年9月11日
3	免震構造物の上下動地震応答特性に関する研究(その2 免震構造物の上下方向の等価減衰定数)	1998年度日本建築学会大会(九州) (九州産業大学) 1998年9月11日
4	側面励起 Yb:YAG レーザ	応用物理学会学術講演会 (広島大学) 1998年9月15日
5	<研究室だより>核燃料サイクル開発機構 敦賀本部	炉物理の研究 1999年9月
6	ピトー管による気液二相流内の動圧および液滴流量分の測定法	二相流計測に関する評価研究専門委員会報告書1 ー二相流計測法ー 2001年6月
7	核燃料サイクル開発機構東海事業所におけるリスクコミュニケーション活動	自然放射線と公衆の放射線理解報告書 2002年8月
8	電磁超音波探触子(EMAT) 構造に関する検討	平成14年度第2回超音波分科会 (日本非破壊検査協会) 2002年11月21日
9	原子力事業所における OHSAS18001と ISO14001の統合システムの構築	原動研・原子力安全グループ定例研究会への紹介 (日本原子力産業会議) 2002年12月20日

1.2 2002年の日本原子力学会秋の大会における口頭発表

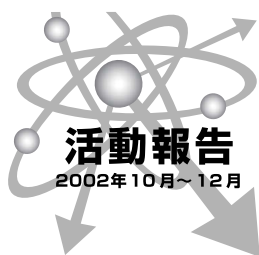
2002年の日本原子力学会秋の大会における口頭発表の件数及び標題を研究分野別に以下に示す。

発 表 内 容		発 表 内 容	
高 速 増 殖 炉 関 係 (16件)		高 速 増 殖 炉 関 係 (16件)	
1	酸化物分散強化型鋼の溶接技術開発(その7) ーフェライト系 ODS 鋼の溶接特性ー	14	He ガス冷却高速炉被覆粒子型燃料体の熱流力特性解析(2)
2	自然ニュートリノの測定に関する研究	15	IHX/1次ポンプ合体機器の開発 ー伝熱管フレットング摩耗評価(2)ー
3	高速増殖原型炉もんじゅ微調整棒駆動機構の駆動荷重増加事象の究明と対策	16	原子力用材料データフリーウェイとリンクした知識ベースシステム
4	ナトリウム冷却小型炉の検討	燃 料 関 係 (1件)	
5	水ブール直接貯蔵法における使用済燃料除熱特性の検討	1	極低風圧下における HEPA フィルタの透過率試験等
6	IHX/1次 Na ポンプ合体機器の開発 (伝熱管フレットング摩耗評価)	先 進 炉 サイクル技術関係 (6件)	
7	鉛ビスマス熱媒体チューブ型 SG を用いた 2 次系簡素化システムの検討	1	高分解能・高エネルギー光子スペクトロメータの応答関数に関する研究
8	重金属冷却炉プラントの検討(3)	2	Response Function of the Multisectional BGO Gamma-Ray Detector
9	重金属冷却炉プラントの検討(4)	3	抽出クロマト法による MA 回収プロセスの開発(その1) ープロセスの概要および模擬高レベル廃液の分離試験ー
10	照射 MOX 燃料からの FP 放出挙動	4	核燃料サイクル用核データ
11	ラマン分光分析法による高温下でのナトリウム鉄複合酸化物の分析(3)	5	Super-DIREX 再処理法による使用済燃料からの U, Pu 直接抽出に関する技術開発(2) ー技術開発の目的および計画概要ー
12	ナトリウムブール燃焼時のエアロゾル放出割合評価モデル	6	Super-DIREX 再処理法による使用済燃料からの U, Pu 直接抽出に関する技術開発(4) ー分配係数・速度データの測定 1. 試験装置の製作と模擬物質による試験ー
13	ナトリウムー水反応の数値解析研究(7) 多次元ナトリウムー水反応解析コード SERAGHIM の開発		

発 表 内 容	
廃棄物処理・処分関係（7件）	
1	ケミカルトラップ除染のための溶融塩電解法によるウラン回収システムの検討
2	放射性金属廃棄物の溶融除染試験（その3）－複合材を含む廃棄物の溶融除染試験－
3	TRU廃棄物処分におけるN.F.水理場の変遷に関する研究(3)－化学的変遷モデル、力学的変遷モデルの検討－
4	TRU廃棄物処分におけるN.F.水理場の変遷に関する研究(4)－システム化に向けたセメント系材料の特性評価－
5	原位置トレーサ試験より得られる核種移行パラメータ値の不確実性
6	TRU廃棄物処分におけるN.F.水理場の変遷に関する研究(2)－ニアフィールド水理場の長期的変遷評価システムの構築－
7	TRU廃棄物処分におけるN.F.水理場の変遷に関する研究(5)－モデル化に向けたベントナイト系材料の特性評価－
地 層 科 学 研 究（1件）	
1	地下水中の天然コロイドの特性評価
軽水炉再処理関係（4件）	
1	CPFにおける金属電解法乾式再処理プロセス試験－プロセス試験装置の開発－

発 表 内 容	
軽水炉再処理関係（4件）	
2	再処理工程中のトリチウム分析における前処理方法の検討
3	未臨界度オンラインモニタ手法の検討
4	乾式再処理システム・カソードプロセス蒸留解析コードの開発
環 境 保 全 関 係（1件）	
1	解体エンジニアリングシステムの開発(7)－解体エンジニアリングで用いる作業データの収集－
新 型 転 換 炉 関 係（1件）	
1	減圧酸素プラズマによるふげん廃樹脂の処理試験(2)－核種移行性評価－
そ の 他（3件）	
1	廃止措置技術選定法最適化システムの構築－2－－ANN手法の適用可能性に係る検討－
2	東海村におけるリスクコミュニケーション研究－信頼回復に向けたサイクル機構東海事業所の取組み－
3	リスクコミュニケーション方法の体系化－住民との対話「さいくるフレンドリートーク」－

（本社：技術展開部）



技術情報管理 情報システム

1. 技術情報管理

サイクル機構の技術資料として、機構作成技術報告書、委託研究報告書、共同研究報告書、受託研究報告書、海外原子力開発機関との協定等により入手した報告書、国内外の研究機関との情報交換により入手した報告書等を効果的に活用するため、データベース化することにより登録・利用管理している。

データベースの利便性の向上を図るため、ウェブ利用クライアント&サーバ方式データベースシステム（成果情報データベースシステム:JSERV）による社内運用を行っている。本システムでは、技術資料のほか、外部発表資料、サイクル機構技報、図書情報、特許情報、成果展開事業、大学との研究協力、技術協力・技術移転、解析コードにかかわるデータベースの検索・閲覧ができる。

現在、インターネットによるJSERVの社外利用のシステム整備を継続している。

技術情報を効率的に活用するため、イントラネットにより社内周知を行うとともに、情報公開の一環として、技術資料及び外部発表資料の目録をサイクル機構のホームページに掲載している。

四半期ごとに編集発行する技術広報誌のサイクル機構技報第17号を2002年12月20日に社内外に広く配布することにより、サイクル機構の技術動向、

技術開発成果及び進ちょく状況の周知に努めている。サイクル機構技報第17号の全頁はインターネットホームページに掲載している。

2. 情報システム

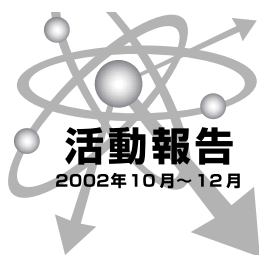
サイクル機構では、大洗工学センター内の情報センターにおいて、大型計算機システム（科学技術計算用及び業務処理用）の運用・整備、全事業所を結ぶ情報処理ネットワークの運用・整備、情報セキュリティ対策等を実施している。

大型計算機システムについては、安定な運用継続を図った。

情報処理ネットワークについては、サイクル機構全社ネットワークの運用を継続するとともに、新東京事務所ネットワークの構築について検討を行った。さらに、2003年5～6月切替予定のSINETへの接続申請を行った。

また、セキュリティ対策については、システムの信頼性向上及び低コスト化を図る目的で電子メールウィルスチェックシステム変更テストを実施した。なお、ウィルス対策への啓蒙として2002年秋にウィルス感染時の対応教育を全従業員対象に実施した際の質問と解答を整理してイントラネットに掲載し、情報の共有化を図った。

（本社：技術展開部）



大学等との研究協力 社内公募型研究

1. 大学等との研究協力

サイクル機構は開かれた研究開発機関を目指して、大学等の研究機関との研究協力制度を設け、研究協力の推進を行っている。

1.1 先行基礎工学研究

サイクル機構は、1995年度より、研究開発プロジェクトに先行した基礎工学研究について、研究協力テーマを提示している。大学等の研究者からは研究目的を達成する上で必要な手法、アイデア等を研究協力課題として提案して頂き、サイクル機構の研究者と共同研究等の形態で研究開発を行っている。2002年度は、42件の研究協力課題について実施している（図1参照）。2003年度の先行基礎工学研究に係る研究協力課題の募集を9月初旬から11月中旬まで行い、募集件数12件を超える応募（22件）があり、選考作業を進めている。

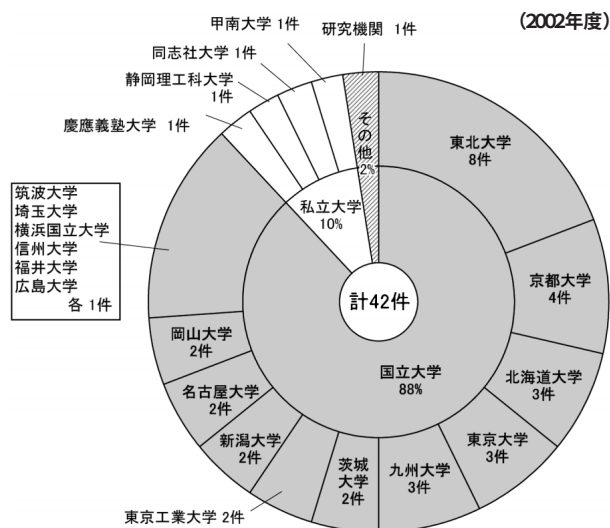


図1 先行基礎工学研究に関する実績
＜研究機関別研究協力課題の実施状況＞

1.2 核燃料サイクル公募型研究

サイクル機構は、1999年度より、大学及び公的研究機関の研究者から、サイクル機構が取り組む核燃料サイクル分野の研究開発において、原則としてサイクル機構の施設・設備を利用し、先見的、独創的な研究テーマを広く公募している。応募者には主体的に研究に取り組んで頂く公募型の研究協力を行っている。2002年度は、20件の研究テーマについて実施している（図2参照）。

1.3 博士研究員制度

サイクル機構は、1997年度より、博士号の学位を有する若手研究者を2～3年間の任期付で採用している。若手研究者はサイクル機構の先導的、基礎・基盤的な研究業務に関連して、機構が承認した研究テーマを自主的に遂行し、研究者としての業績を得ていくとともに人材育成を図っている（表1参照）。

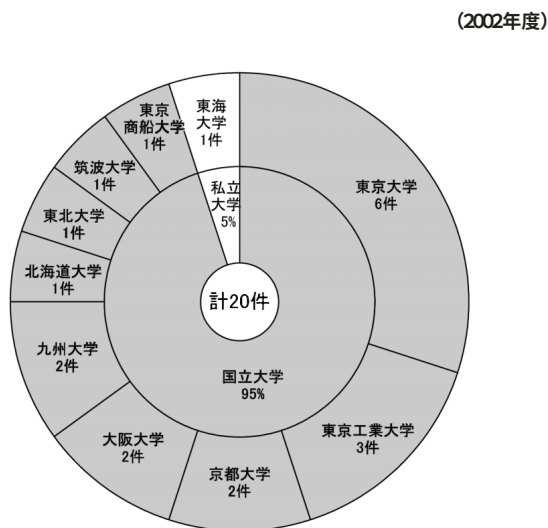
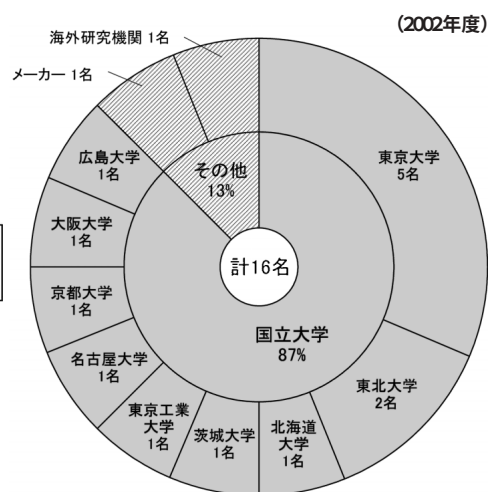
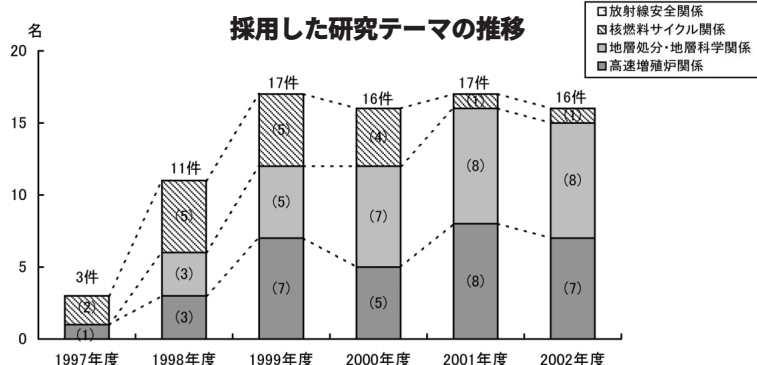


図2 核燃料サイクル公募型研究に関する実績
＜研究機関別研究テーマの実施状況＞

表1 博士研究員の実績

(() 数値は当該年度終了テーマであり、内数)

項目	年度	1997年度	1998年度	1999年度	2000年度	2001年度	2002年度
新規	応募	5件	8件	15件	16件	26件	33件
テーマ	採用	3件	8件	6件	4件	7件	5件
継続テーマ	—	—	3件	11件	12件	10件	11件
採用テーマ		3件(0)	11件(0)	17件(5)	16件(6)	17件(6)	16件(4)

図3 博士研究員の実績
<出身別採用状況>

2002年度は、16名の博士研究員により研究を実施している(図3参照)。2003年度の博士研究員の募集を5月初旬から7月下旬まで行い、募集定員5名に対し5倍を越える応募(26名)があり、5名を選考した。

(本社:技術展開部)

2. 社内公募型研究

サイクル機構内の創造的研究活動を活性化するための一方策として、サイクル機構の研究者及び技術者から新概念の創出、技術のブレークスルーを目指す研究を發掘・推進する「社内公募型研究推進制度」を2001年度より開始している。

本制度は、サイクル機構が取り組む研究開発の全分野から、独創性・新規性に優れた研究テーマ並びに研究者を募集・厳選し、一定期間(原則3年間)、研究のための予算と環境を保証し自由に研究を実施できるようにするものである。募集する研究は、原則として個人レベルで実施できる規模及び内容のもので、提案者自らが実施することを基本としている。

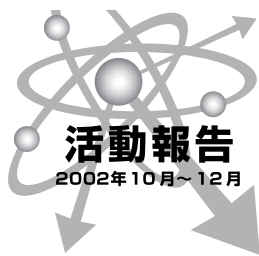
第1期(2001年度)の採択研究テーマ4件については、当該期間においては研究を継続するとともに、研究期間の中間点に当たる2002年10月に研

究の中間報告書を取りまとめた。各研究は、中間報告書をもとに、2002年12月17日に開催された社内公募型研究評価委員会(委員長:相澤東大教授)において中間評価を受けた。中間評価は、研究目標の達成状況、得られている研究成果の独創性・新規性、当初研究目標の妥当性、及び今後の研究計画の妥当性等を評価し、研究継続の可否を判定するとともに、改善すべき点や見直すべき点の指摘、助言、勇気付け等を行い、以後の効果的な研究遂行に役立てるねらいがある。現在、同委員会による評価結果の取りまとめが進行中である。

第2期(2002年度)の採択研究テーマ2件については、2002年4月から研究を開始している。当該期間においては、試験装置の手配や製作と並行して、内部の装置や外部機関の装置を利用した試験研究を実施している。

第3期(2003年度)の新規研究テーマ募集は、2002年7月17日から10月3日までの間行われ、3事業所から4件の応募があった。2002年12月17日に開催された社内公募型研究評価委員会において書類審査と面接審査を合わせた選考審査が行われた。採否は2003年1月に正式決定され、研究開始は同年4月の予定である。

(本社:社内公募型研究推進室)



技術協力・技術移転 開発技術の利用・展開 施設・設備の供用 国内技術協力研修

1. 技術協力・技術移転

サイクル機構は、再処理、ウラン濃縮、MOX燃料加工、高速増殖炉等の技術開発成果を事業主体に円滑に技術協力・技術移転するため、技術協力協定等を締結し、技術情報の提供、技術者の派遣、技術者の教育・訓練、受託業務等を実施している。

(1) 再処理

再処理については、日本原燃(株)に対する従来の技術協力・技術移転に加え、六ヶ所再処理工場の試運転に関する技術支援を継続した。

また、六ヶ所再処理工場の試運転準備要員である日本原燃(株)再処理技術者の東海事業所での研修及び日本原燃(株)委託会社社員等への研修を継続実施した。

さらに、(財)核物質管理センターから再処理分析技術者の研修を継続実施した。

(2) ウラン濃縮

ウラン濃縮技術については、技術情報の提供等を実施するとともに、ウラン濃縮プラントの運転経験に基づくコンサルティング等の受託契約を継続して実施している。

また、電力会社等からの要請に基づき、人形峠環境技術センターの濃縮施設において「滞留ウランの除去及び回収技術に係る試験研究」及び「使用済遠心分離機処理技術に係る試験研究」の共同研究並びに「遠心機長期化技術に関する試験」の受託業務を継続実施している。

(3) MOX燃料

MOX燃料加工技術については、六ヶ所MOX燃料加工工場の設計にサイクル機構の技術を反映させるため、技術者の派遣、技術情報の開示等の技術協力を実施するとともに、前年度に続き「MOX燃料加工に係る確証試験(MOX実験(2))」の受託契約を継続実施している。

また、日本原燃(株)と引き続き「MOX燃料加工

施設の詳細設計等に係る技術協力業務(その2)」の受託契約であるコンサルティング業務を継続実施している。

(4) FBR

FBRについては、2002年度の「炉心安全性向上のためのIGR試験研究」、「高温構造設計手法高度化及び免震技術開発」及び「自己作動型炉停止機構炉内試験研究」に関する共同研究契約を継続実施している。

(5) 高レベル廃棄物

高レベル廃棄物の地層処分技術については、原子力発電環境整備機構と締結した「特定放射性廃棄物の地層処分技術に関する協力協定」に基づき、継続して技術協力を実施している。

2. 開発技術の利用・展開

2.1 先端原子力関連技術成果展開事業

開発成果の展開・活用を図るため、サイクル機構が保有する特許等を企業に提供して、企業の製品開発を支援する「先端原子力関連技術成果展開事業」を1998年度から行っている。

2002年度は、新規採択した8件と前年度からの継続分2件を含めた合計10件の実用化共同研究開発を実施していたが、新規採択の1社が社内事情により契約を解除したため、今期は9件の開発を継続し、中間報告会を実施した。

2.2 特許・コンピュータコードの利用

(1) 特許の利用

サイクル機構の研究開発の過程で発明・考案された技術成果については、特許出願、技術の権利化及び技術情報の公開を図るとともに、特許の使用を希望するものと実施許諾契約を締結し、利用に供している。これまでの特許(実用新案を含む。以下同様)出願件数は、国内で約2,640件、外国

で約990件（このうち、2002年9月末現在、開発成果として保有している特許権は、国内約1,010件、外国約500件）である。2002年10月から12月における登録件数は国内3件、外国1件である（表1参照）。2002年度における12月末までの出願件数は国内18件、外国18件である。

特許の外部利用実施状況は、使用者と実施許諾契約を締結し、契約累計はこれまで34件であり、現在は18件を許諾している。

(2) コンピュータコードの利用

研究開発の過程で開発されたコンピュータ・プログラム（計算コード）については、外部利用が考えられるものについて、ソフトウェア会社と計算コードの販売に係る業務代行契約を締結し、利用者への使用許諾を行っている。これまでの契約累計は17件で、現在は12件を許諾している。

3. 施設・設備の供用

技術協力の一環として、サイクル機構の施設・設備を利用した施設等の供用を行っている。2002年度は、東濃地科学センターの第2立坑（目的：無重量研究）及び瑞浪地科学研究館の一部、新型転

換炉ふげん発電所廃棄物処分建屋の一部（目的：デコミショニング研究）、人形峠環境技術センターの環境工学施設の一部（目的：デコミショニング研究）及び東海事業所ウラン脱硝施設（目的：脱硝ウラン水分含有量等調査）の供用などを継続実施している。

4. 国内技術協力研修

2000年10月より、日本原燃(株)再処理技術者の試運転に向けた研修を開始した。研修は、放射線管理、高レベル廃棄物ガラス固化技術、ウラン・プルトニウム混合脱硝技術、分析技術及び基本技能の各分野で行っており、現在の研修員は17名が継続している。

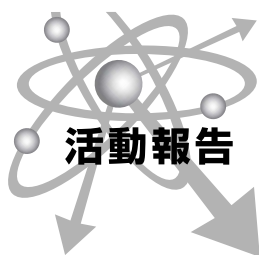
日本原燃(株)委託会社社員の再処理分析技術研修員は41名が継続している。その他東電環境エンジニアリング(株)技術者が1名放射線管理分野の研修を継続している。

さらに、2002年8月より財団法人核物質管理センター技術者の再処理分析技研修が2名継続している。

（本社：技術展開部）

表1 特許登録一覧

種 類		登 録 日	登録番号	発 明 の 名 称	特 許 権 者
国 内	特 許	2002. 9 .20	3351771	粉粒体搬送容器及び粉粒体供給装置並びに粉粒体排出方法	サイクル機構 富士電機(株) 木村化工機(株)
		2002.12. 6	3377503	高レベル放射性廃液のガラス溶融炉	サイクル機構 石川島播磨重工業(株)
		2002.12.13	3380771	グローブボックスパネルの研磨装置	サイクル機構
国 外	特 許	2002.11. 5	08/975657 アメリカ	放射性雑固体廃棄物の溶融処理方法	サイクル機構



特許・実用新案紹介

エアパージ測定システムの導圧管詰まり検知方法

出願番号：特願2000-183301

出 願 日：平成12年6月19日

登録番号：特許第3302972号

登 録 日：平成14年4月26日

特許権者：核燃料サイクル開発機構

本発明は、プラントで液位、液密度等の測定に用いられるエアパージ測定システムの導圧管先端付近に発生する詰まり現象を、早期に確実に検知することができるようにしたものである。

1. 目的・効果

各種のプラントにおいて、液位、液密度等の物理量を測定する方法として、エアパージ測定システムが幅広く用いられている。これは2本の導圧管を液中に異なる深さで挿入し、各々の導圧管に一定流量の空気を供給し、各導圧管先端から気泡を放出させることにより、各導圧管内の圧力の違いから上記物理量を測定するものである。

導圧管の先端付近には、測定する液の種類によっては析出物による詰まりが発生し、異常な計測値を示すことがある。これを検知するため、導圧管内の圧力変動の固有振動数を測定し、詰まりによって導圧管先端部の径が小さくなることによる固有振動数の上昇から詰まりを検知する方法が、従来より提案されている。しかし、導圧管の詰まりが生じる初期の段階では、析出物は先端部よりやや上方に発生する傾向があり、この場合、固有振動数は変化せず、詰まりの初期段階では確実に検知できないという問題点があった。

本発明は、導圧管の圧力変動を測定し、その波形を周波数解析して得られるパワースペクトラムの高周波数成分が減衰した場合に、詰まりが発生

したと判断する方法であり、詰まりの初期段階で確実に検知でき、上述の問題点を解消したものである。

2. 技術の概要

本発明を実施する装置例を図1に示す。導圧管2, 3内の背圧変動時間波形を圧力センサー8で測定し、これを演算装置9に入力する。演算装置9においては周波数解析を行い、パワースペクトラムを得る。

なお、液密度等の物理量は、差圧検出器5の信号を記録計6で記録することにより計測され、また警報装置7により差圧検出器からの出力が所定の値を超えたときに警報を発する。エアパージ装置4は導圧管へ一定流量の空気を供給するものである。

図2は導圧管2または3に詰まりがない状態を示したもので、この時の背圧変動波形を図4Aに、これから得られたパワースペクトラムを図4Bに

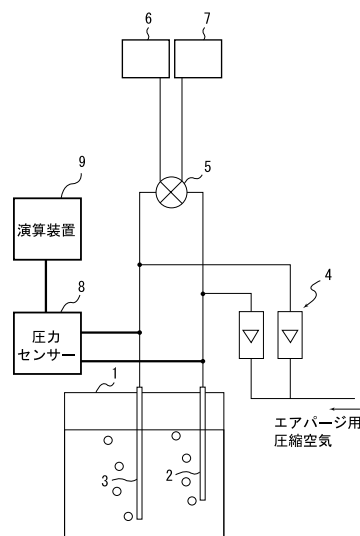


図1 エアパージ測定システムと本発明の実施例

示す。

図3は導圧管2または3の先端部よりやや上方に析出物10による詰まりがある状態を示したもので、この時の背圧変動波形を図5 Aに、これから得られたパワースペクトラムを図5 Bに示す。

なお、図4、図5の例は液温50℃の50%塩化ナトリウム水溶液に、内径14mmの導圧管を液浸深さ10cmに挿入し、空気流量を7 NL(リットル)/hの条件で行ったものである。図3の詰まりを模擬するものとしては、導圧管先端から5 mm上方の位置に内径3.5mm長さ20mmのオリフィスを取り付けている。

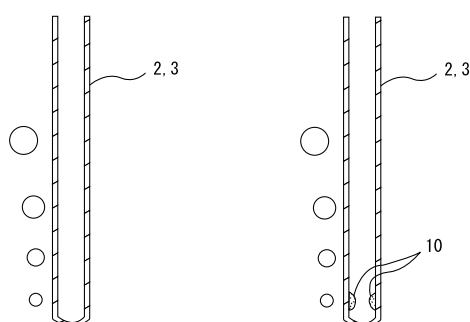


図2 導圧管（詰まりがない状態）

図3 導圧管（詰まりがある状態）

図4 Bの詰まりのない導圧管でのパワースペクトラムからわかるように、8Hz未満に見られるピーク群と、8～35Hzの間に見られるピーク群の2つのピーク群が現れている。一方、図5 Bの導圧管が詰まった状態でのパワースペクトラムは、図4 Bと比較すると、後者の高いほうの周波数のピーク群が減衰していることがわかる。

このようなピーク群の位置（周波数）は、導圧管の寸法や空気流量、測定液の違い等により変動するが、2つのピーク群が現われ、詰まりにより高いほうの周波数の成分（高周波数成分）が減衰するという特徴は変わらない。

このような高周波数成分の減衰は、詰まりにより径が小さくなった部分が、導圧管内背圧変動のうちの高周波数成分の伝達を妨げるためと考えられる。

減衰しているかどうかの実際の判断は、高周波数成分の範囲のパワースペクトル密度を積分した値（すなわち図4 Bと図5 Bにおける斜線部分の面積）を比較することで容易に可能であり、図5 Bの斜線部分は図4 Bの約35%少ない値となっている。

（本社：技術展開部）

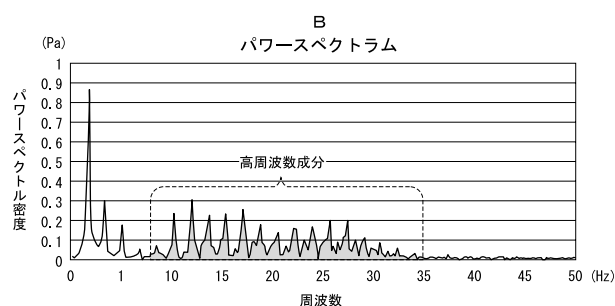
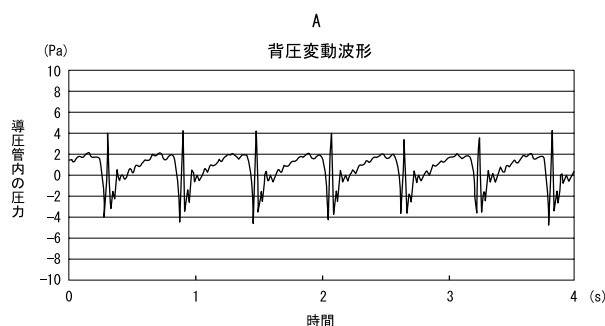


図4 背圧変動波形とそのパワースペクトラム（導圧管に詰まりがない状態）

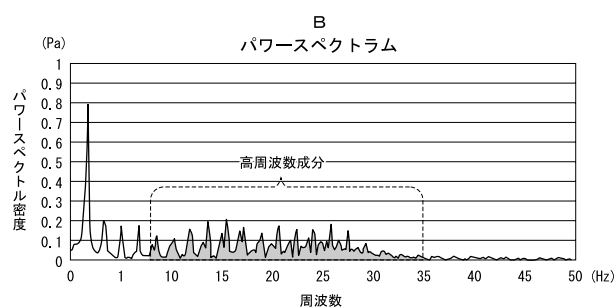
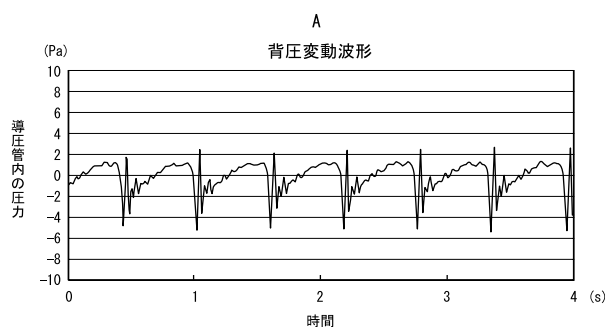


図5 背圧変動波形とそのパワースペクトラム（導圧管に詰まりがある状態）



成果情報データベースシステム（JSERV）の 社外利用の運用開始について

1. JSERVの目的

サイクル機構（JNC）の成果情報をインターネットを介して、外部関係者に提供することにより、情報公開の促進、成果情報利用における利便性の向上、成果情報普及の促進及び研究開発の効率化を図ることがJSERVの目的です。

JSERVとは、成果情報データベースシステムの英文名称の下線部から命名した略称です。
JNC Technical Information Data Base Service System

2. JSERVの概要

技術資料及び外部発表資料に関する書誌情報、著者要旨これらの全文のスキニング・PDF化によりデータベースを構築し、各自のパソコンによりウェブ上で検索・全文閲覧・ダウンロードが可能なシステムです。

JSERVには、技術資料及び外部発表資料に加え、サイクル機構技報、解析コード、特許情報に関する成果情報がデータベース化されています。

各々のデータベースの目的・対象・内容等を表1に示します。

3. JSERVの利用方法

国内の原子力専門家だけでなく、国内の一般

公衆及び海外の原子力専門家も利用できるようシステムを整備しました。

(1) 日本語版検索閲覧システム

URL: <http://jserv-internet.jnc.go.jp/>

サイクル機構の日本語版ホームページに掲載:

<http://www.jnc.go.jp/>

(2) 英語版検索閲覧システム

URL: <http://jserv-internet.jnc.go.jp/EN/>

サイクル機構の英語版ホームページに掲載:

<http://www.jnc.go.jp/jncweb/>

4. JSERVの社外利用の運用開始日

2003年2月14日(金)13:00より社外利用の運用を開始しました。

問 合 せ 先

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

岡本（内線41119）又は加納（41114）

電話 029-282-1122（代表）

029-282-4274（夜間直通）

E-mail jserv@jnc.go.jp

表1 データベースごとの対象・内容・件数

データベースの種類	対 象	掲 載 内 容	件 数	対 象 資 料 例
技 術 資 料 デ ー タ ベ ース	サイクル機構の研究開発成果をまとめ、サイクル機構が登録管理する技術資料で、外部発表資料を除くもの	・書誌情報 ・著者要旨 ・JST抄録 ・全文	・書誌情報及び著者要旨 約18,500件 ・JST抄録 約 4,300件 ・全文 約 7,000件	研究報告、技術報告、調査報告、試験報告、マニュアル 等
外 部 発 表 資 料 デ ー タ ベ ース	サイクル機構の研究開発成果を出版物への寄稿、講演などにより外部発表した技術資料	書誌情報	16,500件	国内外の学術雑誌への掲載論文 国内外の国際会議での発表論文等
サイクル機構技報 デ ー タ ベ ース	サイクル機構の研究開発成果をまとめ四半期ごとに編集・発行するサイクル機構技報	全文	・動力炉技報 第1号～第48号 ・動燃技報 第49号～第107号 ・サイクル機構技報 第1号～第17号	技報に掲載した技術論文、研究論文、技術概説、概況報告、会議報告、国際協力、活動報告 等
解 析 コ ー ド デ ー タ ベ ース	サイクル機構が開発・整備した各種解析コードの説明資料	全文（当面、大洗・敦賀で整備された高速炉に関する解析コード）	19件	炉心核特性遮蔽解析・燃料解析・構造解析・統合解析・過渡事故解析・熱流動解析・プラント信頼性解析に関するもの
特 許 情 報 デ ー タ ベ ース	サイクル機構が取得・権利化した特許及び実用新案	・特許公報全文 ・実用新案登録公報全文	1,610件	特許庁が公表した特許公報、実用新案登録公報


JSERV

Inauguration of Searching, Reading and Downloading Service through Internet on JSERV's English Version

1. Purpose of JSERV

Purpose of JSERV is to improve the convenience of technical information utilization, promoting the wide distribution of technical information and to increase the efficiency of research and development by providing technical information of JNC to public and outside related parties.

The nickname, JSERV, is an abbreviation taken from the underlined text shown below.

JNC Technical Information Database Service System

2. Overview of JSERV's English Version

All bibliographies and author abstracts concerning technical information and publication information have been transferred to a special server and a database with almost all documents scanned and converted to PDF has been built to provide a system that allows searching, reading and downloading of open documents from your PC via the Web.

3. Details of JSERV's English Version

(1) Technical Information Database:

① Description Items: Bibliography information, author abstracts, and PDF data of all pages concerning disclosed technical information.

② Numbers:

Bibliography information, author abstracts : ca.18,500 documents
PDF data of all pages: ca.7,000 documents

(2) Publication Information Database:

① Description Items: Bibliography information, etc., of publication information.

② Numbers: Bibliography information : 16,500 documents

4. Inauguration Date through Internet on JSERV's English Version

Beginning Date : February, 14, 2003

5. Uniform Resource Location of JSERV's English Version

<http://jserv-internet.jnc.go.jp/EN/>

(Linked at JNC's English Homepage :

<http://www.jnc.go.jp/jncweb/>)

6. Notice on JSERV's English Version

(1) The JSERV is a database mainly for Japanese input.

(2) For users performing searches with English words, the system has been designed so that the entire search screen can be displayed in English and English words can be searched by installation of Japanese/English comparison tables for main technical terms, bibliographical information, etc..

(3) Please note that garbled characters may appear in some parts of the search result display screen when using software not compatible with Japanese.

(4) Please note that proper Japanese characters will appear in the search result display items of Japanese input if Japanese Component is downloaded from the web browser option, for example, the Internet Option of "Internet Explorer".

Contact us:

Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute

TEL 81-29-282-1122(41114)

E-mail jserv@jnc.go.jp

INFORMATION

核燃料サイクル開発機構

Japan Nuclear Cycle Development Institute

本社	〒319-1184	茨城県那珂郡東海村村松4-49	TEL (029) 282-1122
敦賀本部	〒914-8585	福井県敦賀市木崎65-20	TEL (0770) 23-3021
新型転換炉ふげん発電所	〒914-8510	福井県敦賀市明神町3	TEL (0770) 26-1221
高速増殖炉もんじゅ建設所	〒919-1279	福井県敦賀市白木2-1	TEL (0770) 39-1031
東海事業所	〒319-1194	茨城県那珂郡東海村村松4-33	TEL (029) 282-1111
大洗工学センター	〒311-1393	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	TEL (029) 267-4141
人形峠環境技術センター	〒708-0698	岡山県苫田郡上斎原村1550	TEL (0868) 44-2211
東濃地科学センター	〒509-5102	岐阜県土岐市泉町定林寺959-31	TEL (0572) 53-0211
幌延深地層研究センター	〒098-3207	北海道天塩郡幌延町宮園町1-8	TEL (01632) 5-2022
東京事務所	〒100-9245	東京都千代田区丸の内1-1-2 NKKビル10階	TEL (03) 5220-3311
東京インフォメーションルーム	〒100-0006	東京都千代田区有楽町1-1-2 日比谷三井ビル1階	TEL (03) 3597-9497
福井事務所	〒910-0005	福井県福井市大手3-4-1 福井放送会館5階	TEL (0776) 25-3040
六ヶ所事務所	〒039-3212	青森県上北郡六ヶ所村尾駸字沖付	TEL (0175) 71-2716
札幌事務所	〒060-0005	北海道札幌市中央区北五条西6丁目 北海道通信ビル5階	TEL (911) 200-1681
水戸連絡事務所	〒310-0852	茨城県水戸市笠原町978-25 茨城県開発公社ビル4階	TEL (029) 301-1020

〈海外事務所〉

WASHINGTON

JNC Washington Office

Suite 715, 2600 Virginia Avenue, N. W., Washington D.C. 20037-1905
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

サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.18 2003.3

2003年3月20日発行

©2003 核燃料サイクル開発機構

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

E-Mail: gihoh@jnc.go.jp

URL: <http://www.jnc.go.jp/>

製作

いばらき印刷株式会社

〒319-1112 茨城県那珂郡東海村村松字平原3115-3

TEL: 029(282) 0370

FAX: 029(282) 0524

E-Mail: info@i-printing.co.jp

URL: <http://www.i-printing.co.jp/>

©2003 Japan Nuclear Cycle Development Institute

Published by

Technical Cooperation Section, Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan



核燃料サイクル開発機構
Japan Nuclear Cycle Development Institute