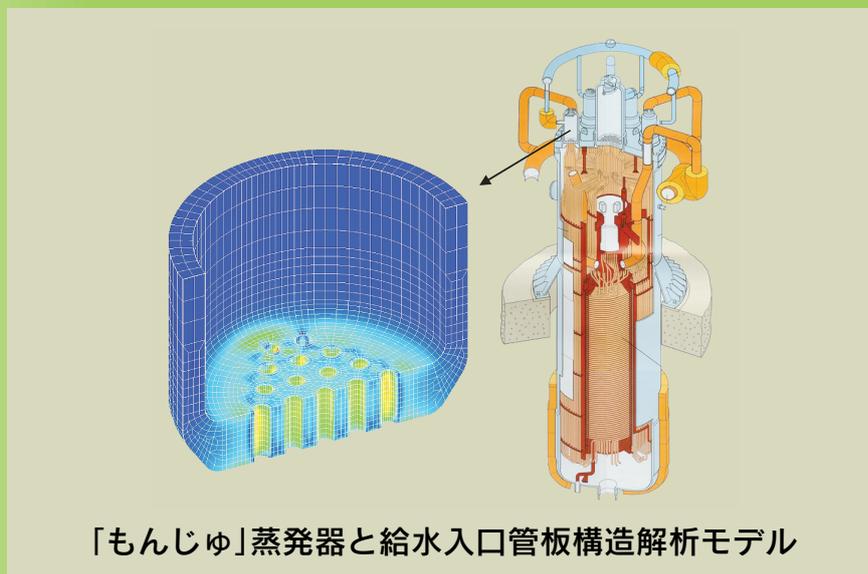
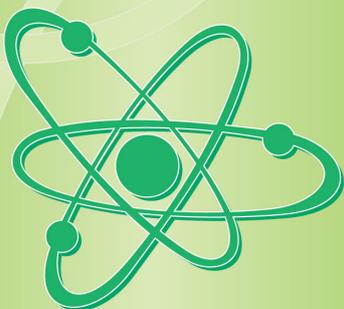


サイクル機構技報

JNC Technical Review

No.26 2005.3



「もんじゅ」蒸発器と給水入口管板構造解析モデル

サイクル機構技報

No.26 2005年3月

目次

技術概説

- 地質温度計による熱履歴の調査方法について 1
金沢 淳 富山 眞吾 及川 輝樹 梅田 浩司

技術報告

- 「もんじゅ」実データに基づく熱過渡裕度評価 19
—原子炉トリップ時の原子炉容器出口ノズルと蒸発器給水入口管板—
山田 文昭 森 健郎
- 東海事業所におけるユーティリティ設備の運営管理の現状 29
石黒 信治 菊池 明夫
- 東海事業所におけるリスクコミュニケーション研究と実践, 今後の展開 43
高下 浩文 米澤 理加 菖蒲 信博
- 滞留ウラン除去・回収技術開発 55
江間 晃 白水 久夫 田中 祥雄

研究報告

- 大口径・高流速配管の流動励起振動試験 63
藤井 正 近澤 佳隆 此村 守 山口 彰
- 超深地層研究所計画(第1段階)における岩盤力学調査研究 77
中間 茂雄 山田 淳夫 青木 俊朗 佐藤 稔紀

ショートノート

- 軽量形中性子線量当量率サーベイメータの開発 87
辻村 憲雄 吉田 忠義 山野 俊也 松原 昌平

会議報告

- IAEA/TWG-FR国際会議 —2004年12月1,2日開催— 91
山口 勝久 吉川 信治 素都 益武
- サイクル機構シンポジウム —新たな信頼への創造～新たなステージにおける研究開発～— 101
—2005年1月27日開催—
秋山 莞爾
- NUCEF2005国際シンポジウム —2005年2月9,10日開催— 104
佐藤 義則

JNC Technical Review

No.26 2005.3

CONTENTS

概況報告

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	107
高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究	111
高速増殖炉の研究開発	114
高速増殖炉燃料の研究開発	119
高速増殖炉燃料再処理技術の研究開発	121
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	123
軽水炉燃料再処理技術の研究開発	130
環境保全技術開発	133
核物質管理と核不拡散対応	138
安全管理と安全研究	141

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，余剰兵器解体プルトニウム処分協力	145
---------------------------------------------	-----

活動報告

業務品質保証活動	147
外部発表	149
技術情報管理，情報システム	155
大学等との研究協力，社内公募型研究	156
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	158
特許・実用新案紹介	160

サイクル機構技報

No.26 2005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

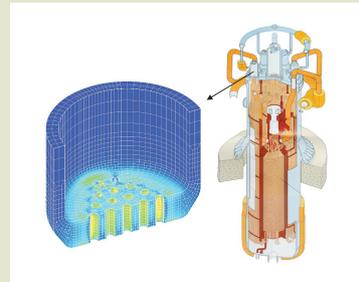
「もんじゅ」蒸発器と給水入口管板構造解析モデル

この画像は、2次冷却材ナトリウムから水への熱交換により過熱蒸気を発生させる蒸発器（EV）の鳥瞰図と、その給水入口管板の構造解析を行なうために開発した解析モデルです。

EVは、高さ約13m、外径約3mの円筒型たて置き式です。2次冷却材ナトリウムは胴側を上から下へ流れ、胴底部から流出します。一方、給水は6個ある給水入口水室に送り込まれ、その各々からそれぞれ24本の伝熱管内に流入し、胴下部まで降下し反転後、螺旋状に巻上げられたヘリカルコイル内を下から上に加熱されながら流れます。

解析モデルの色は、原子炉トリップ時に動作する伝熱管内の蒸気ブローにおいて、一時的に蒸気が逆流する影響を確認するために構造解析した、熱応力分布を示します。この結果から、構造健全性に問題はなく、熱応力に十分な余裕を有していることを確認しました。

今後は、試運転から得られる実データに基づき、本解析モデルを用いて給水入口管板部の熱応力余裕を定量的に把握し、その結果を「もんじゅ」の安全・安定なプラント運用に反映していく予定です。



画像提供：敦賀本部 国際技術センター
システム技術開発グループ

関連する技術報告タイトル：

「もんじゅ」実データに基づく熱過渡裕度評価
－原子炉トリップ時の原子炉容器出口ノズルと蒸発器給水入口管板－

■ 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/siryu/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 2005

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
© 2005 JAPAN NUCLEAR CYCLE DEVELOPMENT INSTITUTE



地質温度計による熱履歴の調査手法について

金沢 淳 富山 眞吾* 及川 輝樹 梅田 浩司

東濃地科学センター
*三菱マテリアル資源開発株式会社

Current Status on Techniques for Determining Paleo Temperature Using Geothermometer

Sunao KANAZAWA Shingo TOMIYAMA* Teruki OIKAWA Koji UMEDA

Tono Geoscience Center
* Mitsubishi Materials Natural Resources Development Corporation

火成岩や堆積岩等によって構成される地質体は、その形成以降、マグマの貫入や熱水対流系の形成等といった局所的な熱的影響を被る場合がある。地質環境の長期安定性を評価するといった視点からは、過去数10万年あるいはそれ以前に生じた局所的な熱的影響を評価することが重要である。そのためには、対象地域やその周辺において火成岩体の貫入や熱水活動の痕跡等の存在を確認するとともに、対象地域における地温の変遷を明らかにするための調査技術が必要となる。

本報では、地質環境の長期安定性に関する研究の一環として、地質温度計の原理や適用事例についてレビューを行い、それぞれの手法の適用性や利点・問題点をまとめるとともに、対象地層等において生じた過去の熱的イベントの存在の確認や現在までの地温の変遷を明らかにするための体系的な調査手法の構築に向けた方法論を示す。

Development of the research technologies for geotectonic events has been carried out to evaluate the long term stability of geological environment. In terms of the effects of geothermal activity, it is necessary to estimate the geothermal regime and thermal history on any given site. This paper describes the current status on techniques for determining paleo temperature using geothermometer, and presents a concept of the systematic research techniques. The application of geothermometer; especially thermochronology, has been effective in the studies on the cooling history of geological body and the paleo geothermal structure at depth.

キーワード

地質温度計，古地温，熱履歴，長期安定性，熱的イベント，地質圧力計，古地温勾配，体系的な調査手法，調査フロー図

Geothermometer, Paleo Temperature, Thermal History, Long Term Stability of Geological Environment, The Events of the Geothermal, Geobarometer, Paleo Thermal Gradient, Systematic Research Techniques, Flow Chart of Systematic Research

1. はじめに

火山や地熱活動による岩盤の温度上昇，熱水対流の発生，火山ガス・地熱流体の地下水への混入等の諸現象は，高レベル放射性廃棄物の地層処分におけるサイト選定や地層処分システム的设计・

施工等に際して十分に留意する必要がある（例えば，原子力委員会，1997：原子力安全委員会，2002）²⁾。特に精密調査地区の選定にあたっては，「対象地層等において自然現象による地層の著しい変動が長期間生じていないこと」が法定要件と



金沢 淳
地質環境研究グループ所属
研究主務
地質環境の長期安定性に関する研究に従事



富山 眞吾
地球技術部所属
副部長
地質環境の長期安定性に関する調査研究業務に従事
環境カウンセラー，RCCM（地質）



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



梅田 浩司
地質環境研究グループ所属
チームリーダー
地質環境の長期安定性に関する研究に従事
理学博士

して示されていることから（特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律〈平成12年法律第117号〉）過去における熱的イベントの存在の確認や地下の岩盤温度（地温）の変遷を把握するための調査技術を整備することが不可欠となる。

火成岩や堆積岩等によって構成される地質体は、その形成以降、現在に至るまでに続成作用や変成作用等に加えて、マグマの貫入や熱水対流といった局所的な熱的影響を被っている場合がある。地質環境の長期安定性を評価する観点からは、過去数10万年あるいはそれ以前に生じた局所的な熱的影響を評価することが重要である。そのためには、対象地域やその周辺において火成岩体の貫入や熱水活動の痕跡等の存在を確認するとともに、対象地域における地温の変遷を明らかにするための調査技術が必要となる。

一般に、過去の地質体の温度（古地温）を推定するためには、地質温度計（Geothermometer）による方法が用いられる。地質温度計は、相平衡、化学平衡や化学反応速度における温度依存性の強さを利用することによって地質現象の温度を推定する方法であり、物理時計の機能を有する熱年代学的手法や有機物の熟成度を利用した手法なども含め、様々な手法がある。特に、熱年代学的手法については、後述するように古地温とそれを獲得した時点（年代）が一義的に定まることから、古地温の変遷を明らかにする目的において強力な手法に位置づけられる。また、隆起速度が大きい地域等、古地温を獲得した時点における深度に関する情報が必要な際は、圧力依存性の強さを利用した地質圧力計（Geobarometer）を地質温度計と共に用いることにより、過去の地温勾配や地殻熱流量を推定することが可能となる。

本報では、地質環境の長期安定性に関する研究の一環として、地質温度計の原理や適用事例についてレビューを行い、それぞれの手法の適用性や利点・問題点をまとめるとともに、対象地層等において生じた過去の熱的イベントの存在の確認や現在までの地温の変遷を明らかにするための体系的な調査手法の構築に向けた方法論を示す。

2. 地質温度計の概要

地質温度計とは、相平衡、化学平衡や化学反応速度の温度依存性を利用することにより、地質現象の温度を推定する方法である。地質温度計が適

用できる温度範囲や地質条件は、それぞれの手法によって異なる上、推定される古地温の精度や誤差も様々である。本稿で紹介する地質温度計は、原理の違いに基づき6つの手法（熱年代学的手法、流体包有物、鉱物の構造・化学組成、有機物の熟成度、変質鉱物の組合せ、安定同位体交換反応）に区分した。

以下では、～の各手法について原理や特徴等の概要を述べる。なお、各手法についてさらに細分される手法ごとの原理と特徴〔測定対象、適用分野、長所・短所、適用年代（熱年代学的手法）、温度範囲、適用性・精度、課題〕については表1～12に整理した。

2.1 熱年代学的手法（地質温度計）

熱年代学的手法は、以下に述べるような岩石や鉱物中に含まれる放射性核種の壊変（放射壊変）による物理時計の機能を有するため、古地温とそれを獲得した時点（年代）が一義的に定まる手法である。

測定対象鉱物における放射壊変の痕跡（娘核種の蓄積、自発核分裂の飛跡、線量効果）は、物質の出入りのない閉鎖系となった温度（閉鎖温度）以下になって初めて保持されるようになる。放射年代測定は、測定対象とする系（鉱物あるいは鉱物中の元素や同位体）が閉鎖温度まで低下した時点が、痕跡の蓄積開始の起点となることを利用しているため、その年代値は熱的な意味を持つ。

閉鎖温度については、鉱物、元素や同位体手法によって異なり、Dodson（1973）¹⁾の数学的モデル等に基づきそれぞれ推定されている（表1～5）。このことから、閉鎖温度の異なる複数の系を利用することにより、試料が経てきた温度変化を時間軸とともに明らかにすることができる。ただし、同一の系でも冷却速度の変化に伴い閉鎖温度が変化する点については注意する必要がある（例えば、兼岡、1998の解説）²⁾。

(1) 放射壊変による同位体比の時間変化を利用した手法

各元素や同位体においては閉鎖温度以下となった期間中は、放射性核種の壊変により生じた娘核種としての放射性同位体が時間とともに増大していく。そこで、同じ元素の安定同位体との比の変化を利用することにより閉鎖温度以下となった期間（年代）を求めることができる。一般には、力

リウム - アルゴン法 (K Ar 法), ルビジウム - ストロンチウム法 (Rb Sr 法), (ウラン - トリウム) / ヘリウム法 [(U Th)/He 法] 等が多く用いられている (表 1 ~ 3)。

対象とする地質体の過去から現在までの温度変化については, そこに含まれる複数の鉱物, 元素や同位体の年代値と閉鎖温度から推定できる。例えば, K Ar 法では, 普通角閃石, 黒雲母, カリ長石の閉鎖温度は, それぞれ $500 \sim 700$, 300 ± 50 , $110 \sim 180$ と求められており (兼岡, 1998)³⁾, これらの鉱物の K Ar 年代を測定することにより, $700 \sim 100$ 程度の範囲での岩石の冷却過程を推定することができる。しかしながら, これらの鉱物が熱水や地下水等による変質作用あるいは風化作用を受けた場合には, Ar の損失によって閉鎖系が成立せず, 新鮮な岩石とは異なる年代値を示すことがある。そのため, 最近では $^{40}\text{Ar}/^{39}\text{Ar}$ 法によって, 1 つの試料について, 人工的に異なる温度を与え, 試料中の異なった Ar の保持場所から脱ガスさせ, 複数の年代値を得ることにより, ^{40}Ar の散逸や過剰 ^{40}Ar の影響を客観的に評価する試みが行われている。この手法によって得られる年代値の相対精度は, 同位体比が一つの質量分析計から得られるため, 非常に高い (宇都, 1995)³⁾ (表 1)。

一方, 娘核種の損失現象を逆に利用することにより, 二次的な再加熱によって岩石・鉱物が被った温度を推定することが, 各鉱物, 元素や同位体の閉鎖温度と比較・検討を行うことにより可能で

ある。例えば, 貫入岩周辺の母岩の一部の鉱物について K Ar 年代の若返り現象が認められる場合があるが (例えば, 梅田ほか, 2001)³⁾, これは貫入岩が周囲に及ぼした熱的影響によるものと考えられる。年代値の若返り現象が認められる母岩の被熱温度は, 若返りを示した鉱物の閉鎖温度近くまで一定期間達したことが推定される。

K Ar 法は, 造岩鉱物の多くに適用でき, 測定可能な年代も数万年から数億年以上に及ぶことから汎用性は高いものの, 100 より低い温度領域の獲得時期を見積もることは困難である。このようなケースには, 最近用いられるようになってきた (U Th)/He 法を利用することで, 低温領域に達した時期について見積もることも可能となっている。

(U Th)/He 法は, U, Th の壊変によって生じた放射起源のヘリウムの量と U, Th の同位体比を測定することによって年代値を得ることができる手法である。原理的に U や Th を含む鉱物が測定対象となる。それらのうち, アパタイトやジルコンについては既に実用化されている (表 3)。放射起源ヘリウムの生産速度は比較的速いことから, この手法は数千万年以内の年代測定に適用性がある。閉鎖温度については, アパタイトで 68 ± 5 , ジルコンで $170 \sim 190$ と推定されている (例えば, Farley, 2000; Reiners et al., 2004)³⁾。

(2) 放射壊変による放射線損傷を利用した手法

この手法は, 放射壊変による放射線損傷 (放射性核種の自発核分裂飛跡, 格子欠陥中の不對電子

表 1 地質温度計の特徴 (①)

No	手法	手 法 と 原 理							
1	K-Ar 法	K Ar 法は, 放射性同位体である ^{40}K は, 壊変により ^{40}Ca , 電子捕獲により ^{40}Ar となるが, このうち ^{40}Ar への壊変現象を利用して閉鎖温度以下となった期間 (年代) を求める手法である。風化作用や熱水等による変質作用によって Ar の損失が生じた場合, 年代値が新鮮な岩石に比べて若返る。							
		対 象	適用分野	長 所	短 所	適用年代	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		全岩 ・角閃石類 ・雲母類 ・長石類 ・準長石類	花崗岩類の冷却史 鉱物脈, 粘土脈の生成年代, 古地温 変成岩の変成年代, 古地温 堆積岩の供給源の年代, 古地温	K は天然の試料に比較的多く存在するので適用できる年代値への影響。4) Ar は反応性の少ない希ガスなので微量のガス量で測定が可能。4) 測定可能な年代範囲が広い。4)	風化・変質による Ar の損失による年代値への影響。4) 過剰 Ar の存在による年代値への影響。4)	^{40}K の半減期が 12.5 億年, 原理的には地球生成時から 10Ka 程度までの広い範囲に適用可。4)	閉鎖温度 (冷却速度) ・角閃石 510 ± 20 (30 /Ma) 44), 500 ± 75 (10 /Ma) 45) ・黒雲母 300 ± 50 (30 /Ma) 46), 270 ± 40 (10 /Ma) 45), ・白雲母 350 ± 50 (30 /Ma) 47), ・微斜長石 150 ± 30 (30 /Ma) 48), ・絹雲母 (セリサイト) 350 (5 /Ma) 49)	カリウムの定量法は蛍光光度法の方が原子吸光分析法よりも精度が高いため誤差が小さくなる (標準試料で 24% 減少)。50) 50 万年より古い試料では ^{39}Ar 量が極端に少ないので初生 Ar 同位体比の推定の必要性は低く, 年代計算の際に無視できる。また, 放射起源の ^{40}Ar 量が多いため, 同位体希釈法が定量精度が良く, 測定が簡便なため有利である。5) K Ar 法の変形である $^{40}\text{Ar}/^{39}\text{Ar}$ 法を併用した場合, ^{40}Ar の散逸, 過剰 ^{40}Ar 等の存在を客観的に判断することが可能。5)	年代値の若返り現象を地質温度計としての活用を進める。

表2 地質温度計の特徴 (②)

No	手法	手 法 と 原 理							
2	Rb Sr法	Rb Sr法は、 ⁸⁷ Rbが 壊変により半減期488億年で ⁸⁷ Srとなることを利用した手法である。原理的には地球生成期から数百万年程度までの広い範囲にわたって、閉鎖温度以下となった期間(年代)を求めることが可能であるが、一般的には1千万年より古い年代を対象に用いられている。鉱物生成以前から ⁸⁷ Srは存在していたことから、通常、非放射性的 ⁸⁶ Srの量を基準に用いて同一岩体中の3つ以上の試料から ⁸⁷ Sr/ ⁸⁶ Srおよび ⁸⁷ Rb/ ⁸⁶ Srの値を求めて初生の ⁸⁷ Sr/ ⁸⁶ Srを推定し、最小自乗法により傾きが年代に対応する直線(アイソクロン)を得て、年代計算を行う(アイソクロン法)。							
		対 象	適用分野	長 所	短 所	適用年代	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		全岩 鉱物 ・雲母類 ・長石類 ・準長石類 ・角閃石類 ・イライト	岩石の成年代、古地温 花崗岩類の冷却史	Rbは天然の試料に比較的多く存在するので適用できる鉱物の種類が多い。4) 測定可能な年代範囲が広い。4)	RbおよびSrは相対的に移動しやすく、変成温度程度でも鉱物間での移動を起こす。また熱水や地下水、海水などによる影響を受けやすい。4)	⁸⁷ Rbの半減期が488億年 原理的には地球生成時から数Ma程度までの広い範囲に適用可。4)	閉鎖温度(冷却速度) ・黒雲母 310±50 (30 /Ma) 51) 310±40 (10 /Ma) 45) ・白雲母 500±50 (30 /Ma) 52) ・微斜長石 320±50 (30 /Ma) 51) 340±40 (10 /Ma) 45) ・正長石 350±50 (30 /Ma) 51) 360±40 (10 /Ma) 45)	⁸⁷ Sr/ ⁸⁶ Srは試料によって大きく異なることが判明しており、通常アイソクロン法を適用する。 ⁸⁷ Sr/ ⁸⁶ Srの仮定値による単独試料からの年代計算は、仮定による年代値の影響が少ない場合にのみ適用される。53) 岩石試料に対してはK Ar法に次いで多く用いられている。53) Srの同位体比の測定には表面電離型質量分析計を用い、SrおよびRbの濃度測定は質量分析計を用いて同位体希釈法で行う方法が最も再現性が良い。53)	年代値の若返り現象を地質温度計として利用する。

表3 地質温度計の特徴 (③)

No	手法	手 法 と 原 理							
3	(U Th) /He法	U, Thを含む鉱物中の ²³⁸ U, ²³⁵ U, ²³² Thは、それぞれ ²⁰⁶ Pb, ²⁰⁷ Pb, ²⁰⁸ Pbに 壊変する。(U Th)/He法は、U, Thを含む鉱物より壊変過程において発生した 粒子の量(⁴ Heの量)とU, Thの同位体比を測定することにより、閉鎖温度以下となった期間(年代)を求める手法である。それぞれの半減期は ²³⁸ Uは44.7億年、 ²³⁵ Uは7.0億年、 ²³² Thは141億年である。							
		対 象	適用分野	長 所	短 所	適用年代	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		・アバタイト ・ジルコン ・(チタナイト) ・(ヘマタイト) ・(モナザイト) ・(ガーネット)	火成岩体の冷却史解析 造山帯の上昇冷却史解析 熱水変質時の古地温 貫入岩周辺の古地温	閉鎖温度が他の手法よりも相対的に低い。39) ヘリウム(アバタイト)の部分保持温度帯はFT法(アバタイト)におけるトラック長部分短縮温度帯よりも低い。54)	100万年前より若い年代はU, Th系列の非平衡の影響あり。55)	²³⁸ Uの半減期が44.7億年。 最も若い測定値は火山岩中アバタイトの0.33Ma。55)	閉鎖温度 ・アバタイト 68±5 (冷却速度10 /Ma) 7) ・ジルコン 170~190 (冷却速度10 /Ma) 8) ・チタナイト 約200 39) ・ヘマタイト; 約120 (冷却速度1,000 /Ma) 56) ・モナザイト; 約220 39) 部分保持温度帯 アバタイト; 35~75 40)	試料の結晶表面付近は親核種の壊変で生じたHe原子核は初速度により親娘再配置が生じることから、一部が結晶外部に失われる。57) このため自形度が高くアバタイトの場合は75μmより大きい必要がある。57) 不確定分は最も詳細にHeの拡散が解析された場合において±5(2)であり、一般ではこの2倍程度となる。57)	年代値較正用として幅広い年代の標準試料が必要である。58) アバタイトとジルコン以外の鉱物の実用化。59) U, Thを含む様々な鉱物についてHeの閉鎖温度や部分保持温度帯を明らかにしていく。

等の存在)が、閉鎖温度以下となつてから蓄積することを利用するものである。²³⁸Uにおいて発生する自発核分裂の飛跡(トラック)を利用するものとしてフィッション・トラック法(FT法)があり、ウラン系列・トリウム系列・⁴⁰K等による放射線を結晶中に吸収した結果として生じる格子欠陥中の不対電子等の存在を利用するものとして熱ルミネッセンス法(TL法)、電子スピン共鳴法(ESR法)等がある。FT法においては、天然試料における²³⁸Uによる自発核分裂の際に分裂片が結晶中に残したトラックの単位体積あたりの密度がウラン濃度と時間の関数であることを利用している。そのため、試料のウラン濃度とトラック密度から閉

鎖温度以下となつた期間(年代値)を算出することができる(表4)。また、TL法やESR法においては、天然試料における格子欠陥・不対電子の蓄積量に対し、自然放射線による単位時間あたりの格子欠陥・不対電子等の存在量を得ることによって閉鎖温度以下となつた期間(年代値)が算出される(表5)。

FT法の閉鎖温度は、アバタイト、ジルコンで、それぞれ 130 ± 30 、 ~ 240 (兼岡, 1998)であり、対象とする温度領域が比較的lowく、冷却速度に伴う閉鎖温度の誤差も数十以内である(表4)。²³⁸Uの自発核分裂の半減期は $10^{15} \sim 10^{16}$ 年程度と非常に長いので、年代測定のレンジも数億年~数

表4 地質温度計の特徴 (④)

No	手法	手 法 と 原 理							
4	FT法	^{238}U は一定の割合で自発核分裂を起こす。この際1個の ^{238}U 原子核は2つに分裂し、結晶中をそれぞれ数 μm ~10 μm 程度進み、停止する。この自発核分裂の際に分裂片が結晶中に残したトラックの単位体積あたりの密度はウラン濃度と時間の関数であるから、試料のウラン濃度とトラック密度が求まれば、試料が閉鎖温度以下となった期間(年代)を算出することができる。ウラン濃度の定量は、測定試料を熱中性子照射して ^{235}U に誘導核分裂を起こさせ、その際に生じる分裂片のトラック密度計測により行う。FTアニーリングの閉鎖温度は、 10^6 ~ 10^7 年間の等温加熱により50%程度のトラック密度減少がおこる温度として近似的に与えられる。							
		対 象	適用分野	長 所	短 所	適用年代	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		・アパタイト ・ジルコン ・スフェーン	堆積盆の温度履歴解析 火成岩体の冷却史解析 造山帯(堆積岩、変成岩)の上昇冷却史解析 火成岩貫入の熱的影響範囲・時間解析	トラックの消滅は熱のみによっておこるので年代は常に岩体の熱履歴を反映する。 ⁶⁰⁾ 年代値以外にトラック長をパラメータとしてさらに詳細な熱履歴解析が可能。 ⁶⁰⁾	トラックの形状は、測定試料の種類によって異なるので、その判別に経験を要する。 ⁴⁾ 計数において機器・自動測定化されていないため、他の手法に比べて、計数誤差が比較的大きい。 ⁶¹⁾	測定鉱物内のU含有量による。 数万年前~数億年前 ⁴⁾	閉鎖温度(冷却速度10 /Ma), [トラック長部分短縮温度帯] ・アパタイト 130±30 ⁴⁾ [70~125] ³⁴⁾ ・ジルコン 200±30 ⁴⁵⁾ [170~390] ¹¹⁾ ・スフェーン 260±20 ⁶²⁾ [265~310] ⁶³⁾	火成岩以外に堆積岩、変成岩(砂岩)においてもジルコン、アパタイトは碎屑物として含まれている。 ⁶⁴⁾ 幅50m程度の岩脈周辺において、接触部から最大50mにおいてトラック長(アパタイト)の短縮が認められた。 ⁶⁾	レーザーアブレーション型ICP質量分析法を用いた、原子炉を用いないFT年代測定法、計測自動化の確立。 ⁶¹⁾

表5 地質温度計の特徴 (⑤ , ⑥)

No	手法	手 法 と 原 理							
5	TL法	鉱物中には岩石からはウラン系列、トリウム系列、 ^{40}K などにより微弱な放射線が放出されており、閉鎖温度以下において鉱物の結晶は、自然放射線により一定の確率で放射線エネルギーを吸収することによる損傷(格子欠陥)が生じ、地質時代を通じて蓄積される。この格子欠陥中には、放射線によって対電子の一方がはじき飛ばされた不対電子が捕獲電子となり、安定に存在している。結晶を加熱すると捕獲電子は熱振動により結晶中を移動し、正孔(ホール)と再結合するときにエネルギーを放出するため発光する。この発光量を測定し、年間線量で割ることにより閉鎖温度以下となった期間(年代)を求める手法である。年間線量は試料周囲のウラン系列、トリウム系列、 ^{40}K の濃度から計算によって求めることが多い。							
		対 象	適用分野	長 所	短 所	適用年代	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		石英	熱水変質による石英脈形成年代、古地温 貫入岩周辺の石英形成年代、古地温	比較的測定が簡便 ⁴⁾	年間線量率の評価による誤差 ⁶⁵⁾	数千年~100万年 ⁶⁵⁾	80~90で1000年程度、150~200で数年保持されれば年代値はリセットされる ^{13,14)}	適用年代範囲においてほぼ同一の精度が得られる。 ⁶⁵⁾ 試料の選択 ⁶⁶⁾ や粒径補正 ⁶⁷⁾ により誤差10%以下。 ⁶⁸⁾	年間線量率の算出における変動幅の明確化のための標準試料の選定。 ⁶⁵⁾
6	ESR法	格子欠陥の蓄積量を測定し、年間線量で割って年代を求める原理はTL法と共通である。ただし、測定方法は異なり、蓄積量をマイクロ波吸収による信号強度として測定する。なお、表中のAl中心とは、石英(SiO_2)における本来 Si^{4+} の入るべきところに不純物として Al^{3+} が入り、その価数の違いから正孔(ホール)を1個捉えて3個になっている準安定な状態、Ti中心とは、不純物として Ti^{4+} が入り、その電気陰性度が大きいために不対電子を1個捉えている準安定な状態である。							
		対 象	適用分野	長 所	短 所	適用年代	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		石英	熱水変質による石英脈形成年代、古地温 貫入岩周辺の石英形成年代、古地温	測定時加熱しないため、繰り返し測定が可能 ⁶⁹⁾	年間線量率の評価による誤差 TL法と共通 ⁶⁵⁾	数千年~200万年 ⁷⁰⁾	加熱実験において、Al中心の信号強度は180では16時間で残り20%まで減少し ¹⁵⁾ 、300では15分で完全に消失する。 ¹⁶⁾ Al中心の閉鎖温度は、1,200の幅30m、100mの岩脈貫入時において、それぞれ351、241、Ti中心の閉鎖温度は、それぞれ157、48 ⁷¹⁾	誤差については、Al中心信号年代とTi中心信号年代に限った場合で±10%程度。 ⁷²⁾	標準試料の選定(目的はTL法と同様)。 ⁶⁵⁾ 複数の信号年代毎の閉鎖温度の差を利用可能とすること。 ⁷³⁾

万年前と広範に及ぶ。また、試料のトラック長は、生成時にほぼ一定であるが、再加熱を受けた場合トラックが短縮する性質を有し、一旦短縮したら二度と元の長さに回復することはない。室内実験により、再加熱された温度・時間とトラック長の短縮率には一定の関係が認められていることから(アパタイト: Laslett et al., 1987; Ketcham et al., 1999, ジルコン: Yamada et al., 1995; Tagami et al., 1998)^{10,11,12)}トラック長測定を行うことにより、再加熱を受けた温度と時間を推定することも可能である。実際に、貫入岩周辺の母岩中の普通

角閃石や黒雲母のK-Ar年代において若返り現象が認められない場合にもトラック長の短縮が生じている例が報告されており(梅田ほか, 2001)³⁾、FT法は低温領域における熱的イベントの存在の確認や熱的影響範囲の検討に有効な手法であると考えられる。

TL法やESR法も比較的低い温度領域を対象としている。ただし、再加熱を受けた場合において、熱の影響期間の長短がもたらす閉鎖温度の温度差は比較的大きい。そのため、再加熱を受けた期間が不明な場合は推定される温度幅が大きくなるた

め注意を要する。閉鎖温度はTL法で80~90 (1000年程度; 高島・本多, 1985)³⁾ や150~200 (数年程度; 高島ほか, 1987)⁴⁾, ESR法で180 (16時間で信号強度が残り20%まで減少; Falgueres et al., 1991)⁵⁾ や300 (15分間で信号完全消失; Imai and Shimokawa, 1989)⁶⁾ (いずれもAl中心)と見積もられている(表5)。年代測定のレンジは他の手法に比べて若い, 鉱物結晶中における放射線の吸収現象を利用した手法であるため, ほとんど放射性元素を含まない石英が測定対象となり得る(表5)。このことから, 第四紀の熱水変質作用時に生成された石英を対象とした測定例がある(表5)。

2.2 流体包有物 (地質温度計)

流体包有物は, 石英, 方解石等の鉱物がその生成時に取り込んだ数100~数 μm の流体のことであり(表6)。取り込んだ時点で物質の出入りのない状態, すなわち閉鎖系が成立するため, その時点での温度・圧力情報を保持している。

温度の測定は流体の状態(相)変化を利用して行うものである。包有物として取り込まれた時点

で流体は均一な状態(1相)であるが, 鉱物の温度が常温条件下になると気相と液相に分離する(図1; Aより低温側)。一方, 気液2相の流体包有物を人工的に加熱していくと液相の密度は減少し, 熱水からの晶出時の熱水の密度と等しくなった時点において気相は消失する。気相が消失した時点での温度を均質化温度(T_h)と呼び, 鉱化作用が生じた際の流体の圧力が飽和蒸気圧にきわめて近いときには, 均質化温度が当時の流体の温度を表していると考えられる。

一旦生成された流体包有物が, その後の続成作用や変成作用により温度圧力条件が変化した場合アイソコアに従って再平衡し, 新たな温度・圧力情報を獲得する。このような飽和蒸気圧より高圧側の液相領域で生成した流体包有物については, 均質化後の流体の温度-圧力関係を示す等密度曲線(アイソコア)から生成温度(T_f : 図1; B)を推定できる。このような流体包有物は, 続成作用が進行した堆積岩や変成岩に含まれることが多く, 続成作用や変成作用の到達最高温度を記録することになる(表6)。

表6 地質温度計の特徴()

No	手法	手 法 と 原 理						
7	流 体 包 有 物	流体包有物とは, 石英, 方解石等の鉱物が熱水から晶出する場合, 不純物として取り込まれた熱水のことであり。気液2相の流体包有物を加熱していくと液相の密度は減少し, 熱水からの晶出時の熱水の密度と等しくなり気相が消失する。そのときの温度を均質化温度と呼ぶ。沸騰状態の場合は均質化温度がほぼ形成温度となる。沸騰状態より高圧側の液相領域で生成した包有物や 沸騰状態で形成後 埋没や変成作用により温度・圧力条件が変化して再平衡した流体包有物の形成温度を求めるには 流体の組成に対応した等密度曲線(アイソコア)を用いた圧力補正が必要となる。						
		対 象	適 用 分 野	長 所	短 所	温 度 範 囲	適 用 性 お よ び 精 度 に 関 する 情 報	今 後 の 課 題
		・石英 ・方解石 ・長石 ・その他の鉱物(ただし, 包有物が観察されるものに限る)	熱水変質時の古地温 火成岩の古地温 堆積岩の古地温 変成岩の古地温	等体積の閉鎖系として扱うことが可能。 ⁷⁴⁾ 流体の均質化温度については試料の加熱により, 直接の温度測定が可能。 ⁷⁵⁾	成因による分類が困難な産状を示すことが多く, 鑑定にはある程度の熟練が必要。 ⁷⁵⁾ 包有物形成後に温度上昇した場合, ストレッチングという塑性変形が生ずるが, ストレッチング現象を受けた包有物は本来の均質化温度より高い温度を示す。 ⁷⁶⁾ ネッキングダウン現象(体積に比べて表面積が大きな形態をもつ包有物の分離過程)が起きると気/液比が変化することにより, 本来の均質化温度とは異なる温度を示す。 ⁷⁶⁾ 非沸騰流体を捕獲した液体包有物がネッキングダウンを起こした場合も気/液比の異なる流体包有物が生じるため, 沸騰の認定には注意が必要。 ⁷⁷⁾	約100 ~ 数100	測定試料として数 μm 以上の大きさが必要。 ⁷⁴⁾ 測定装置の精度は装置によって異なるが, $\pm 1 \sim 2$ 程度。 ^{78, 79)} アイソコアは塩濃度より傾きが異なる。塩濃度は氷点降下の値から求められる。 ⁸⁰⁾ 続成作用や変成作用によって, それ以前に形成された流体包有物の温度圧力条件が変化し再平衡した場合, 続成作用や変成作用によって到達した最高温度を記録すると考えられる。 ^{74, 75)}	国内における接触変成岩中の流体包有物の研究の推進。 ⁷⁵⁾

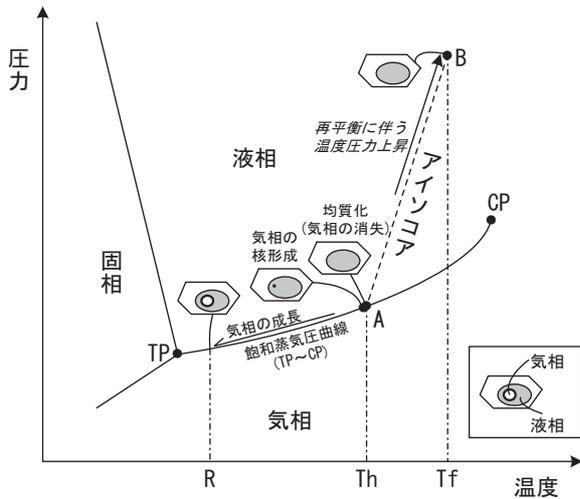


図1 流体包有物と温度圧力関係との概念図
 A：均質化状態，B：再平衡状態
 R：室温，Th：均質化温度
 Tf：生成温度（再平衡時）
 TP：三重点，CP：臨界点

2.3 鉱物の構造・化学組成（地質温度計）

続成作用や変成作用等に伴う温度変化によって鉱物の構造や化学組成が変化する場合がある。鉱物のような固体の場合、結晶の構造や化学組成が

変化したときは、鉱物種の変化として相転移が現われる。また、鉱物種の変化までは至らない鉱物結晶度の変化や混合層粘土鉱物の構成層の層間隔の変化についても定量化が可能であり、これらの変化は温度依存性が高いことが知られている（吉村，1994，2001）^{7,18)}。

シリカ鉱物，粘土鉱物，沸石類のうち、いくつかの鉱物については、室内合成実験やボーリングにおける地温データから鉱物の構造的な変化と温度との関係が概括的に推定されている（表7）。また、鉱物の結晶度の進行はX線回折によって定量化されることから、結晶度の測定値から古地温の推定が可能となる。イライトや炭質物の結晶度の測定については、決まった指標に基づいて測定が行われている（例えばKübler, 1968; Tagiri, 1981による測定指標）^{9,20)}。貫入岩による接触変成作用や熱水変質作用による熱的な影響が、実際のイライト結晶度の局所的変化として観察された例は、原ほか（1998），Duba and Williams Jones(1983)などがある^{21,22)}。

一方、鉱物の多くは、化学平衡に達した温度領域において、異なる物質が互いに均一に溶けあ

表7 地質温度計の特徴（①）

No	手法	手法と原理						
8	鉱物の構造変化	地下の温度変化に伴って、鉱物の結晶構造変化による鉱物種の変化，混合層粘土鉱物の構成層の変化が生じる。合成実験やボーリングデータ等により，温度との関係が得られている。						
		対象	適用分野	長所	短所	温度範囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		①シリカ鉱物 ②粘土鉱物 ③沸石類	続成作用～低度変成作用時の古地温	多くの種類の鉱物が対象となっている。	物理学的因子，化学的因子の影響が考慮されていない。 ⁸¹⁾	①シリカ鉱物 ・オパール A：50 以下 ・オパール CT：50～100 ・石英：70～220 ②粘土鉱物 ・スメクタイト：60 以下 ・イライト/スメクタイト混合層： 50～100 (スメクタイト>50%) 100～160 (イライト 50%，スメクタイト 50%) 160～210 (イライト75%以上) ・イライト：220～280 ・2M雲母：280～350 ・サボリナイト：70 以下 ・b緑泥石：70～170 ・コレンサイト：100～170 ・b緑泥石：170～350 ③沸石類 ・方沸石：70 以下 ・斜ブチロル沸石・輝沸石：100 以下 ・濁沸石：100～170 ・プレーナイト，パンベリー石：160～190 (以上，17)より引用)	火成岩の貫入や熱水変質を受けていない堆積岩において適用可能。 各鉱物の生成温度範囲は50 以上の温度幅を有することが多いため，単一の鉱物から数十 以内の精度が得られる場合は限られる。 複数の鉱物の共存関係から推定される温度範囲の精度が向上する可能性がある。	火山性堆積岩に対する適用。 ¹⁷⁾
		Al ₂ SiO ₅ 鉱物（紅柱石 珪綠石，藍晶石）	接触変成作用時の古地温，古圧力	実験的に高精度で温度圧力条件が決定された。 ⁸²⁾	実際の Al ₂ SiO ₅ 鉱物は純粋ではないことによる，数十 程度異なる可能性。 ⁸³⁾	合成実験による三重点の温度圧力は500～530±30 ，370～420±30MPa ⁸²⁾	②紅柱石 - 藍晶石平衡，藍晶石 - 珪綠石平衡については平衡曲線の位置についてはほぼ決定している。 ⁸³⁾	不純物の挙動と繊維状結晶の集合体（フィプロライト）等の問題。 ⁸²⁾

た固相である固溶体を形成しており、固溶体の化学組成変化は温度圧力条件に依存する。化学平衡に達する温度領域については鉱物ごとに異なる。また、固溶体において生じる化学反応においては、温度依存性の高い反応と圧力依存性の高い反応があり、温度依存性の高い反応が地質温度計として利用されている。例えば、斜長石の間隙水との反応による曹長石化やザクロ石と他の鉱物との元素置換による交換反応が温度指標として用いることができる(表9)。前者の曹長石化の起こる温度範囲は100~150(砂岩の場合)であり、後者のザクロ石と他の鉱物との元素交換反応は元素の配分比を求めることによって400~800の範囲において精度±50程度で古地温が推定できる(表9)。

2.4 有機物の熟成度 (地質温度計)

堆積岩における続成作用の進行によって生じる有機物の熟成度と温度との関係を利用するものである。有機物の熟成度を温度指標として用いるものには、①石炭を構成するマセラルの一種であるピトリナイトの光学的反射率、②生体起源の有機化合物であるバイオマーカの立体異性化の程度、③その他があり、古地温への換算については様々な提案がなされている(例えばピトリナイト反射率の場合、Sweeney and Burnham, 1990)(表10)。しかし、有機物の熟成度は原理的には相対的な指標であることから、有効被熱時間、増温率、組成等を考慮した上で適切な換算式を選択し、ある程度の誤差を含むものとして扱う必要がある。

表8 地質温度計の特徴 (2)

No	手法	手 法 と 原 理						
9	鉱物の結晶度変化	鉱物結晶度は、X線回折ピークの形態が温度が高くなるほど鋭くなる性質を利用したものである。						
		対 象	適用分野	長 所	短 所	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		イライト結晶度	堆積岩の古地温 堆積岩における熱水変質時の古地温 堆積岩における貫入岩周辺の古地温	大量のサンプルを広域的かつ系統的に処理・検討することが可能。 ⁸⁴⁾ 標準試料を測定することで、異なる研究室で測定された値の比較が可能であり、国内に標準試料が存在する。 ⁸⁵⁾ b ₀ 値を測定することにより、圧力条件も同時に得られる。 ⁸⁶⁾	同一露頭での値については平均値に対して最大15%の誤差に達する。 ⁸⁷⁾ 温度以外の影響因子の種類が多く、特に試料の岩相の相違の影響が強い。 ⁸⁴⁾	135 ~ 315 ⁸⁶⁾	イライト結晶度ICと温度(T)との関係はIC=1.197-0.0029×T)が得られており、精度は±50 ⁸⁶⁾	国内に存在する標準試料については多くの古地温指標を組み入れ、価値を高めていくこと。 ⁸⁵⁾
炭質物の石墨化	接触変成岩の古地温 堆積岩における貫入岩周辺の古地温	合成実験、接触変成作用、広域変成作用について同じ温度で比較した結果、時間因子よりも温度因子に極めて強く左右されることが判明。 ⁸⁸⁾ 標準試料(高純度シリコン)を用いた測定値の補正が可能。 ⁸⁹⁾	火山性砕屑岩や遠洋性堆積物等、陸源有機物質をほとんど含まない岩石には適さない。	300 ~ 500 ⁸⁸⁾	K Ar法による白雲母年代試料について部分的若返りが完全若返りかの判断指標となり得る。 ⁸⁹⁾ 古地温への変換は固溶体による温度指標等を参照するため、精度についても準じる(±50程度)。	他の古地温指標との比較検討。		

表9 地質温度計の特徴 (3)

No	手法	手 法 と 原 理						
10	固溶体鉱物の組成変化	鉱物の多くは、固溶体という異なる物質が互いに均一に溶けあつた固相を形成している。固溶体の組成は、化学平衡に達した後、温度圧力条件の変化に伴い変化する。						
		対 象	適用分野	長 所	短 所	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		長石類	続成作用~低度変成作用時の古地温	長石は普遍的な堆積岩に多く含まれる。	斜長石の起源の種類が多いため、推定される温度幅が広い。	曹長石:100~150(砂岩) ⁷⁸⁾	火成岩の貫入や熱水変質を受けていない堆積岩において適用可能。 表7の鉱物との対比により、精度が高まる可能性。	より多くの、他の地質温度計との比較。
固溶体鉱物(主に珪酸塩鉱物)	接触変成作用時の古地温	鉱物増減反応を利用した圧力計の併用により、圧力条件についても推定可能。	モデル依存性(固溶体モデル、熱力学的パラメータ次第で結果が異なる)の問題。 ⁸³⁾	温度指標として利用されている鉱物対は多数存在する。代表例として、黒雲母-ザクロ石(Fe-Mg交換反応)約400~800	ザクロ石を含む鉱物対が有効な温度計であり ⁹⁰⁾ 、精度は±50程度。	黒雲母におけるTiとAlの影響の評価。 ⁹¹⁾		

表10 地質温度計の特徴 ()

No	手法	手 法 と 原 理					
11	ビトリナイト反射率	ビトリナイトは、石炭または石炭化植物片を構成するマセラル(各植物部位)の一種であり、植物の材(セルロース)を起源とする。植物が石炭化する過程で、脱水、脱炭酸及び脱メタンの各反応を受け、炭素が相対的に富むようになる。この一連の作用を程度を石炭化作用といい、その石炭化度(炭素含有率%)とビトリナイト反射率(Ro%)は一定の関係にあることが知られている。石炭化度は、石炭及び炭化植物片を含む堆積岩の熟履歴を反映することから、ビトリナイト反射率(Ro%)から温度の推定を行うことが可能となる。					
		対 象	適用分野	長 所	短 所	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報
		堆積岩の古地温堆積岩における熱水変質時の被熱温度堆積岩における貫入岩周辺の被熱温度	鉱物の変化と比べて連続的な変化を示し、温度以外の影響(間隙水のpH、化学組成、圧力等)が小さい。92) 標準試料を用いてデータ校正を行うので、他の測定結果との比較が可能。93)	火山性砕屑岩では不適。17) 遠洋性堆積物等、陸源固体有機物質があまり到達しない堆積環境下では、ほとんど含まれていない場合がある。94) 概ねRo < 0.5の未成熟の段階(褐炭等)ではRo値のばらつきが大きい。そのため、スピリナイト蛍光分析の併用が望ましい。97)	50~300 (96)	広汎に使われており、工業規格化されている。97) 温度が上がるにつれて、精度が向上する傾向がある。有効被熱時間4000万年間における換算式を用いた場合、23) 0.5~0.6% 75~100 0.7~0.9% 100~125 1.0~1.3% 125~150 1.4~1.8% 150~175 1.9~2.5% 175~200 2.6~3.5% 200~225	特に低熟成度の場合にはビトリナイトの水素の含有量が温度以外の影響因子となるため、FAMM(注1)によるRo値の推定を行うべきである。42)
12	バイオマーカー立体異性化反応	バイオマーカーとは生体起源の有機化合物のことである。熟成度は単分子の立体異性化反応として測定可能である。					
		対 象	適用分野	長 所	短 所	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報
		ステラン、ホバン、等	細粒な泥質岩における古地温 遠洋性堆積物等、陸源有機物質があまり到達しない堆積環境下においても含まれる。94)	連続的に変化し、温度以外の影響が小さい。92) 細粒な泥質岩以外では他の場所から移動してきたものであることが多い。92) 温度範囲は有機化合物毎に限られているため、一部の熟履歴しか反映しないことがあり得る。92)	ステラン: 80~150 ホバン: 70~130 (以上)94)	埋没史の違いによる増温率の変化から生ずる速度論的な温度差は、増温率が10倍変化しても20程度と少ない。94)	バイオマーカーにおける安定炭素同位体比がより高精度な熟成度指標となり得る可能性。98)

ビトリナイト反射率は有機物の熟成度として最も標準的な指標とされている(Hood et al., 1975)⁹⁴⁾。有機物の熟成度はこれまで受けた熱エネルギーに比例すると同時に、非可逆反応であることから、推定温度は伝導熱による過去の最高温度を示している。そのため、反射率の値(対数値)は埋没深度が増すほど高くなる(Dow, 1977)²⁵⁾。また、同じ埋没深度でビトリナイト反射率が他地域より高い場合、その地域は相対的に古地殻熱流量が高いことを示唆している(例えば相原, 1979, Duba and Williams Jones, 1983)⁹⁶⁾²²⁾。

バイオマーカーとは生体起源である有機化合物のことである。その熟成度は、単分子の立体異性化反応の進行として測定可能である(表10)。

その他の有機物指標には、多種マセラル蛍光変質測定法(FAMM法)⁹¹⁾、ロックエバル分析法⁹²⁾、花粉の色調変化測定法(stTAI法)⁹³⁾などが主に石

油探査分野において用いられている。これらをビトリナイト反射率等と併用することにより、それぞれの手法の短所を補って古地温の推定が行われている(表10)。

2.5 変質鉱物の組合せ(地質温度計)

熱水変質作用に伴い、既存の鉱物種の組合せに変化が生じることを利用した手法である。熱水変質作用とは高温の流体と岩石が化学反応する現象である。熱水変質作用は続成作用や接触変成作用よりも短い時間で進行することから、新たに生成される鉱物種の組合せは既存の鉱物種の組合せとは異なる。また、生成温度帯が同様であっても、化学反応に関与する熱水が酸性、中性、アルカリ性の場合ごとに異なった変質鉱物組合せとして現われる(例えば、吉村, 2001)⁹⁸⁾。

変質鉱物の組合せと生成温度、熱水のpHとの関

注1) FAMM法とは、マセラル(各植物部位)に一定時間レーザー光線を照射して、その前後の蛍光の強度の時間変化を測定し、得られた蛍光特性のみからビトリナイト反射率(Ro)を推定する手法である。水素の含有量の測定なしにRoと抑制または増進の具体的数値が推定できる。また、マセラル粒子が微小なためビトリナイトの同定が困難な場合においても測定可能である(詳しくは氏家ほか, 1999参照)⁹²⁾。

注2) ロックエバル分析法とは、岩石試料を約300℃で定温加熱した後、約650℃まで徐々に加熱し、定温加熱中に発生する遊離炭化水素(S1)と昇温加熱中に発生するケロジェンの熱分解による炭化水素(S2)の量(岩石中の炭化水素に変換し得る有機物の量)を測定する手法である。ケロジェンの熱分解による炭化水素生成が最も盛んとなる温度は、続成作用の進行とともに高くなる。有機物の熟成度が進行するほど(S1/(S1+S2))は1に近づく。

注3) stTAI法とは、花粉粒子の色が有機物熟成の進行につれて、透明な黄色、橙色、褐色、不透明な黒色へと変化する過程を明度が順次低下する過程として捉え、粒子の明度を画素単位で測定し統計処理した指標値を用いる手法である(詳しくはUjii, 2001参照)⁹³⁾。

係については、合成実験やフィールドでの観察等に基づき整理されている(例えば、吉村, 2001)⁸⁾ことから地質温度計として活用できる。ただし、様々な要因が温度の誤差となり得ることから、この関係はあくまでも目安的なものであり(吉村, 2001)⁸⁾数十以内の精度で議論するのは困難である(表11)。

2.6 安定同位体交換反応 (地質温度計)

安定同位体交換反応を利用した地質温度計は、化学平衡の温度依存性を利用した方法の一つである。水と鉱物あるいは鉱物対等において同じ元素を共有している場合、同位体分子間では熱力学的性質が等しくないため平衡状態においても同位体の交換反応が生じる。このとき同位体の配分比は温度で一義的に決まることを利用したものであり、H.C.Urey(1947)²⁷⁾により見出された。元々は古気温の推定法の一つとして、炭酸カルシウムを含む生物の遺骸は当時の海水の同位体組成を保存していると推定されることから、遺骸の酸素同位体比を測定することにより、生息時の海水の温度を求めるのに利用された。

水と鉱物、あるいは方解石と他の鉱物といった同位体交換反応時における同位体の配分比については、合成実験により温度に依存した関数として、

酸素や炭素等において求められている(表12)。これらの実験結果あるいは各々の実験結果を適宜組み合わせることにより、水を媒体とする交換反応や任意の鉱物対における固相間の交換反応についての地質温度計が得られる。熱水鉱床や接触変成帯の生成温度推定にこれらの地質温度計を活用した例が多い(表12)。

3. 過去の地温勾配・地殻熱流量の推定

2章で述べてきた様々な地質温度計を組み合わせることにより、対象とする試料が経てきた温度の変遷を知ることができ、これにより地質体の冷却史やその後の熱的なイベントの存在の確認ができる。さらに、試料が熱を被った時期の深度を求めることにより当時の地温勾配や地殻熱流量を推定し、対象とする地域の三次元的な温度構造の変遷を明らかにすることができる。ここで、実際の地形は、熱を被った時期から現在までに隆起・侵食作用を経て形成される。このことから、熱を被った時期が古い場合や隆起・侵食作用が速く進行する地域のように、隆起・侵食の影響が大きい場合、当時の深度を求める方法として以下に述べるような地質圧力計を活用することが挙げられる。

地質圧力計とは、相平衡、化学平衡や化学反応速度の圧力依存性の高さを利用して古圧力を推定

表11 地質温度計の特徴()

No	手法	手 法 と 原 理						
13	変質鉱物の共存パターン	変質鉱物の温度範囲と熱水溶液のpHに基づく特徴的な共存パターンについては、合成実験、地熱地帯の変質作用等から整理されており、続成作用時との共存パターンとは異なる。						
		対 象	適用分野	長 所	短 所	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		①シリカ鉱物 ②粘土鉱物 ③沸石類	熱水変質時の古地温	熱水変質作用の温度範囲は50-350と広いので、対象とする鉱物の種類は多い。岩種による制限はない。	熱水変質作用における中性-アルカリ性変質帯では続成作用と類似しており区別が困難。 ¹⁸⁾	①シリカ鉱物 ⁹⁹⁾ ・クリストバル石、トリディマイト:100以上で石英に短時間で転移。 ②粘土鉱物 ¹⁰⁰⁾ ・スメクタイト:一般に150-170以上では消滅 ・イライト/スメクタイト混合層:デイサイト、流紋岩において170-220に出現 ・イライト:デイサイト、流紋岩において220以上で安定。 ・緑泥石/スメクタイト混合層:安山岩において150-200に出現。 ・緑泥石:安山岩において200以上で安定 ③沸石類 ¹⁰⁰⁾ ・モルデン沸石、束沸石、斜ブチロル沸石:140以下 ・濁沸石:140-210 ・ワイラケ沸石:210以上 に出現。	温度以外の条件でも、変質鉱物組み合わせは変化するので、目安としてみる必要がある。 ¹⁸⁾ 鉱物の成因を明らかにするにはX線分析、偏光顕微鏡、電子顕微鏡を併用して鉱物の産状や生成順序を確認する必要がある。 ¹⁰¹⁾	溶液・沈殿速度、溶液の移動速度を取り入れた鉱物生成過程の研究。 ¹⁰¹⁾

表12 地質温度計の特徴

No	手法	手 法 と 原 理						
14	安定同位体交換平衡温度	水と鉱物あるいは鉱物対等において同じ元素を共有している場合、同位体分子間では熱力学的性質が等しくないため平衡状態においても同位体の交換反応が生じる。このとき配分比は温度で一義的に決まることを利用したものである。						
		対 象	適用分野	長 所	短 所	温 度 範 囲	適用性および精度に関する情報	今後の課題
		<ul style="list-style-type: none"> ・酸素同位体 ・炭素同位体 ・水素同位体 ・硫黄同位体 	鉱物脈の生成温度推定(熱水対流系発達の場合) 接触変成作用時の古地温 鉱物脈を形成した水の起源に関する情報	酸素同位体の場合、圧力の同位体分別に及ぼす影響は検出限界以下であり、無視できる程度に小さい。 ¹⁰²⁾ 同位体組成の保存については、熱水からの鉱物の晶出の場合、鉱物の沈殿に伴う脈の成長により沈殿後すぐに熱水との反応が断たれる場合が多い。 ¹⁰³⁾ 水・岩石反応における水/岩石比を安定同位体比から求めることにより、過去における熱水対流系発達程度の推定が可能である。 ¹⁰⁴⁾	急速成長した結晶には同位体組成が保存されず、適用できない。 ¹⁰⁵⁾	[酸素同位体] 方解石 - 水 0 ~ 500 ¹⁰⁶⁾ 石英 - 水 200 ~ 500 , 500 ~ 750 ¹⁰⁷⁾ 石英、斜長石(曹長石、灰長石) - 方解石 600 ~ 1000 , 600 ~ 800 ¹⁰⁸⁾ [炭素同位体] 方解石 - 水 0 ~ 600 ¹⁰⁹⁾ 石墨 - 方解石 400 ~ 800 ¹¹⁰⁾ [水素同位体] 水蒸気 - 水 50 ~ 300 ¹¹¹⁾ [硫黄同位体] 黄鉄鉱 - 硫化酸素200 ~ 700 ¹¹²⁾ 代表的なもののみ示した。	値から温度スケールへの換算に用いる定数の不確実性は約±10%であり、低温側で精度が上がる。 ¹¹³⁾ 測定の実験誤差は 値で±0.2%程度。 ¹¹³⁾ 鉱物分離が10%不完全な場合、値の差は20%低くなり、真の温度より数十%高い温度が算出される。 ¹¹³⁾ 水 - 岩石反応において、水/岩石比0.2程度(重量比)以下の場合には熱水対流系の形成は困難と考えられている。 ¹⁰⁴⁾	石墨 - 方解石間の炭素同位体ついて、約600 以上の範囲における、理論的計算値 ¹¹⁴⁾ 、実験値 ¹¹⁰⁾ 、他の温度指標(固溶体元素交換)との不一致についての説明。 ¹¹⁵⁾

する方法である。例えば ①イライトの結晶度(2.3章参照)と共にX線回折によって測定される b_0 値、②流体包有物のアイソコア(2.2章参照)、③固溶体の化学組成(2.3章参照、表9)等がある。

イライトあるいは白雲母のb軸の格子定数 b_0 値は、圧力の増加に伴って高くなることが知られている(例えば、Sassi, 1972⁹⁸⁾)。また、流体包有物については均質化後の温度 - 圧力関係がアイソコアによって得られていることから、イライトの結晶度やピトリナイトの反射率によって推定された最高被熱温度をアイソコア上に与えれば、試料が熱を被った圧力(深度)が推定できる(例えば、原・木村, 2001; Sakaguchi, 1999^{99, 30)})。これらの方法によって古地温勾配や古地殻熱流量の見積もりが行われている。例えば Sakaguchi(1999)³⁰⁾は、ピトリナイト反射率と流体包有物のアイソコアから堆積岩の形成時には地温勾配が24 /km以下であったが、白亜紀に生じた何らかの熱的イベントによって地温勾配が50 /km程度まで上昇したと考えた。

また、火山地帯に生じた熱水活動の形成時期や形成時期に達した古地温勾配については、熱水変質鉱物の放射年代や流体包有物の均質化温度とその飽和水蒸気圧等から推定が行われている。西九州の有田 - 波佐見地域を事例とした研究では、鮮新世末 ~ 更新世の初めにかけて流紋岩類の貫入があり、その後生じた熱水活動によって地温勾配

は300 /km程度まで上昇したことが知られている(前田ほか, 1996⁹¹⁾)。

推定された古地温勾配については、現在の日本列島における地温勾配との比較が可能である。現在の地温勾配は、火山地帯で約60 /km以上、非火山地帯で20 ~ 40 /km程度と得られている(矢野ほか, 1999⁹²⁾)。

4. 体系的な熱履歴調査手法の構築に向けて

対象地層等の過去における熱的イベントの検出や地温の変遷等を明らかにするためには、前章までに示した様々な手法を、対象年代や温度範囲に応じて組合せていくことが重要である。基本的には、温度と年代が一義的に決まる熟年代学的手法(地質温度計)が有効であるが、可能な限り他の地質温度計を併用することにより推定値の確度を高めて行くことが望ましい。また、3章で述べたように、古地温勾配や古地殻熱流量を推定するためには、試料に記録された温度を獲得した深度に関する情報が重要となるが、地質圧力計による推定値には、大きな誤差を含むことが多い。これらについては、その地域の地殻変動等を考慮し、対象とする地質体の隆起・沈降量等から当時の深度を推定していくことにより、地質圧力計による推定値に関する不確実性を低減していくことが求められる。

試料の採取については、対象とする地質体や想

定されるイベントの種類に応じて採取地点を決定していく必要がある。例えば、熱水対流系の形成等による二次的な再加熱の影響範囲を検討する場合には、活動の中心ほど高い温度が期待されることから、熱水対流系の構造を想定しつつ試料の採取地点を決定していくことが効率的である。

地質環境の長期安定性を評価する観点からは、地質体の形成後に生じた二次的な再加熱の存在やその影響を把握することが重要である。そのためには、熱的事件に対するバックグラウンドとなる地質体の広域的熱史をあらかじめ明らかにしておくことが不可欠である。また、広域的熱史は、火成岩と堆積岩・広域変成岩ではその過程が大きく異なるほか、地質体を構成する岩石の鉱物種も異なるため、利用する地質温度計の種類も異なる。そのため、以下では火成岩と堆積岩・広域変成岩における広域的熱史、そして最近生じた熱的事件（二次的な再加熱）を把握するための調査の方法論を述べるとともに、図2、3に熱履歴調査フローの例（試案）を示す。

(1) 地質体の熱史に関する調査手法

1) 火成岩

地殻中に貫入したマグマはin situで冷却・固結し火成岩となる。その固結後も、隆起や侵食・削剥によって地表に接近するため岩体の温度も周囲の地温に応じて徐々に低くなっていく。このような現象に対しては、閉鎖温度と年代値が一義的に定まる熱年代学的手法（地質温度計）が特に有効である。熱年代学的手法を適用する場合、閉鎖温度が高温から低温までカバーするように対象鉱物、元素や同位体、手法を組合せて熱的事件に対するバックグラウンド情報としての冷却史を編む（図2）。特に、岩体固結後の徐冷時期が、バックグラウンド情報における重要な部分となるので、より低温の履歴を推定可能な地質温度計（ジルコン、アパタイトのFT法、(U-Th)/He法等）を複数組み合わせることによって熱史を推定することが推奨される（図2）。また、石英等に含まれる流体包有物や固溶体である普通角閃石の化学組成等から温度・圧力条件を推定することにより、マグマ定置直後の岩体の定置深度や地温勾配等を推定

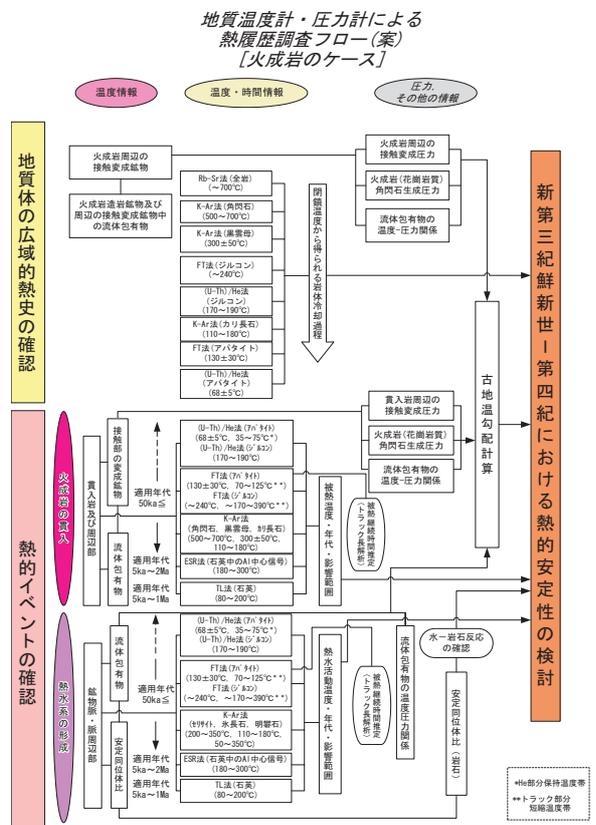


図2 熱履歴調査フロー(案): 火成岩のケース

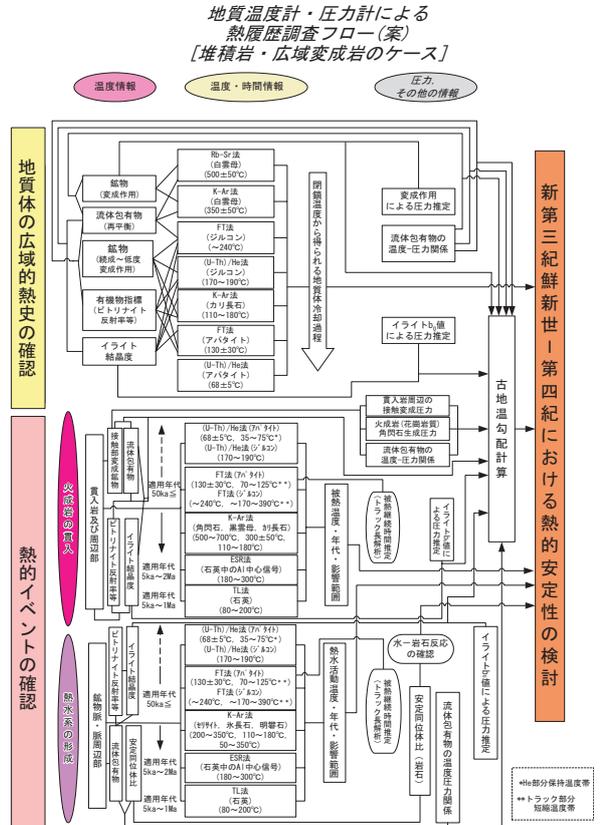


図3 熱履歴調査フロー(案): 堆積岩・広域変成岩のケース

することも可能である(花崗岩質の場合,例えば, Bando et al., 2003)³⁾。

2) 堆積岩・広域変成岩

堆積岩からなる地質体は,埋没・続成作用の進行に伴って獲得温度も地温勾配に応じて徐々に上昇するが,隆起や侵食の影響で地表に接近していく過程では,逆にその地域の地温勾配に応じて冷却していく。広域変成岩からなる地質体についても隆起や侵食の影響で地表に接近していく過程では,堆積岩の場合と同様に地温勾配に応じて冷却していくと考えられる。そのため,地質体の熱史のうち,隆起等による地質体の上昇に伴う冷却過程以降の熱史が明らかになれば,過去数10万年程度に生じた熱的イベントに対するバックグラウンド情報としては十分なものが得られる。

地質体の上昇に伴う冷却過程については,火成岩と同じく熱年代学的手法(地質温度計)が熱史の解析に有効(例えば, Hasebe, 1993)⁴⁾であるが,続成・変成作用により再平衡した流体包有物(地質温度計)や鉱物の構造・化学組成(地質温度計),ピトリナイト等の有機物の熟成度(地質温度計)を併用することができる(図3)。ここで,閉鎖温度を示す地質温度計に対して,地質温度計, , は最高到達温度に関する情報であることから両者を比較する際には注意が必要である。また,最高温度の到達時における地温勾配や地殻熱流量は,3章で述べたようなイライトの結晶度・ b_0 値や流体包有物のアイソコアから求められる温度・圧力条件より推定することができる(図3)。

(2) 地質体が被った熱的イベントに関する調査手法

熱的イベントとして想定されるマグマの貫入や熱水対流系の形成等が生じた場合には,地質体の中に貫入岩や顕著な熱水脈が生成される。調査に際しては,これらの貫入岩や熱水脈等の調査を基本とするが,地表の露頭やボーリング孔掘削地点からは貫入岩や熱水脈等の試料が直接得られない場合においても,これらが伏在している可能性を想定しておくことが必要である。

対象地層等に貫入岩や熱水脈が存在する場合は,それらの形成年代や冷却史を明らかにすることで,熱的イベントが生じた時期やその継続時間等が推定できる。貫入岩の形成年代や冷却史は,火成岩における広域的な熱史の取扱いと同様に熱年代学的手法(地質温度計)が有効である。一

方,熱水脈の形成年代については,セリサイトや水長石脈についてはK Ar法(表1),アパタイトやジルコンを含む場合はFT法(表4),石英脈についてはTL法,ESR法(表5)等によって鉱物の生成年代の測定を行うことにより,その閉鎖温度と年代値の組合せによって冷却史を編むことができる(図2,図3)。

対象地層等に貫入岩や熱水脈などの明瞭な熱的イベントの痕跡が認められない場合は,対象試料の熱史とバックグラウンドである広域的な地質体の熱史を比較・検討することにより熱的イベントを推定できる。そのため,熱史の解析によって得られた時間-地温の関係から,特定の時期に顕著な地温の上昇が認められれば,それが熱的イベントによるものと考えられる(図4)。また,同一の系(手法,鉱物,元素や同位体が同一)による年代測定結果において,ある場所が局所的に若い年代値を示した場合,その場所はその系の閉鎖温度に一定期間近づいたと推定できることから,複数の系を用いることにより,熱的イベントの空間的な広がりを把握することができる(図2,図3)。

また,貫入岩や熱水対流系によって上昇した当時の古地温勾配や古地殻熱流量は,貫入岩・熱水脈やその周辺の母岩に分布する鉱物の構造・化学組成及び産状組合せ(地質温度計,)や,他の地質温度計(, ,)から推定される温度条件に加えて,3章で述べたイライトの b_0 値や流体包有物のアイソコア,固溶体の化学組成等から圧力条件を求めることによって推定することができる(図2,図3)。

(3) 地質温度計を用いた熱履歴調査手法の問題点

前述のように熱年代学的手法において閉鎖系が成立した後,閉鎖温度付近の温度領域において地質体が一定期間の再加熱を受けた場合には,年代値が若返ることによって熱的イベントが認識できる。しかし,年代値の若返り現象については,完全に閉鎖温度を超えた状態が一定期間保持されるとともに,その後の閉鎖系が現在まで維持されない限り熱的イベントが生じた年代値を推定することができない。そのため,年代値の若返り現象の多くは,熱的イベントの可能性を示唆するのみである。なお,FT法に関しては,トラック長の頻度分布から読みとれる不完全な若返り現象を利用して,閉鎖温度以下の温度領域(partial annealing zone)に達した時期が推定できる(例えば,山田,

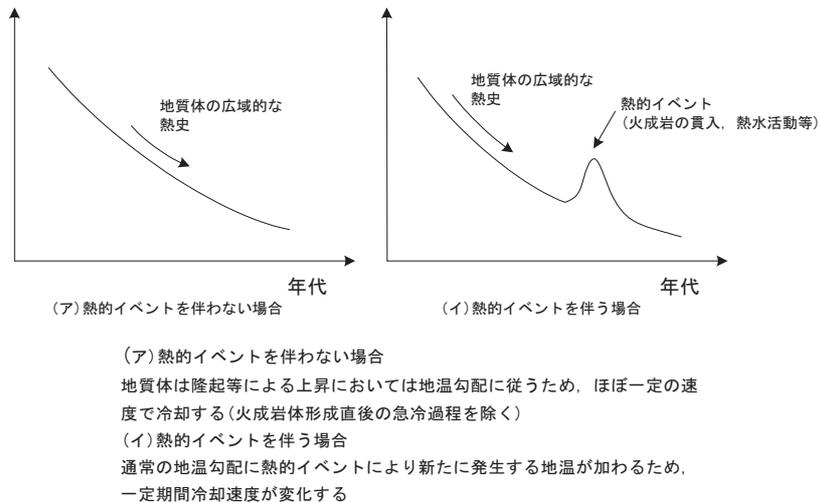


図4 年代 - 温度関係における地質体の広域的な熱史と熱的イベントの関係

1999)⁵⁾。しかし、いずれにしても得られた年代値をそのまま熱的イベントの生じた時期と認定することは避けるべきであり、試料の状態やそれが置かれた地質学的な環境を考慮しつつ異なる手法によるクロスチェックを行ない慎重な解釈を行うことが重要である。

また、地質温度計（鉱物、有機物指標）については、二次的な再加熱による温度上昇が埋没・続成作用時における最高到達温度に対して著しく上回らなければ、熱的イベントを認識することはできない。

いずれの手法においても、手法の適用条件や限界を考慮にいれつつ、特に地質体形成後の熱的イベントの認定については慎重に検討を行なうことが重要である。このように、地質温度計による熱的イベントの認定には様々な問題と限界がある。そのため、モデル計算やシミュレーション等による理論的な検討を併せて行うことも重要となる。例えば、地質温度計により推定される熱履歴及び特定の時期における地下の温度構造については、熱伝導モデル（東宮，2000；梅田ほか，1999など）^{36,37)}や熱・水連成シミュレーション（坂川ほか，2005など）³⁸⁾等を用いた再現を試みることであり（例えば、梅田ほか，2001）⁵⁾、地温の変遷の推定における信頼性を向上することができる。

5. まとめと今後の課題

本報では、地質環境の長期安定性に関する研究の一環として地質温度計の原理や適用事例につい

てレビューを行い、それぞれの手法の適用性や利点・問題点をまとめるとともに、火成岩と堆積岩・広域変成岩における広域的な熱史、そして過去数10万年あるいはそれ以前に生じた熱的イベントを把握するための調査の方法論と熱履歴調査フローの例（試案）を示した。

調査結果の信頼性を向上させるためには、比較的低い温度領域が推定可能である地質温度計をより充実させ整備していくことが重要である。特に、(U-Th)/He法の閉鎖温度については、他の系よりも相対的に低温側に存在すると考えられている（Farley, 2002）³⁹⁾。さらに、アパタイトのヘリウム部分保持温度帯（partial retention zone）は35～75℃と見積もられており（Farley and Stockli, 2002）⁴⁰⁾、100℃未満の温度領域に対する有効な地質温度計と考えられる。

これらのことから（U-Th)/He法において測定対象となるU, Thを含む様々な鉱物の閉鎖温度や部分保持温度帯が得られれば、低い温度領域の地質温度計の充実につながっていくと考えられる。アパタイトにおける閉鎖温度や部分保持温度帯の決定においては、モデル計算による理論的研究やヘリウム拡散に関する実験的研究に加えて、天然試料との比較・検討が行われている（Farley, 2002）³⁹⁾。アパタイトの天然試料を用いた研究例として、Warnock et al.(1997)⁴¹⁾は大深度ボーリングコアを利用し、試料の深度と地温、年代測定値を比較したヘリウム部分保持の研究を行っている。今後、様々な鉱物の閉鎖温度や部分保持温度帯を

推定していく上で、天然試料を用いた同様な研究を行うことが必要である。

謝 辞

京都大学の田上高広氏、山田国見氏、海洋研究開発機構の佐藤佳子氏、国土地理院の山際敦史氏、三菱マテリアル資源開発株式会社の根岸義光氏、東濃地科学センターの持田裕之氏、岩月輝希氏、守屋俊文氏には草稿を読んで頂き、原稿の不備の指摘や貴重な助言、意見を頂いた。また、査読者からは貴重な助言、意見を頂いた。ここに記して謝意を表します。

引用文献

- 1) 原子力委員会：“高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発等の今後の進め方について”，41p.(1997).
- 2) 原子力安全委員会：“高レベル放射性廃棄物処分の概要調査地区選定段階において考慮すべき環境要件について”，21p.(2002).
- 3) M. H. Dodson：“Closure temperature in cooling geochronological and petrological systems”，Contrib. Mineral. Petrol., 40, p. 259 ~ 274(1973).
- 4) 兼岡一郎：“年代測定概論”，東京大学出版会，315p.(1998).
- 5) 宇都浩三：“火山と年代測定 K Ar, $^{40}\text{Ar}/^{39}\text{Ar}$ 年代測定 の現状と将来”，火山，40，特別号，S27 ~ S46 (1995)
- 6) 梅田浩司，小松 亮，他：“西南日本領家帯(四国)，高浜花崗岩の冷却史，特に新第三紀貫入岩類による熱的影響”，岩石鉱物科学，30, p. 17 ~ 27 (2001).
- 7) K. A. Farley：“Helium diffusion from apatite; General behavior as illustrated by Durango fluorapatite”，Jour. Geophys. Res., 105, p. 2903 ~ 2914(2000).
- 8) P. W. Reiners, T. L. Spell, et al.：“Zircon (U Th)/He thermochronometry, He diffusion and comparisons with $^{40}\text{Ar}/^{39}\text{Ar}$ dating”，Geochim. Cosmochim. Acta, 68, p. 1857 ~ 1887(2004).
- 9) G. M. Laslett, P. F. Green, et al.：“Thermal annealing of fission tracks in apatite 2. A quantitative analysis”，Chem. Geol. (Isot. Geosci. Sect.), 65, p. 1 ~ 13(1987).
- 10) R. A. Ketcham, R. A. Donelick, et al.：“Variability of apatite fission-track annealing kinetics，Extrapolation to geological time scales”，American Mineralogist, 84, p. 1235 ~ 1255(1999).
- 11) R. Yamada, T. Tagami, et al.：“Confined fission-track length measurement of zircon; assessment of factors affecting the paleotemperature estimate”，Chem. Geol. (Isot. Geosci. Sect.), 119, p. 293 ~ 306(1995).
- 12) T. Tagami, R. F. Galbraith, et al.：“Revised annealing kinetics of fission tracks in zircon and geological implications”，In P. Van den haute, and F. De Corte, ed., Advances in Fission Track Geochronology. Kluwer Academic Publishers, Dordrecht, p. 99 ~ 112(1998).
- 13) 高島 勲，本多朔郎：“火山岩および変質岩の熱ルミネッセンス年代測定における問題点”，地熱，22, p. 215 ~ 223(1985).
- 14) 高島 勲，本多朔郎，他：“八幡平葛根田 - 大松倉沢及び周辺地域の地熱活動史と熱水系 - 熱ルミネッセンス法による変質岩の年代測定の地熱探査への応用”，日本地熱学会誌，9, p. 43 ~ 45(1987).
- 15) C. Falgures, Y. Yokoyama, et al.：“Stability of some centres in quartz”，Nucl. Tracks Radiat. Meas., 18, p. 115 ~ 161(1991).
- 16) N. Imai and K. Shimokawa：“ESR dating of the tephra Crystal Ash distributed in Shinshu, central Japan”，Appl. Rad. Isot., 40, p. 1177 ~ 1180(1989).
- 17) 吉村尚久：“鉱物の変化から見た堆積盆の熱履歴評価”，石油技術協会誌，59, p. 271 ~ 278(1994).
- 18) 吉村尚久(編)：“変質作用と粘土鉱物”，地学団体研究会，293p.(2001).
- 19) B. Kübler：“Evaluation quantitative du mébitamorphisme par la cristallinité de l'illite”，Bull. Centre Rech. Pau SNPA, 2, p. 385 ~ 397(1968).
- 20) M. Tagiri：“A measurement of the graphitization degree by the X ray powder diffractometer”，岩石鉱物鉱床学会誌，76, p. 345 ~ 352(1981).
- 21) 原 英俊，久田健一郎，他：“イライト結晶度からみた関東山地秩父帯，四万十帯の古地温構造”，地質学雑誌，104, p. 705 ~ 717(1998).
- 22) D. Duba and A. E. Williams-Jones：“The application of illite crystallinity，organic matter reflectance, and isotopic techniques to mineral exploration; a case study in southwestern Gaspé, Quebec”，Econ. Geol., 78, p. 1350 ~ 1363(1983).
- 23) J. J. Sweeney and A. K. Burnham：“Evaluation of a simple model of vitrinite reflectance on chemical kinetics”，AAPG, Bull., 74, p. 1559 ~ 1570(1990).
- 24) A. Hood, C. Gutjahr, et al.：“Organic metamorphism and the generation of petroleum”，AAPG, Bull., 59, p. 986 ~ 996(1975).
- 25) W. G. Dow：“Kerogen studies and geological interpretations”，Jour. Geochem. Explor., 7, p. 79 ~ 99(1977).
- 26) 相原安津夫：“石炭鉱床形成の地球化学”，岩波講座地球科学14，岩波書店，p. 68 ~ 82(1979).
- 27) H. C. Urey：“The thermodynamic properties of isotopic substances”，Jour. Chem. Soc., p. 562 ~ 581 (1947).
- 28) F. P. Sassi：“The petrologic and geologic significance of b_0 value of potassium white micas in low-grade metamorphic rocks. An application to the eastern Alps. ”, Tsch. Mineral. Petrol. Mitt., 18, p. 105 ~ 133(1972).
- 29) 原 英俊 木村克己：“流体包有物とイライト結晶度から復元される付加体の温度圧力履歴”，月刊地球，号外，32, p. 168 ~ 173(2001).

- 30) A. Sakaguchi : " Thermal maturity in the Shimanto accretionary prism, southwest Japan, with the thermal change of the subducting slab; fluid inclusion and vitrinite reflectance study "; Earth Planet. Sci. Lett., 173, p. 61 ~ 74(1999).
- 31) 前田勝彦, 渡辺公一郎, 他 : " 西九州, 有田 - 波佐見地域の金鉱化作用と粘土化作用のK Ar年代 ", 資源地質, 46, p. 25 ~ 31(1996).
- 32) 矢野雄作, 田中明子, 他 : " 300万分の1日本列島地温勾配図 ", 地質調査所 (1999)
- 33) M. Bando, G. Bignall, et al. : " Petrography and uplift history of Quaternary Takidani Granodiorite, could it have hosted a supercritical(HDR)geothermal reservoir? "; Jour. Volcano. and Geotherm. Res., 120, p. 215 ~ 234(2003).
- 34) N. Hasebe, T. Tagami, et al. : " Evolution of the Shimanto accretionary complex; a fission track thermochronologic study "; Spec. Pap. Geol. Soc. Am., 273, p.121 ~ 136 (1993).
- 35) 山田隆二 : " フィッショントラック法による北アルプス花崗岩類の冷却史解析 ", 月刊地球, 21, p. 803 ~ 810(1999).
- 36) 東宮昭彦 : " マグマ溜まりが周辺地殻に与える熱的影響 ", 火山, 45, p. 173 ~ 179(2000).
- 37) 梅田浩司, 小松 亮, 他 : " 坑井データによる地下温度構造の推定 ", サイクル機構技報, no. 2, p. 29 ~ 36(1999).
- 38) 坂川幸洋, 梅田浩司, 他 : " 熱移流を考慮した日本列島の熱流束分布と雲仙火山を対象とした熱・水連成シミュレーション ", 原子力バックエンド研究 (2005) (投稿中) .
- 39) K. A. Farley : " (U Th)/He dating, Techniques, calibration, and applications "; In P. D. Porcelli, C. J. Ballentine, R. Wieler ed., Noble Gas Geochemistry, Reviews in Mineral. and Geochem., 47, p. 819 ~ 843(2002).
- 40) K. A. Farley and D. F. Stockli : " (U Th)/He dating of phosphates, apatite, monazite, and xenotime "; In P. D. Porcelli, C. J. Ballentine, R. Wieler ed., Noble Gas Geochemistry, Reviews in Mineral. and Geochem., 47, p. 559 ~ 577(2002).
- 41) A. C. Warnock, P. K. Zeitler, et al. : " An evaluation of low-temperature apatite (U Th)/He thermochronometry "; Geochim. Cosmochim. Acta, 61, p. 5371 ~ 5377(1997).
- 42) 氏家良博, N. Sherwood, 他 : " 多種マセラル蛍光変質測定法 (FAMM) とピトリナイト反射率の抑制 ", 石油技術協会誌, 64, p. 258 ~ 267(1999).
- 43) Y. Ujiie : " Brightness of pollen as an indicator of thermal alteration by means of a computer-driven image processor, statistical thermal alteration index(stTAI) "; Organic Geochem., 32, p. 147 ~ 141 (2001).
- 44) T. M. Harrison : " Diffusion of ^{40}Ar in Hornblende "; Contrib. Min. Petrol., 78, p. 324 ~ 331(1981).
- 45) S. Nishimura and T. Mogi : " The interpretation of discordant ages of some granitic bodies "; 日本地熱学会誌, 8, p. 145 ~ 164(1986).
- 46) T. M. Harrison and I. McDougall : " Investigation of an intrusive contact, northwest Nelson, New Zealand, (I). Thermal, chronological and isotopic constraints "; Geochim. Cosmochim. Acta, 44, p. 1985 ~ 2003(1980).
- 47) J. W. Purdy and E. Jäger : " K Ar ages on rock forming minerals from the Central Alps "; Mem. Ist. Geol. Univ. Padova, 30, 31p.(1976).
- 48) T. M. Harrison and I. McDougall : " The thermal significance of potassium-feldspar K Ar ages inferred from $^{40}\text{Ar}/^{39}\text{Ar}$ age spectrum results "; Geochim. Cosmochim. Acta, 46, p. 1811 ~ 1820(1982).
- 49) H. Yoshida, K. Aoki, et al. : " Overview of the stability and barrier functions of the granitic geosphere at Kamaishi Mine; relevance to radioactive waste disposal in Japan "; Engineering Geol., 56, p. 151 ~ 162(2000).
- 50) 松本哲一 : " K Ar年代測定におけるカリウム定量法の改良 ", 地質調査所月報, 40, p. 65 ~ 70(1989).
- 51) M. H. Dodson : " Theory of cooling ages "; In E. Jäger and J. C. Hunziker ed., Lectures in Isotope Geology, Springer-Verlag, Heiderberg, p.194 ~ 202 (1979).
- 52) G. A. Wagner, G. M. Reimer, et al. : " Cooling ages derived by apatite fission track, mica Rb Sr and K Ar dating; the uplift and cooling history of the Central Alps "; Mem. Ist. Geol. Min. Univ. Padova, 30, p. 1 ~ 27(1977).
- 53) 中島 隆 : " ルビジウム - スترونチウム法 (Rb Sr法) ", 地質学ハンドブック, 産業技術総合研究所地質調査総合センター, 朝倉書店, p. 159 ~ 161(2001).
- 54) R. A. Wolf, K. A. Farley, et al. : " A sensitivity analysis of the apatite (U Th)/He thermochronometer "; Chem. Geol., 148, p. 105 ~ 114(1998).
- 55) K. A. Farley, B. P. Kohn, et al. : " The effects of secular disequilibrium on (U Th)/He systematics and dating of Quaternary volcanic zircon and apatite "; Earth Planet. Sci. Lett., 201, p. 117 ~ 125(2002)
- 56) R. S. Wernicke and H. J. Lippolt : " ^4He age discordance and release behavior of a double shell botryoidal hematite from the Schwarzwald, Germany "; Geochim. Cosmochim. Acta, 58, p. 421 ~ 429(1994).
- 57) T. A. Ehlers and K. A. Farley : " Apatite (U Th)/He thermochronometry, methods and applications to problems in tectonic and surface processes "; Earth Planet. Sci. Lett., 206, p. 1 ~ 14(2003).
- 58) 山田国見, 田上高広, 他 : " 中部九州豊肥火山地域における流紋岩体の精密K/Ar年代測定 ", 地球惑星科学関連学会合同大会予稿集, Q037 P008 (2002).
- 59) 山田国見, 田上高広, 他 : " 国際標準試料と九州産流紋岩中ジルコンにおける(U Th)/He年代の現状 ", フィッション・トラック ニュースレター, 16, p. 49 ~ 51(2003).
- 60) 田上高広 : " フィッション・トラック熱年代学 ", 月

- 刊地球, 11, p. 678~682(1989).
- 61) 檀原 徹, 岩野英樹, 他: “ FT年代測定システムの自動化は可能か? ”, フィッション・トラックニュースレター, 13, p. 33~35(2000).
 - 62) A. J. W. Gleadow and J. F. Lovering: “ Thermal history of granitic rocks from western Victoria, A fission track dating study ”, Jour. Geol. Soc. Aust., 25, p. 323~340(1978).
 - 63) D. A. Coyle and G. A. Wagner: “ Positioning the titanite fission track partial annealing zone ”, Chem. Geol., 149, p. 117~125(1998).
 - 64) 田上高広, 辰谷部徳子: “ フィッショントラック法による付加体の熱年代学 ”, 地質ニュース, 502, p. 14~19(1996).
 - 65) 高島 勲: “ 熱ルミネッセンス年代測定 ”, 第四紀研究, 34, p. 209~220(1995).
 - 66) I. Takashima, Y. Mori, et al.: “ Standardization of thermoluminescence dating of volcanic rocks ”, Advance in ESR Application, 18, p. 177~179(2002).
 - 67) 島雄 隆, 高島 勲, 他: “ 火山岩の熱ルミネッセンス年代測定の精度検証 ”, 岩鉱, 94, p. 109~119(1999).
 - 68) 山縣武彦, 高島 勲, 他: “ 熱ルミネッセンス法による新期雲仙溶岩ドームの年代測定 ”, 火山, 49, p. 73~81(2004).
 - 69) 今村 峯雄: “ 年代をはかる ”, 日本規格協会, 93p.(1991).
 - 70) 豊田 新: “ 石英中の常磁性格子欠陥の熱安定性の研究によるESR年代測定の基礎の確立 ”, 地球化学, 32, p. 127~137(1998).
 - 71) S. Toyoda and M. Ikeya: “ Thermal stabilities of paramagnetic defect and impurity centers in quartz, basis for ESR dating of thermal history ”, Geochem. Jour., 25, p. 437~445(1991).
 - 72) 横山 正, 島田愛子, 他: “ 神津島流紋岩単成火山群のESR年代 ”, 火山, 49, p. 23~32(2004).
 - 73) K. Mizugaki: “ ESR dating of quartz veins, cooling history of a hydrothermal system ”, Proceedings World Geothermal Congress, p. 1453~1458(2000).
 - 74) 笹田政克: “ 流体包有物による堆積岩の熱履歴の解析 ”, 月刊地球, 11, p. 657~660(1989).
 - 75) 佐脇貴幸: “ 流体包有物 ”, 岩石鉱物科学, 32, p. 23~41(2003).
 - 76) 石山大三: “ 流体包有物 ”, 資源環境地質学 - 地球史と環境汚染を読む -, 資源地質学会, p. 317~328(2003).
 - 77) 笹田政克: “ 流体包有物マイクロサーモメトリーの基礎(1) ”, 地熱エネルギー, 13, p. 295~311(1988).
 - 78) 村松容一, 小松 亮: “ 岩手県葛根田地熱地域の浅部貯留層における地熱流体の変遷過程 - 流体包有物による研究 - ”, 岩鉱, 91, p. 145~161(1996).
 - 79) 石山大三, 野見山邦洋, 他: “ 岩手県宮古花崗岩体接触変成帯の上根市ドロマイトスカルンでのマグマ - 炭酸塩岩の相互反応に伴う流体の特徴 ”, 資源地質, 48, p. 61~76(1998).
 - 80) E. Roedder: “ Fluid Inclusions ”, Reviews in Mineral., 12, 644p.(1984).
 - 81) 青柳宏一: “ 堆積岩中の自生鉱物を用いた古地温の解析法 ”, 石油技術協会誌, 44, p. 367~371(1979).
 - 82) 奥山(楠瀬)康子: “ Al₂SiO₅鉱物の安定関係, とくに紅柱石 - 珪線石平衡の実験と熱力学をめぐる最近の議論 ”, 地質調査所月報, 46, p. 251~268(1995).
 - 83) 奥山(楠瀬)康子: “ 低圧型変成岩でのAl₂SiO₅鉱物(1) ”, 地質ニュース, 503, p. 56~67(1996).
 - 84) M. Frey: “ Very low-grade metamorphism of clastic sedimentary rocks ” In M. Frey, ed., Low temperature metamorphism, Chapman and Hall, New York, p. 9~58 (1987).
 - 85) 原 英俊, 木村克己: “ イライト結晶度測定における標準試料の提唱, 古地温度指標としての有効性 ”, 地質調査研究報告, 54, p. 239~250(2003).
 - 86) M. B. Underwood, M. Laughland, et al.: “ A comparison among organic and inorganic indicators of diagenesis and low temperature metamorphism, Tertiary Shimanto Belt, Shikoku, Japan ”, Spec. Pap. Geol. Soc. Am., 273, p. 45~62(1993).
 - 87) H. Tanabe and K. Kano: “ Illite crystallinity study of the Cretaceous Shimanto Belt in the Akaishi Mountains, eastern Southwest Japan ”, The Island Arc, 5, p. 56~68(1996).
 - 88) 田切美智雄: “ グラファイトの岩石化学 ”, 月刊地球, 8, p. 39~45(1986).
 - 89) 高見美智夫, 西村祐二郎: “ 山口県東部の接触変成帯における炭質物の石墨化とK/Ar白雲母年代の若返り ”, 地質学雑誌, 106, p. 151~160(2000).
 - 90) 坂野昇平: “ 造岩鉱物の非平衡組織と変成帯の温度圧力履歴 ”, 月刊地球, 18, 3, p. 141~145(1996).
 - 91) 中村大輔: “ ザクロ石 - 黒雲母温度計について ”, 岩鉱, 91, p. 165~176(1996).
 - 92) 鈴木徳行: “ バイオマーカー炭化水素の立体異性化 ”, 月刊地球, 8, p. 45~53(1986).
 - 93) 大森琴絵: “ 四万十帯に記録された熱イベントからみた若い海洋プレートの沈み込み ”, 月刊地球, 号外, 23, p. 169~177(1999).
 - 94) 鈴木徳行: “ バイオマーカー地質温度計による堆積岩の古地温評価 ”, 堆積学研究会報, 27, p. 29~40(1987).
 - 95) 相原安津夫: “ 有機堆積岩 ”, 日本の堆積岩, 岩波書店, p. 191~216(1987).
 - 96) M. F. Middleton: “ Tectonic history from vitrinite reflectance ”, Geophys. Jour. Roy. Astro. Soc., 68, p. 121~132(1982).
 - 97) International Committee for Coal Petrology: “ International handbook of coal petrography, 2nd ed. ” (1963).
 - 98) 宮地 悟, 横井研一: “ 石油関連物質中に含まれるバイオマーカーの安定炭素同位体比に関する研究 ”, 石油開発技術センター年報(平成9年度), p. 92~97(1998).
 - 99) S. Mizutani: “ Kinetic aspects of diagenesis of silica in sediments ”, Jour. EarthSci., Nagoya Univ., 15, p. 99~111(1967).

- 100) 井沢英二：“資源の探査”，地球の観測．岩波講座「地球惑星科学」，岩波書店，p. 291～323(1996).
- 101) 井上厚行：“熱水変質作用”，資源環境地質学 - 地球史と環境汚染を読む - ，資源地質学会，p. 195～202(2003).
- 102) R. N. Clayton, J. R. Goldsmith, et al.：“Limits on the effect of pressure on isotopic fractionations”，*Geochim. Cosmochim. Acta*, 39, p. 1197～1201(1975).
- 103) D. E. Crowe：“Preservation of original hydrothermal ^{34}S values in greenschist to upper amphibolite volcanogenic massive sulfide deposits”，*Geology*, 22, p. 873～876(1994).
- 104) 酒井 均，松久幸敬：“安定同位体地球化学”，東京大学出版会，403p. (1996).
- 105) 森下祐一：“同位体地質温度計（応用）”，資源環境地質学 - 地球史と環境汚染を読む - ，資源地質学会，p. 293～298(2003).
- 106) J. R. O'Neil, R. N. Clayton, et al.：“Oxygen isotope fractionation in divalent metal carbonates”，*Jour. Chem. Physics*, 51, p. 5547～5558(1969).
- 107) R. N. Clayton, J. R. O'Neil, et al.：“Oxygen isotope exchange between quartz and water”，*Jour. Geophys. Res.*, 77, p. 3057～3067(1972).
- 108) R. N. Clayton, J. R. Goldsmith et al.：“Oxygen isotope fractionation in quartz, albite, anorthite and calcite”，*Geochim. Cosmochim. Acta*, 53, p. 725～733 (1989).
- 109) Y. Bottinga：“Calculation of fractionation factors for carbon and oxygen isotopic exchange in the system calcite-carbon dioxide-water”，*Jour. Phys. Chem.*, 72, p. 800～808(1968).
- 110) T. Chako, T. Mayeda, et al.：“Oxygen and carbon isotope fractionations between CO_2 and calcite”，*Geochim. Cosmochim. Acta*, 55, p. 2867～2882(1991).
- 111) J. Friedman and J. R. O'Neil：“Compilation of stable isotope fractionation factors of geochemical interest”，In M. Fleischer *Data of Geochemistry*, Six Edition, ed., U. S. Geological Survey Professional Paper, 440-KK, U. S. Government Printing Office, Washington, 12p. and 49 fig. (1977).
- 112) H. Ohmoto and R. O. Rye：“Isotope of sulfur and carbon”，In H. L. Barnes ed., *Geochemistry of Hydrothermal Ore Deposits*, 2nd ed., John Wiley & Sons, p. 509～567(1979).
- 113) 佐々木 昭：“同位体地質温度計”，*鉱山地質*，21, p. 42～57(1971).
- 114) Y. Bottinga：“Carbon isotope fractionation between graphite, diamond and carbon dioxide”，*Earth Planet. Sci. Lett.*, 5, p. 301～307(1969).
- 115) 和田秀樹：“同位体地質温度計と超高温変成作用”，*地学雑誌*，108, p. 158～176(1999).



「もんじゅ」実データに基づく熱過渡裕度評価 - 原子炉トリップ時の原子炉容器出口ノズルと 蒸発器給水入口管板 -

山田 文昭 森 健郎

敦賀本部 国際技術センター

Realistic Thermal Transient Margin Analysis of "MONJU" Based on Plant Performance Measurements
- Reactor Vessel Outlet Nozzle and Evaporator Feed Water Inlet Tube Sheet of the Manual Reactor Plant Trip -

Fumiaki YAMADA Takero MORI

International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office

「もんじゅ」の安全・安定なプラント運用技術、更には安全で経済的な高速増殖炉を建設するための最適設計技術を開発するために、運転を通して得られた実測データを用いて、適用された設計技術の評価を進めている。本報は、プラント電気出力40%までの試運転の過程で得られている原子炉トリップ時の実プラント特性を用いて、熱過渡事象の代表的な原子炉手動トリップの熱過渡解析と構造解析を行うことによって、原子炉容器1次冷却材出口ノズルと蒸発器給水入口管板に生じる熱応力を明らかにし、設計時の評価結果や制限値に対する裕度を評価した。

原子炉トリップ試験で試験予測挙動を上回る冷却材ナトリウム温度変化を示した原子炉容器1次冷却材出口ノズルの熱応力は、設計の評価結果に対して約50%にとどまる。また、通常蒸気ブロー試験で試験予測挙動を上回る水・蒸気温度変化を示した蒸発器給水入口管板は、疲れ累積係数の制限値に対して十分な余裕を有する。以上のことから、原子炉トリップ時の熱応力余裕は十分に確保されていることを確認した。

In order to develop technologies and achieve safe and stable operation of "Monju" as well as realize optimized design and construction of safe and economically competitive fast breeder reactors, the authors are evaluating design approach applied to "Monju" based on actually measured behavioral data during plant operations.

This report uses actual measured characteristic data of "Monju" during a plant trip test obtained at a commissioning stage with up to 40% power output and introduces plant thermal hydraulic behavior analysis in a representative thermal transient event, i.e. a manual plant trip. Thermal transient driven loads incurred by the reactor vessel outlet nozzle and by the evaporator feed water inlet tube sheet were further derived by structural analyses and were compared with the previously derived values in the design stage and with the limit values.

Though the reactor vessel outlet nozzle was exposed to larger temperature change in the trip test than the analytical prediction, the newly calculated mechanical load was about 50% of the previous evaluation in the design stage.

Also, the newly analyzed mechanical load incurred by the evaporator feed water inlet tube sheet in this event had a large margin against the limit value of cumulative damage cycle fraction, although the observed temperature disturbance in a steam blow test was wilder than the analytical prediction.

Thus we concluded that the "Monju" plant has an assured safety margin against thermal transient in plant trip events.

キーワード

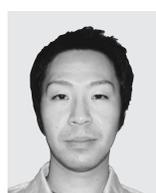
もんじゅ, 試運転, 熱過渡解析, 熱過渡余裕, 原子炉手動トリップ, 原子炉容器出口ノズル, 蒸発器給水入口管板, Super COPD, MSG, FINAS.

MONJU, Trial Operation, Thermal Transient Analysis, Thermal Transient Margin, Manual Reactor Plant Trip, Reactor Vessel Primary Sodium Outlet Nozzle, Evaporator Feed Water Inlet Tube Sheet, Super COPD, MSG, FINAS



山田 文昭

システム技術開発グループ
所属
システム評価チームリーダー
副主任研究員
「もんじゅ」動特性解析と設計技術評価業務に従事



森 健郎

システム技術開発グループ
所属
研究員
「もんじゅ」動特性解析と設計技術評価業務に従事

1. はじめに

「もんじゅ」の運転実績や経験を反映して、安全・安定なプラント運用方策の検討や、さらには安全で経済的な高速増殖炉（以下、高速炉と略す）を建設するための最適設計技術を開発するために、運転を通して得られた実測データを用いて、適用された設計技術の評価を進めている。これまでに、試運転の過程で得られているプラント電気出力40%までの試験結果から原子炉トリップ時の実プラント特性を把握し、それを用いて安全評価における代表的な事故時解析の余裕とその要因を定量的に評価した¹⁾。

次いで、「もんじゅ」の設計評価において特徴的な熱過渡解析評価について、プラント電気出力40%からのプラントトリップ試験（タービントリップによる原子炉トリップ試験。以下、出力40%トリップ試験と略す）で実測した主冷却系温度挙動と試験前の予測解析で得られた温度挙動（以下、試験前予測挙動と略す）や設計評価に用いた熱過渡条件と比べて差異が生じた箇所の挙動を対象に、熱過渡裕度評価手法を構築し、実プラントの熱過渡と設計余裕を評価した。この結果について報告する。

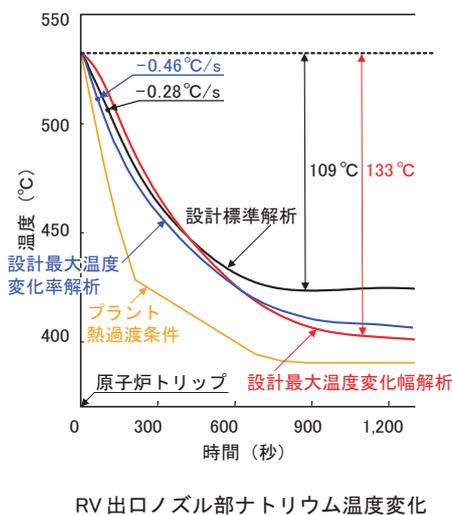
2. 熱過渡裕度評価手法

高速炉では、炉心で熱せられた冷却材ナトリウム（以下、ナトリウムと略す）は500 以上の高温となることや、原子炉容器（以下、RV と略す）出入口ナトリウムが100 以上の温度差を有するこ

とから、プラントトリップ時の厳しい熱過渡の影響を検討して、機器の健全性を確保している。このため熱過渡解析評価では、始めに原子炉施設の構造物にプラント寿命中どのような温度変化に何回さらされるかの熱過渡事象を定量的に算出し、事象ごとに熱過渡解析を行い、その結果から機器及び配管の部位ごとに構造解析の入力条件（以下、熱過渡条件と略す）を設定している。この熱過渡条件の設定においては、設計の不確定性や熱過渡解析の誤差を考慮して、ナトリウム温度の変化幅（ ΔT ）と変化率（ $\Delta T / t$ ）を厳しくする熱過渡余裕（工学的余裕係数という）を組み込み、構造解析を効率的に行えるよう簡易な折れ線として条件化している。

RV 1次冷却材出口ノズル（以下、RV 出口ノズルと略す）を例に工学的余裕係数の算出過程とプラント熱過渡条件を図1に示す。なお、RV 出口ノズルの構造解析では、プラント熱過渡条件を境界条件にRV 出口ノズル内部の熱過渡解析を行い、求めたナトリウム温度変化に工学的余裕係数を考慮し折れ線化した内部熱過渡条件を適用する。

工学的余裕係数の算出は、原子炉手動トリップを代表事象として、主冷却材温度変化に影響する崩壊熱や主循環ポンプ特性など標準的な条件の解析（ノミナル条件ともいう）と、各部位ごとに熱過渡上最も厳しい温度変化幅及び温度変化率となる条件の解析を行い、その解析結果の比から温度変化幅余裕係数（以下、（アルファ）と略す）と温度変化率余裕係数（以下、（ベータ）と略す）を求



	温度変化幅 (0~1,200秒)	温度変化率
設計標準解析	109	-0.28 /s
設計最大温度変化率解析	133	-0.46 /s
工学的余裕係数算出値*1	1.22	1.65
工学的余裕係数設定値	= 1.3	= 2.0*2
プラント熱過渡条件*3	142	-0.56 /s

* 1 : 工学的余裕係数 = 最大値解析 / 標準解析
 * 2 : RV 出口ノズルに限らず、全部位において一律 2.0とする
 * 3 : プラント熱過渡条件は、設計標準解析結果に工学的余裕係数を考慮し折れ線化したものである。この条件は、機器ノズル端、第1溶接線の配管側に適用する。出口ノズル構造解析の場合は、プラント熱過渡条件を境界条件とした内部熱過渡解析結果に工学的余裕係数を考慮した内部熱過渡条件が適用される。

図1 RV 出口ノズルの工学的余裕係数

めている。なお、 β は係数が最も大きくなるRV出口ノズルの1.65(図1参照)に余裕を持たせた2.0をすべての部位において設けている。

そこで本裕度評価では、原子炉トリップ時の実プラント特性に基づき、熱過渡事象で代表的な原子炉手動トリップ時の実プラントの熱過渡を明らかにし、設計評価結果や制限値に対する余裕を評価することとした。評価にあたっては、評価対象部位を選定し、実プラント特性を熱過渡解析と構造解析に組み込み、裕度評価する手法を構築した。図2に熱過渡裕度評価手法の概略図を示す。

具体的には、1995年12月1日に実施した出力40%トリップ試験結果の内、試験前予測挙動より早い温度降下を示したRV出口ナトリウム温度変化と、設計評価の出力100%からの原子炉手動トリップ時の熱過渡条件より早い温度上昇を示した蒸発器(以下、EVと略す)給水入口温度変化を評価対象とした。

評価方法は、熱流動解析コードに実プラント特性を組み込み、試験時解析から解析コードの解析精度を確認するとともに、試験時の機器内部の熱流動挙動の詳細を解析結果から把握することとした。さらに出力100%のプラント状態からプラントトリップ時の熱過渡解析を行い、出力40%トリップ時に生じたナトリウム温度挙動の再現性を

確認することとした。

次いで、熱過渡解析結果の温度と流量変化を解析条件にRV出口ノズルとEV給水入口管板の構造解析を行い、求めた発生熱応力と設計時の評価結果あるいは制限値と比較し、熱応力余裕を評価することとした。

3. 原子炉容器1次冷却材出口ノズル熱過渡裕度評価

「もんじゅ」主冷却系の概略系統図とタービントリップ試験シーケンスを図3に示す。

試験は、復水器真空度「低」の模擬信号によりタービントリップさせ、安全保護系の作動により原子炉は自動停止、1次及び2次主冷却系は主循環ポンプトリップからボーンモータによる低速運転に移行し、2次主冷却系は蒸気発生器(以下、SGと略す)側から補助冷却設備側に流路を切替え、原子炉の崩壊熱を空気冷却器(以下、ACと略す)で除熱するプラントシーケンスと性能を確認したものである。

ここで試験結果の原子炉トリップから約1時間までのRV出口ナトリウム温度変化と試験前予測挙動(単体機能試験結果及び総合機能試験結果を組み込んだ解析)及び設計評価の出力100%からの原子炉手動トリップ・プラント熱過渡条件を図4に

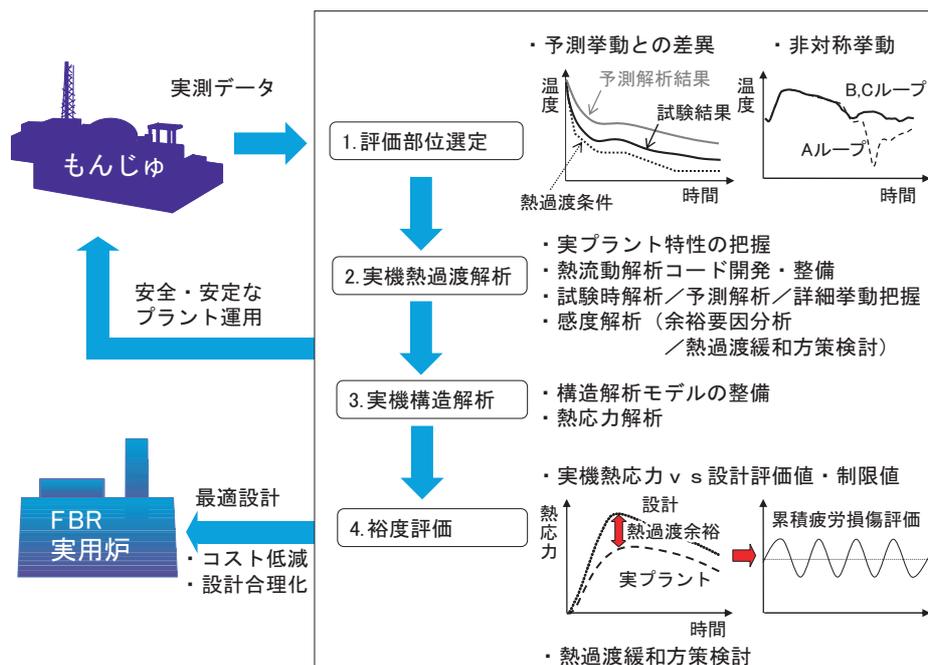


図2 熱過渡裕度評価手法

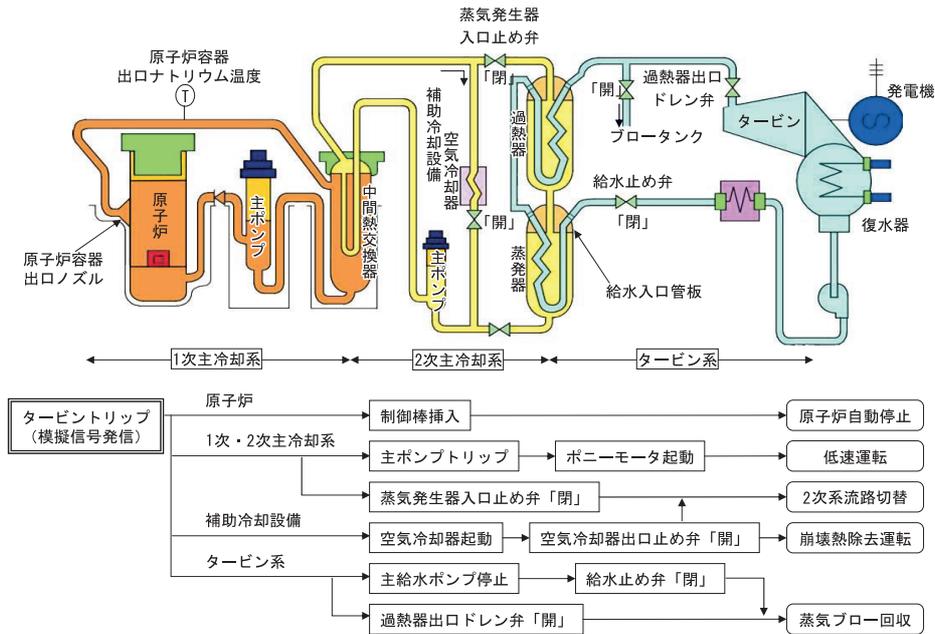


図3 「もんじゅ」主冷却系統とタービントリップ試験シーケンス

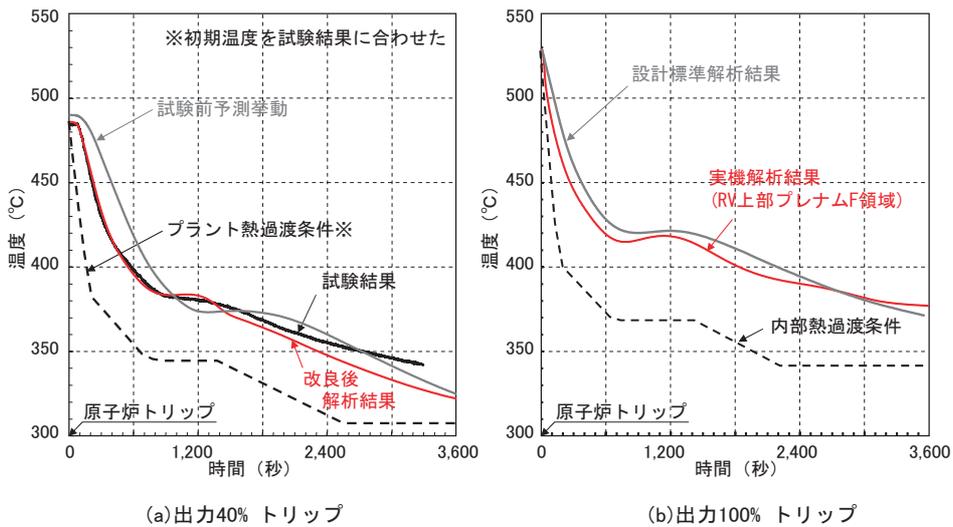


図4 RV出口ナトリウム温度変化

示す。

当該温度変化は、原子炉の自動停止と炉心流量の低下のバランスが適切な範囲内に維持されるものの、原子炉トリップから約900秒(15分)までに100を超える急な温度降下を示す。ここで試験結果は、プラント熱過渡条件の範囲(温度変化幅、温度変化率及び最高温度)に収まるものの、試験前予測挙動より早い温度降下を示した。

そこで、この温度降下の影響を確認するため、実プラント特性を組込んだ熱過渡解析を行い、その結果に基づきRV出口ノズルの構造解析から実

プラントの熱応力を明らかにし、設計評価結果に対する余裕を評価した。

3.1 熱過渡解析

原子炉トリップ時の実プラント特性をプラント動特性解析コードSuper COPD (Super Calculation of Plant Dynamics)³⁾に組み込み、試験時解析から実プラントの主冷却系ナトリウム挙動を精度良く模擬することを確認した。さらに、出力100%原子炉手動トリップ時の主冷却系ナトリウム温度挙動を予測した。

(1) 実プラント特性

RV 出口ナトリウム温度変化に影響するプラント特性は、原子炉トリップ時に低速運転に移行する 1 次主冷却系ポンプコストダウン特性及びボニーモータ運転時流量と、これに伴い生じる RV 上部プレナム内のナトリウム温度成層化挙動である。

原子炉トリップ時の RV 上部プレナム内の流況の模式図を図 5(a) に示す。

原子炉トリップ時は、内筒の上端から高温ナトリウムが溢流し、内筒下部の 2 段のフローホールから低温ナトリウムが流れ、出口ノズルで合流し炉容器から流出する。この上部プレナム内温度成層化の解消する挙動を把握するために、内筒の内

側には軸方向に温度計が設置されている。図 6(a) に原子炉トリップ時の上部プレナム内温度挙動の試験結果を示す。この結果から出力 40% トリップ時の RV 上部プレナム内の流況を確認した結果、内筒の上端を溢流する高温ナトリウムよりフローホールから流れる低温ナトリウムが早く炉容器出口に流出することが推察された。そこで、Super COPD の RV 上部プレナムモデルの高温領域(C 及び E 領域)を細分化するとともに、内筒フローホール流路圧損を見直す整備が施された。

改良 RV 上部プレナムモデルを図 5(b) に示し、それを用いた原子炉トリップ時の上部プレナム内ナトリウム温度解析結果を図 6(a) に示す。

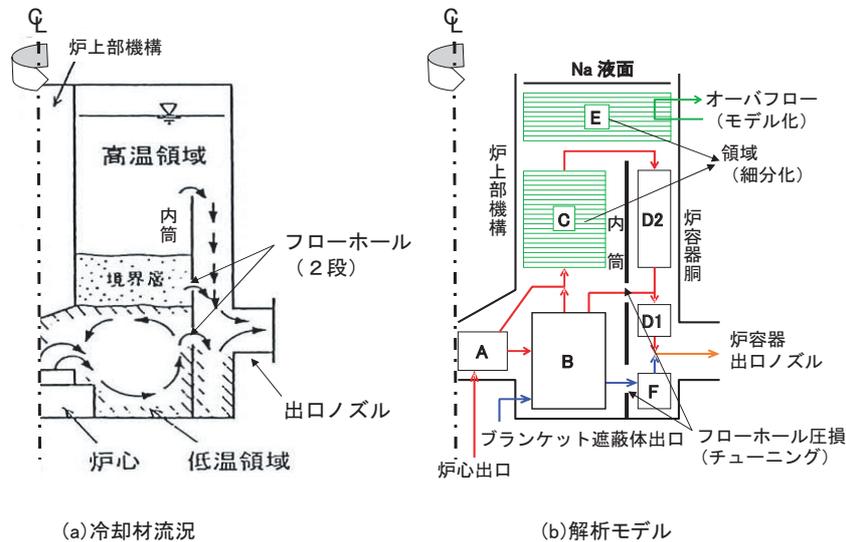


図 5 RV 上部プレナム内冷却材流況と解析モデル

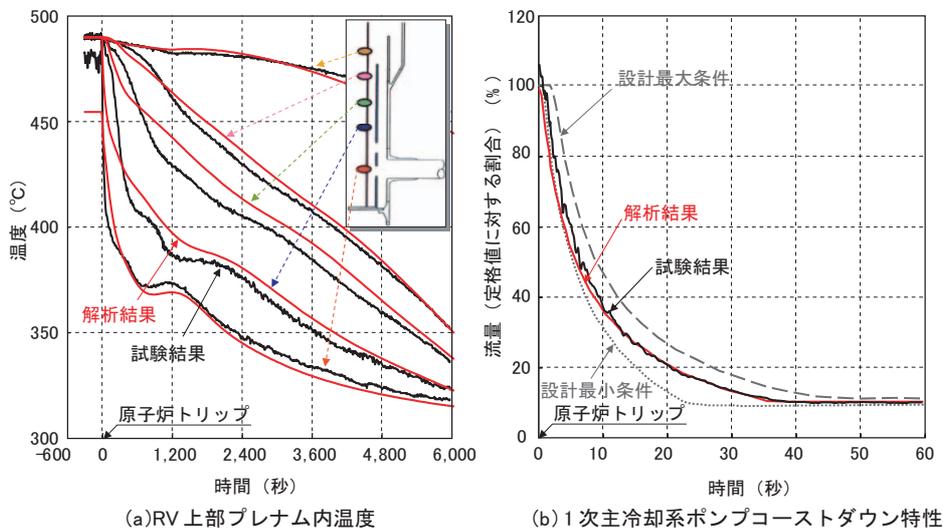


図 6 試験及び解析結果

これにより、RV 上部プレナム内のナトリウム温度成層化を解消した挙動は試験結果を良く模擬できるようになった³⁾。

1次主冷却系ポンプのコストダウン特性、及びその後のポンプモータ運転時流量と設計時に考慮した当該流量の誤差幅（振れ幅ともいう）を図6(b)に示す。実プラント特性は、設計で考慮した誤差の範囲内かつ標準値に近い特性を有する結果となった。また、解析は実プラントの流量特性を良く模擬した。

(2) 解析結果

RV 上部プレナム解析モデル改良後のRV 出口ナトリウム温度変化の解析結果を図4(a)の改良後解析結果に示す。

解析結果は、全体として試験結果を良く模擬している。特に、温度変化の大きい原子炉トリップ後900秒までは、RV 上部プレナム解析モデルの整備により試験結果と良く一致するようになった。

出力100%トリップ時のRV 出口ノズルのナトリウム温度変化の解析結果と設計時の標準的な条件による解析結果（以下、設計標準解析結果と略す）、内部熱過渡条件を合わせて図4(b)に示す。

解析結果は、設計標準解析結果に比べて、トリップから約300秒まで早い温度降下を示す。また内部熱過渡条件と比べるとトリップ直後には同程度の温度変化率となることが解析から予測された。

3.2 構造解析

熱過渡解析結果の温度及び流量変化を解析条件として、RV 出口ノズルの構造解析を行い、実プラ

ントに生じる熱応力を明らかにした。さらに、内部熱過渡条件による解析結果と比較し、設計評価結果に対する余裕を評価した。

(1) 解析条件

RV 出口ノズルの熱応力解析モデルを図7(a)に示す。

解析対象は、1次主配管とノズル接合部からRV 円筒胴の一部までとする。ノズルに発生する熱応力は、トリップ直後の比較的短期の熱過渡による板厚方向の温度差によるものが大きく、ノズル内面は熱しゃへい板により保護する構造としており、解析ではそれを考慮した。

解析は、汎用非線形構造解析システムFINAS (Ver.13)⁹⁾を用いて、対象を2次元軸対称でモデル化した。温度条件は、出力100%トリップ解析結果のRV 出口ノズル底部のナトリウム温度変化とした。なお、RV 出口ノズル底部（図5(b)RV 上部プレナム解析モデルF領域をさす）は、トリップ直後に内筒フローホールから流出した低温ナトリウムが滞留するため、温度変化が大きくなり保守的な解析結果を導く条件である。

(2) 解析結果

最大熱応力が生じたRV 円筒胴側の断面4の熱応力履歴の解析結果と設計条件の解析結果を合わせて図7(b)に示す。

解析結果は、急なナトリウムの温度降下に伴いノズル内外面の板厚方向の温度差により熱応力が発生し約300秒後にピークを迎える。その後は緩やかに減衰する。ピーク熱応力は、ノズル端側（主配管接合部）からRV 胴側にかけて大きくなり、

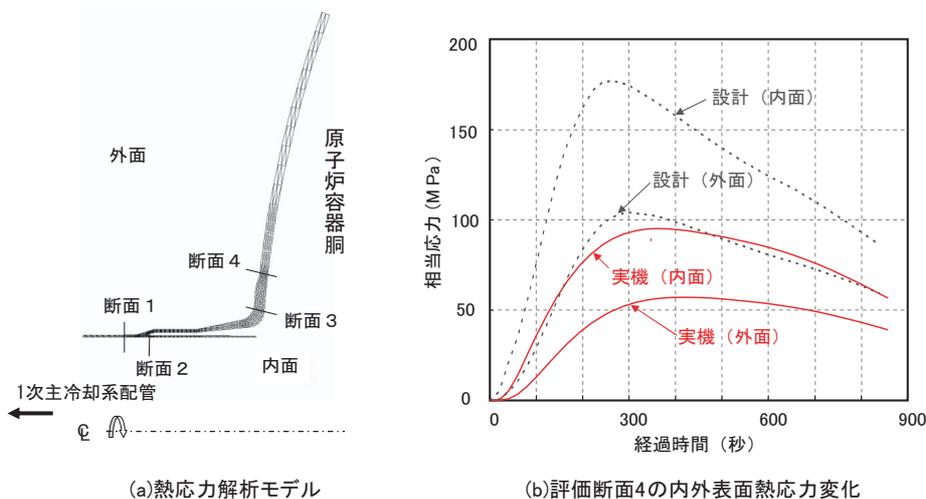


図7 RV 出口ノズル熱応力解析結果

いずれの断面も設計解析結果を大きく下回り、約40～50%の余裕を有する。

3.3 裕度評価

熱応力余裕の要因を分析するため、設計時にあらかじめ設けた余裕（及び）に最も寄与する機器の特性を熱過渡感度解析により抽出した。

出力100%トリップ時の実機解析条件から1次主冷却系ポンプコーストダウン及びボニーモータ運転時流量特性を設計時に考慮した最小条件に、2次側の流量特性を最大条件としたRV出口ナトリウム温度変化幅の感度解析結果を図8(a)に示す。

解析結果は、設計最大温度変化幅解析結果と同程度の温度変化幅を有する。したがって、RV出口ノズルのに最も影響する特性は、1次及び2次主冷却系ポンプコーストダウン及びボニーモータ運転時流量の特性であり、設計で考慮した誤差幅が熱過渡余裕の要因となっている。

同様にRV内筒フローホール流量を設計時に考慮した最大条件とした温度変化率の感度解析結果を図8(b)に示す。解析結果は、設計最大温度変化率解析結果と同程度の温度変化率を有する。したがって、RV内筒フローホール流量の設計誤差幅が熱過渡余裕の要因となっている。なお、主冷却系ポンプコーストダウン特性及びボニーモータ運転時流量の変動は小さいものと推察されることから、今回得られた熱過渡余裕はプラント寿命中において

確保されるものと評価した。

4. 蒸発器給水入口管板熱過渡裕度評価

出力40%トリップ時のSG通常蒸気ブロー過程におけるEV給水入口温度変化の試験結果と設計評価の出力100%トリップ熱過渡条件を図9(b)に示す。なお、試験結果は、配管外表面温度変化から1次元熱伝導の逆計算により配管内水・蒸気温度を算出したものである。

当該温度変化は、熱過渡条件の最高温度より低いものの、初期温度より約60℃上昇する挙動を示した。また温度上昇の開始は給水入口水室ごとに異なる結果となった。

そこで、蒸気ブロー過程における伝熱管内水・蒸気挙動の詳細を熱過渡解析から把握し、その結果に基づく給水入口管板の構造解析から、実プラントに生じる熱応力を明らかにし、給水入口温度上昇の影響を評価した。

4.1 熱過渡解析

ナトリウム加熱蒸気発生器熱流動解析コードMSG（Multi Dimensional Thermal Hydraulics Analysis Code for Steam Generators）⁹⁾を用いて、伝熱管内の水・蒸気挙動の詳細を把握できるようにEV解析モデルを構築するとともに、管内の高温蒸気が給水入口側に流入する現象の解析を行うため、MSGコードに逆流解析機能の追加を行った。これを用いて試験時解析を行い、解析コードの解析精度を確認するとともに、蒸気ブロー過程にお

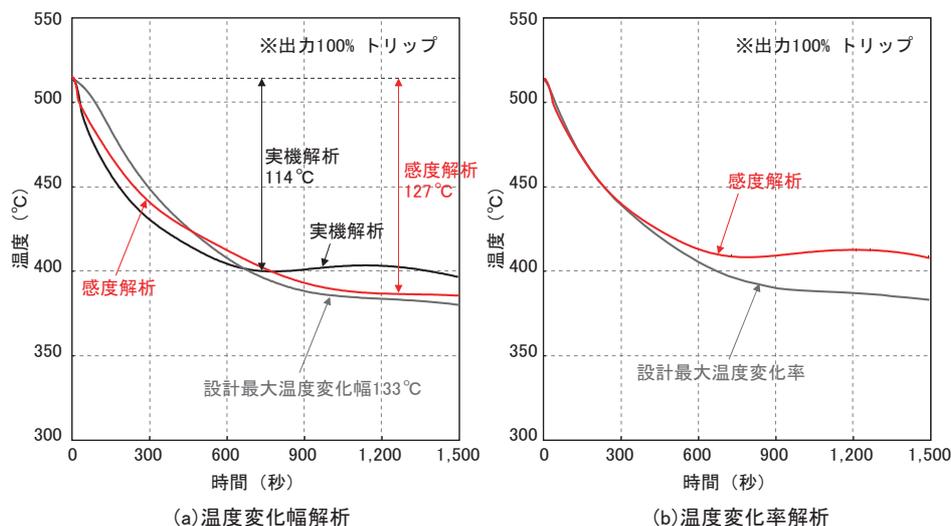


図8 熱過渡感度解析

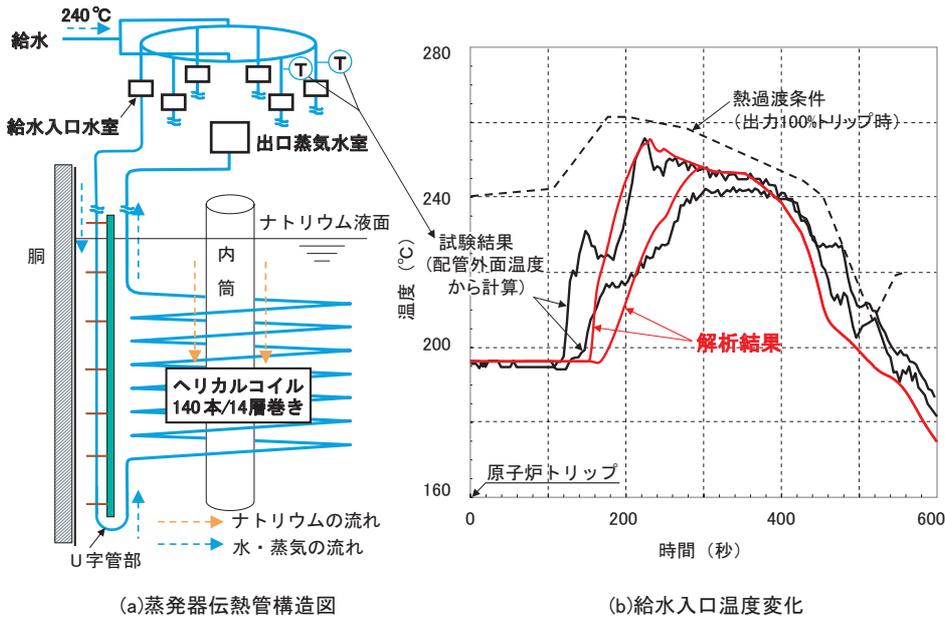


図9 蒸発器給水入口温度変化

ける伝熱管内水・蒸気の詳細挙動を把握した。さらに定格出力運転状態から蒸気ブローにおける給水入口温度変化を予測した。

(1) 解析条件

通常蒸気ブロー時のSG伝熱管内水・蒸気は、EV及び過熱器（以下、SHと略す）内の余熱除去促進のために、下流側のSH出口ドレン弁を開き、約10分間でこれをブロータンクに回収する（図3参照）。SG内ナトリウムは、2次主冷却系の流路を

補助冷却設備側に切替えるために、SG入口止め弁をトリップ後約70秒で全閉した後は極低流量状態となる。

EVの解析モデルを図10に示す。EVは、ナトリウム側を2次元、14層のヘリカルコイル伝熱管を層ごとに代表して14本モデル化した。

解析は、容器内ナトリウムの流速、温度及び管内水・蒸気の流速、温度、圧力の空間分布とその時間変化を計算することとし、試験結果のナトリ

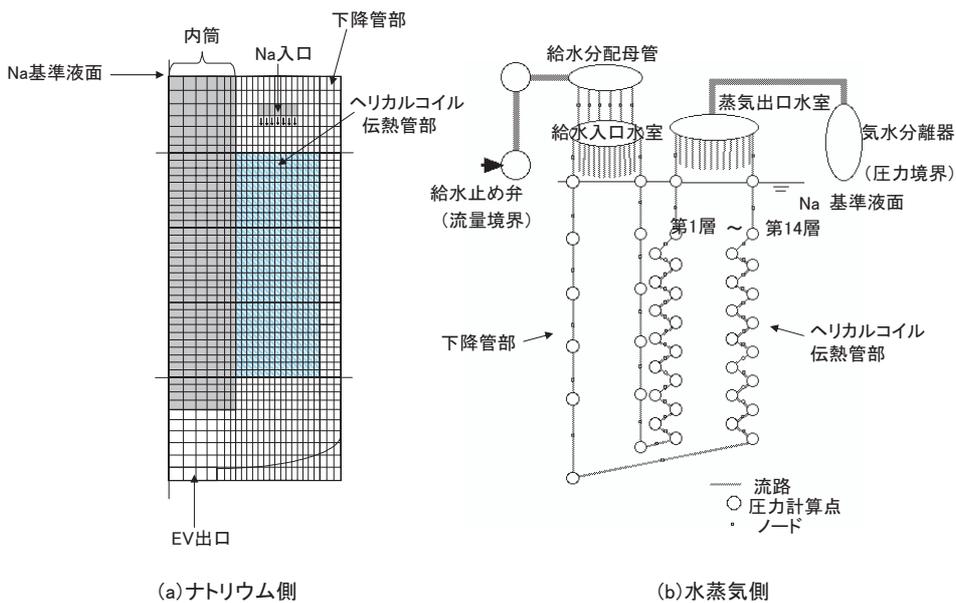


図10 蒸発器解析モデル

ウム入口温度・流量及び入口給水温度・流量，出口蒸気圧力を境界条件とした。

(2) 解析結果

給水入口温度の解析結果を図9(b)に示す。

解析結果は，試験結果と比べ温度上昇の開始が異なるもののおおむね試験を模擬する。

伝熱管の伝熱部中心(ヘリカルコイル管)，下降管(ダウンカマ管)下部及び給水入口部の水・蒸気流量の解析結果(最外層伝熱管)を図11(a)に示す。

伝熱管内の水・蒸気は，給水遮断後，ヘリカルコイル部の高温蒸気，約100秒以降からヘリカルコイル下部予熱域(U字管部図9(a)参照)，ダウンカマ管の水・蒸気，給水入口部の給水が減圧に伴い沸騰膨張し順次放出される。この時，沸騰した管内蒸気は給水入口側にも流入し，給水管板を通過する水・蒸気温度は最大で初期温度から約80上昇した。また，伝熱管毎に管内水の沸騰に伴う挙動が異なり，給水入口水室ごとに給水入口温度上昇の開始も異なることが明らかとなった。

出力100%から蒸気ブローした場合の給水入口温度変化の解析結果を図11(b)に示す。給水入口温度は約40 上昇にとどまり，設計の熱過渡条件の温度上昇幅と同程度となった。これは，EVナトリウム入口温度と給水入口温度の差が出力40%時の265 より，出力100%時は230 と狭くなるのが要因であると推察される。

4.2 構造解析

出力40%からの通常蒸気ブローにおける給水入口温度上昇の給水入口管板への影響を確認するため，熱過渡解析結果に基づきその構造解析を行った。

(1) 解析条件

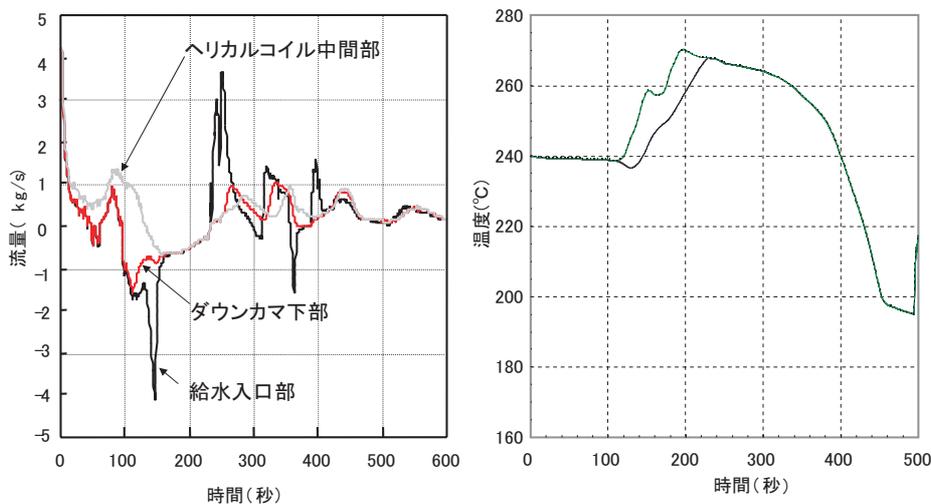
給水入口管板の解析モデルを図12(a)に示す。

管板部(リガメント部)は，管穴を菱形に配置する。解析は，応力的に厳しくなる中央の伝熱管穴内面と菱形配置の頂点の1本の伝熱管穴内面に，早く温度上昇を開始する温度条件，あるいは遅く温度上昇を開始する温度条件を与え，その他の伝熱管穴内面にはその逆の温度条件とした。また給水水室内面には，平均的な温度変化を解析条件とした(図9(b)参照)。

(2) 解析結果

菱形頂点の伝熱管穴内面に遅く温度上昇を開始する解析条件を与えた解析結果を図12(b)に示す。

解析結果は，熱応力が最も大きく生じ，約150秒後に遅い温度上昇を与えた伝熱管壁周囲で最大約240 MPa生じ，その後は温度降下とともに熱応力は低下する。この最大熱応力は胴部(リム部)とリガメント部の境界に生じるたが締め熱応力と管壁周囲に生じる局所的な熱応力の両方が重畳したためである。また，リガメントの中心部及びリムリガメントの境界部は，それぞれ最大約150 MPaと約100 MPa生じるものの，緩やかな熱応力となった。



(a) 伝熱管内水蒸気流量

(b) 出力100%トリップ給水入口温度

図11 熱過渡解析結果

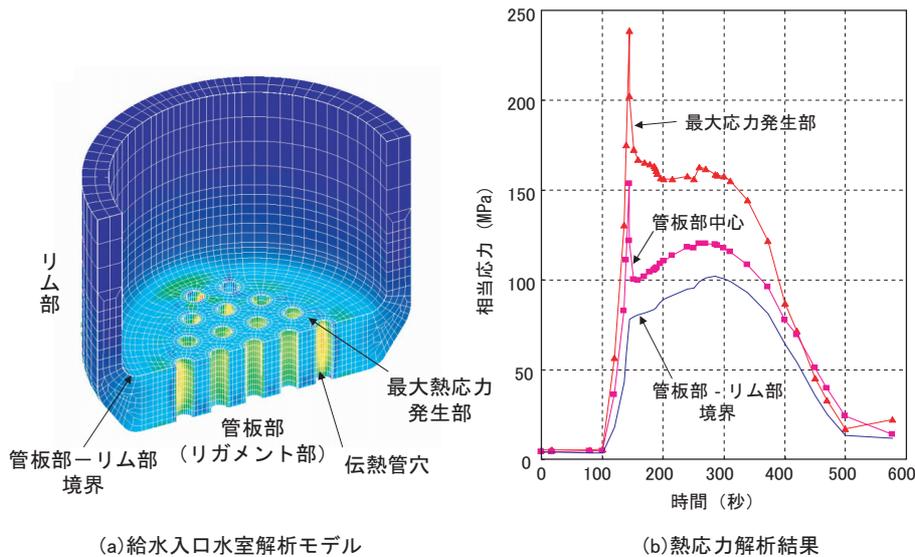


図12 給水入口管板熱応力解析結果

4.3 裕度評価

構造解析結果に基づき、約250回の原子炉手動トリップ時の疲れ累積係数を算出した。その結果、最大熱応力が生じた伝熱管壁周囲で0.00164となり、伝熱管毎に給水入口温度上昇に差が生じたとしても、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年10月30日通商産業省告示第501号）の制限値1.0に対して十分な余裕を有することを確認した。

5. おわりに

「もんじゅ」の試運転の過程におけるプラント電気出力40%までの実プラント特性を用いて、熱過渡事象の代表的な原子炉手動トリップ時の原子炉容器1次冷却材出口ノズル及び蒸発器給水入口管板の実プラント熱応力を明らかにした。トリップ後に原子炉容器出口ナトリウム温度が早く降下した場合でも、原子炉容器1次冷却材出口ノズルに生じる熱応力は、設計時の評価結果に対して約50%にとどまり、十分な余裕を有する。また、原子炉トリップと同時に進行される通常蒸気ブローで生じる蒸発器給水入口温度上昇は、伝熱管内水・蒸気の減圧を伴う沸騰膨張により蒸気が給水入口側に流入することによるものであり、伝熱管ごとに温度上昇の開始は異なることが詳細解析から明

らかとなった。給水入口温度上昇の給水入口管板への影響を確認した結果、実プラントに生じる熱応力は、疲れ累積係数の制限値を十分に下回り余裕を有することを確認した。

ここで整備した熱流動解析コードや熱過渡裕度評価結果は、試運転時の運転計画や予測挙動解析に反映して行く。また、試運転から得られる実データに基づき、今後も着実に設計技術評価を進め、安全・安定なプラント運用やFBR実用炉の検討に反映して行く予定である。

参考文献

- 1) 西田和弘, 北村謙治, 山田文昭, 他: “「もんじゅ」実測データに基づく安全裕度評価”, サイクル機構技報, No.10(2001).
- 2) 大滝明, 大平博昭, 他: “プラント動特性解析コードSuper COPDの開発”, 動燃技報, No.76,p.27-36(1990).
- 3) 宮川明, 加藤満也: “プラント動特性解析コードSuper COPDの整備I”, 日本原子力学会「1999年春の年会」H44(1999).
- 4) 動燃, “汎用非線形構造解析システムFINAS version13.0”.
- 5) Mets P., Yoshikawa S.: “Validation of the MSG for CFD Modeling of Sodium Heated Steam Generators”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.38, No.12 (2001).



東海事業所におけるユーティリティ設備の運営管理の現状

石黒 信治 菊池 明夫

東海事業所 建設工務管理部

The Current Status of the Utility Facility Management in JNC Tokai Works.

Nobuharu ISHIGURO Akio KIKUCHI

Construction and Maintenance Division, Tokai Works

東海事業所建設工務管理部工務課が担当する電気、蒸気、水などのユーティリティ設備は、最新のものから、竣工後30年以上運用されているものまで、種々のものがある。このため、最近それらの設備のうち老朽化が進行している装置については安定に運転を維持することが、難しくなりつつある。

これらユーティリティ設備を、安全、かつ安定に管理運営するためには、設備本体の点検や保守を行うとともに、運転情報の分析、運転員の教育、これら全体を確実に管理する仕組みが重要である。この管理を確実に実施することによって、ここ数年間、設備の不具合が減少している。

今回は、担当するユーティリティ設備の管理の実態について報告する。

最後に、工務課における危機管理の事例についても紹介する。

The utility facilities operated by Construction and Management Department of Tokai works have come of various ages, ranging from zero to 30 years since the start of operation. Therefore, operational stability of utility supplies such as electricity, steam and, water have been difficult to maintain.

In order to contribute to safety and stability, it is important to manage all utility equipment systematically, while at the same time conducting inspection and maintenance, analysis of operation data and training of workers.

Number of equipment problem in recent years has decreased due to such management efforts.

This report outlines the actual activities of utility operational management systems.

At the end of this report, the actual activities of risk communication on the Maintenance Section of our division are also described.

キーワード

ユーティリティ設備、運転管理、設備点検、保守、業務管理体系、危機管理、品質管理

Utility Equipment, Operational Management, Equipment Inspection, Maintenance, Business Management System, Risk Communication, Quality Control.



石黒 信治

技術主幹
再処理工場分析業務、
RETF設計、電気、ユーティ
リティ、通信、情報施設運
転管理業務に従事



菊池 明夫

課長代理
再処理工場、東海事業所内
ユーティリティ供給施設等
の運転管理業務に従事

1. はじめに

東海事業所建設工務管理部工務課は、所内の原子力施設が安全、安定に運転できるように、各種ユーティリティ（電気、水、蒸気等）の製造と供給を担当しており、これらユーティリティ所掌設備の運転管理について取りまとめた。

施設の設備紹介は種々の文献に投稿されており¹⁾、本稿では、直近約5年間（1998年から2003年2月まで）の運転管理について取りまとめたものである。

運転管理として、管理体制、設備点検・保全、運転情報、教育、品質管理等について述べる。

2. 運転管理の概要

2.1 運転管理の範囲とその対応

工務課担当のユーティリティ供給設備の管理範囲を、図1～図4に示す。

- (i) 電気については、特高変電所において、東京電力から15万4千Vで受電し、トランスで6.6kVに降圧後、所内二次変電設備に配電している。所内二次変電設備では、更に400V、200V、100Vに降圧し各負荷設備の分電盤等に配電している。
- (ii) 工業用水（工水）については、阿漕ヶ浦から取水し、所内浄水設備、配水設備を経て、各施設の受水施設まで供給している。

一方、飲料水（上水）については、法令区分上、専用水道に区分され、水質処理設備、配水設備を経て、基本的には上水本管まで供給している。

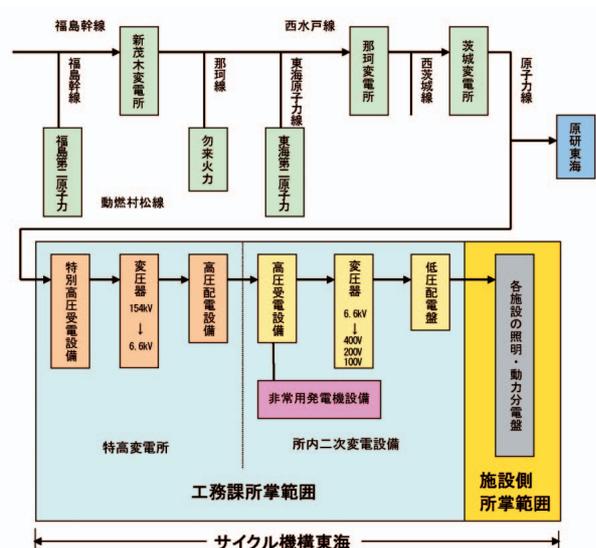


図1 電気設備

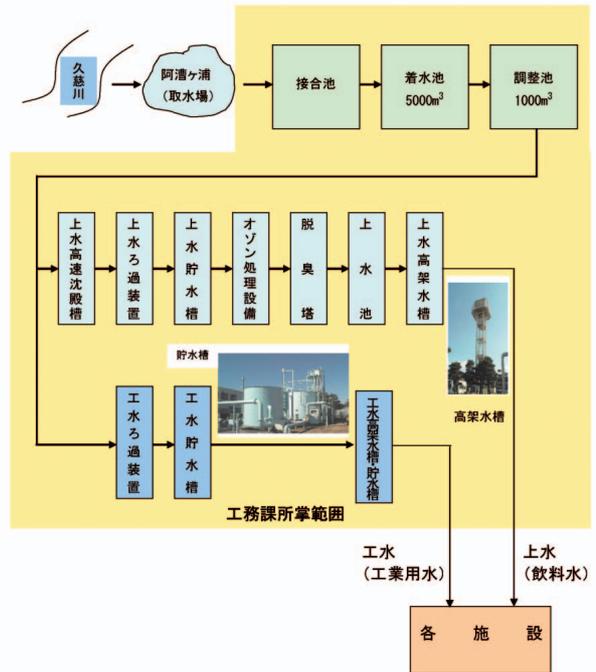


図2 工業用水・上水設備

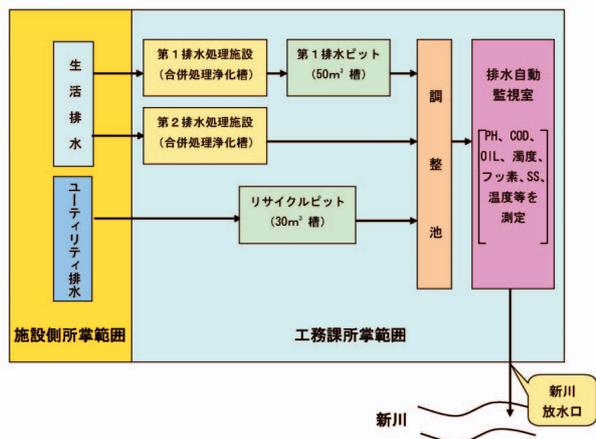


図3 排水設備

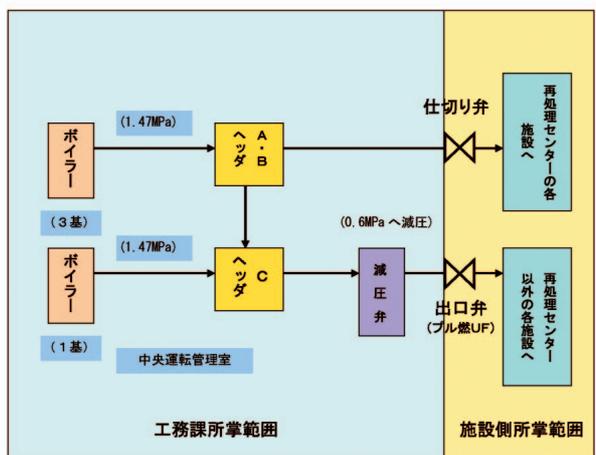


図4 蒸気設備

(iii) 排水については、生活排水及びユーティリティ排水を事業所構内に敷設してある排水本管から排水処理施設等を経て、新川放水口までとしている。

(iv) 蒸気については、中央運転管理室(TUC)において製造し、所内各所に供給している。再処理施設は施設近傍の仕切り弁まで、プルトニウム燃料施設(プル燃)はユーティリティ施設(UF)で蒸気を受けヘッダで分配し、UFの出口弁まで供給している。その他の一般、ウラン取扱施設等についても、その分界点を定めて運用している。

これらの管理範囲(責任分界点)は、原則としてその範囲を図面や、各施設との打合議事録などに詳細にまとめ、書面として製本し、関係する部署に配布し、供給先及び工務課両者了解のもと、情報の共有化を図っている。

しかしながら、上記で責任分界点を決めているが、個々のところでは、図面化できにくく、不十分なところもあった。すなわち、膨大なユーティリティ供給系統のなかには、工務課の担当者だけが理解しており、図面化になっていないもの、責任分界点が供給先の部署との間で了解が得られていないもの、双方の部署で協議が進められているものの、担当者間で明確に分界点が定められないものなどであった。

このようなことから、供給先の責任者との間で一つずつ、供給先の事情を踏まえ、管理範囲を定めることが急務であり、この管理範囲を明確に定めることがユーティリティ管理の第一歩であった。

管理範囲が不明確になった原因としては、過去の度重なる追加工事等による供給系統の複雑化や、担当者の配置換えによる情報伝達不足、認識不足があったと考える。

個々の細部については、書面では決めづらいものもあり、ひとつひとつ図面や考え方を作り、管理責任者を決めなければならないものもあった。

常に、管理範囲について、気をくばり、必要により、供給先と協議し、両者の了解事項を図面や、議事録等に記録し、印刷等製本して明確にしておくことが大切なことである。

新規施設についても、同様である。

2.2 工務課業務の体系

工務課担当の業務の体系は、図5に示す。

業務の体系は、設備の維持管理、設備の運転、ユーティリティ施設の将来計画の策定、3つのカテゴリーに分類される。

この3つのカテゴリーのもとに、設備が運転され、安全、かつ安定したユーティリティを供給することができる。

この体系の細部は、年々変化、更新されているが、管理体系の基本は変わらずに維持されていると考えている。

その概要を以下に示す。

3. 設備の維持管理

3.1 設備点検

工務課担当の電気設備、機械設備の設備点検を行うため、事前に、保守計画書を作成し、その設備ごとに、部位、期間、点検内容等を定めている。

保守計画書は、次の3編で構成され、必要に応じ見直しがされている。

非常用発電設備²⁾

受変電設備

機械設備

その保守計画書には、設備ごとの点検項目、点検内容、頻度を示している。点検内容には、必要に応じ管理値を示している。これにより、費用対効果に優れ、かつ設備機能の健全性の維持を図っている(表1参照)。

一方、日常点検、定期点検等のフォローとして、第三者(メーカー等)による特別点検を実施した。

この特別点検により、それまで実施した点検の検証ができ、かつ各施設の経年劣化の様子を総合的に判定できるものとした。

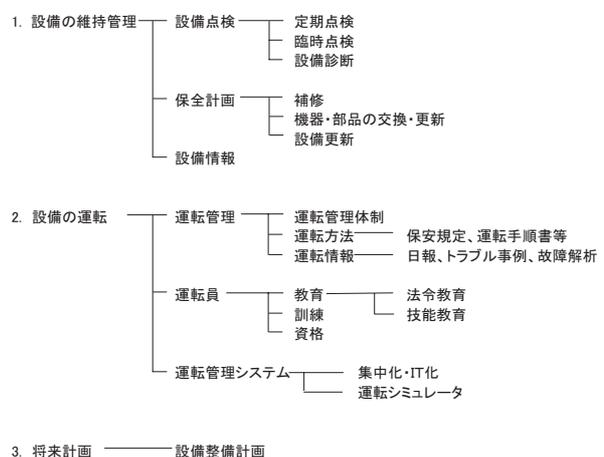


図5 工務課業務(ユーティリティの安定供給)の体系

表1 配電盤の点検項目の例

日常点検項目の例

4. 配電盤・動力盤

No.	点検部	点検内容	備考
1	受電状態	受電表示ランプの点灯を確認	
2	遮断器	遮断器の投入・開放状態を表示ランプ等により確認	
3	遮断器バネ蓄勢	蓄勢位置にあることを確認	パネ式のみ
4	操作・制御切換えスイッチ	入・切・遠方・直接・中央・自動・手動等の位置を確認	
5	電圧計	電圧計の表示を確認し値を記録する	

年次点検項目の例

20. 閉鎖形配電盤

区分	No.	点検部	点検内容	点検頻度	備考
本体	2	盤本体及び内部	母線、制御配線、操作配線、表示用配線、その他の配線、支持物、接続部、端子部のゆるみの有無を点検し、ゆるみのある場合は増締めする	1回/1年	
			表示灯の点灯確認、ソケット等の損傷の有無の点検		
			異物混入の有無の点検		
			ケーブル引込み口等開口部の小動物侵入防止処置の確認		
			盤内結露有無の点検、雨水の侵入、穴あきはないか		
			パッキンの損傷、劣化の有無を点検		

一例として、一部の電気設備点検について、設備製作担当メーカー以外の会社に別途、設備の信頼性、安全性、定検方法の診断を実施したことがあった。

その結果、種々の改善点が見つかり、予防保全の観点からも有効に対応することができた。

3.2 保全計画

受変電設備の機器・部品の交換時期については、上記3.1で示した保守計画書の「受変電設備中で」、「日本電機工業会（JEMA）の調査報告書」等の「機器・部品交換時期」に準じ、その交換時期の目安を記載している（表2参照）。又、機械・部品で構成されている高圧受変電設備（屋内・外）等についても、更新の目安年数も記載している（表3参照）。この交換・更新の基準に基づき、すべての保全計画を一覧表としてまとめている（表4参照）。

基本的には、この更新計画一覧に基づき、各機器・部品の交換・更新を行うが、突然の不具合のため優先的に交換・更新を行うこともあり、予定どおり実施できないケースもある。その都度、費用対効果を検討し、保全計画の見直しを行っている。

以上、電気設備のみ紹介したが、同種の保全計画は、機械設備についても同様に実施している。

3.3 設備情報

工務課担当設備においては、設備の業務範囲（責

任分界点）、施設図面集、外部発表資料、技術報告等をできるだけ書類で製本化している。

これら設備情報の作成に当たっては、管理担当者のみならず、運転担当者にも、図面、手順等の作成を行わせている。

これら設備情報の作成は、担当者の技術的能力の向上に寄与することはもちろんのこと、業務の改善につながるものが少なくない。

また、これらの設備情報がベースとなって、設備管理の情報が有機的、体系的に整備され、技術蓄積、伝承を図っている。

4. 設備の運転

4.1 運転管理

(1) 運転管理体制

工務課におけるユーティリティ供給のための運転管理体制を、図6に示す。

電力の供給については、運転電気チームを中心に、一元的に管理されている。所内の受変電設備のうち、その重要電気設備ごとに要員を配置し、24時間3交替体制で常時監視を行っている。再処理施設は再処理ユーティリティ施設（再UC）で、ブル燃はUFで給電状態を、ほぼ一元的に監視している。

一方、上水、蒸気供給及び排水設備については、次のとおりである。

上水設備の要員は一ヶ所で集中的に、24時間3交替体制で常時運転監視対応を行っている。

排水設備の運転管理については、バッチ方式で運転管理され、要員は休日を除いた出勤日のみの対応

応としている。ただし、長期休日がある場合は、3～4日に一度の割合でバッチ運転を行っている。

蒸気設備の運転管理については、特級ボイラー主任技術士のもと、日勤運転要員と3交替運転要員との複合管理体制で管理運転を行っており、再処理施設への蒸気設備の一部も工務課で担当していることから、24時間3交替2名体制で、蒸気停止等の異常時に備え、迅速かつ正確な対応ができるように要員が確保されている。

(2) 運転方法

具体的な運転方法は、設備ごとのマニュアル、手順書、要領書の中で示している(図7参照)。また、全停電やユーティリティ供給停止等の異常については、必要設備について異常時対応の手順を定めて、マニュアル化している。

(3) 運転情報・故障情報

工務課担当設備について、日常点検、年次点検等で示される点検結果や改善提案等の運転情報に加え、担当設備で発生した不具合や、故障の情報についても、データベース化している。これらの基礎データは、品質管理上、設備の特性や、予防保全を行うために最も重要なものである。

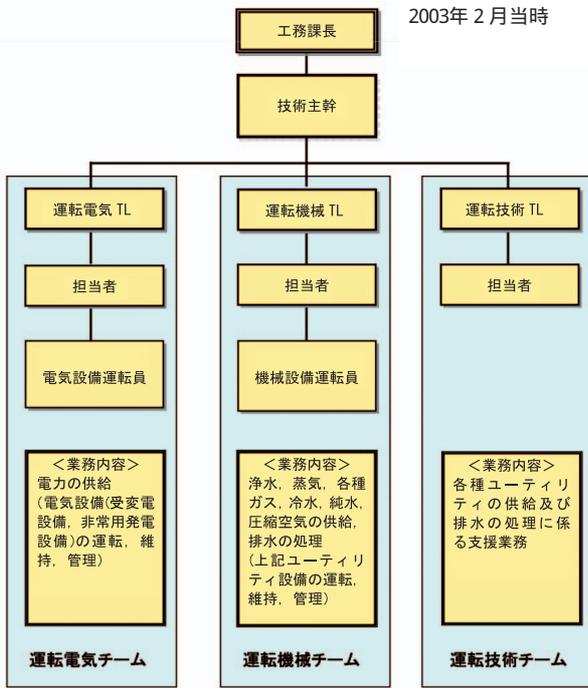


図6 工務課組織体制図

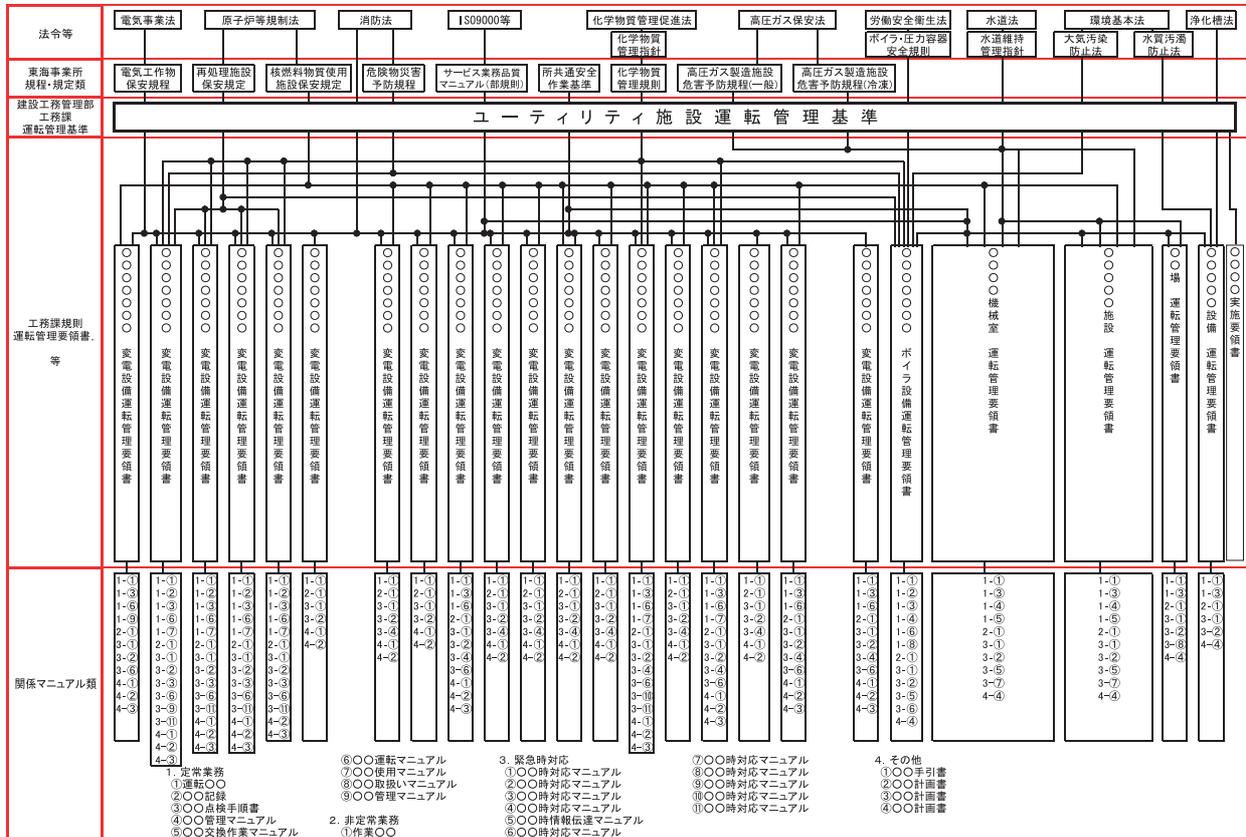


図7 ユーティリティ施設運転管理基準類関連図(参考)

このデータベースのうち、電気設備及び機械設備の不具合については、毎年、原因別、施設区分別、経年区分別等の条件のもとに区分して、データ解析を行って、評価している（図8参照）。

評価の結果、日常点検、週例点検、月例点検、年次点検において、重点的に行う項目や追加項目などの見直しを行っている。

4.2 運転員

(1) 教育（法令教育と技能教育）

従業員の教育は、法令教育と技能教育に大別されている。

法令教育については、労働安全衛生法、消防法、高圧ガス保安法、各種保安規定等に基づき法令上要求されるものである。

技能教育については、設備の運転手順、異常対応等の技能に関するものである。

工務課の法令教育は、法令、保安規定、事業所規定等で定められていることから、確実に、規定時間どおりの内容を行う必要がある。人事異動もあることから、個人ごとに、教育一覧表を作成し、抜けもれがないような管理をしている（表5参照）。

技能教育については、設備・装置の構造、仕組み、運転手順を習得させている。工務課が新しい設備・装置を所管した場合には、管理担当者、運転担当者で作業マニュアルを作成し、設備・装置の理解を深めている。

受変電設備の計画停電作業時には、作業ごとに作業マニュアルの作成のほか、作業時に生じる可能性のある異常時に対する対処手順をケースごとに作成している。主な異常事象を把握し、ケースごとに分類することにより、ほとんどの異常時対応が体系的に整備され、実際に対応した技能教育

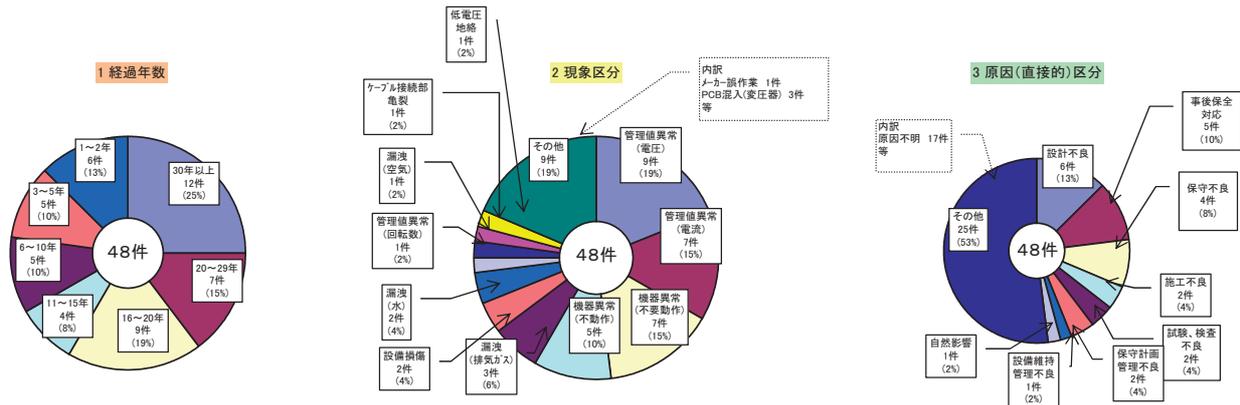


図8 工務課不具合案件のまとめ(例)

表5 工務課課員の保安教育・訓練管理表 サンプル

法律		炉規法																規定 (内開)	合計 (内開)	結果			
規定類等		①再処理施設保安規定																					
対象者区分		付帯設備の運転等を行う従業員																					
教育項目		関係法令、保安規定及び設置承認申請書				再処理施設等の構造、性能及び操作				放射線管理				非常時の場合に採るべき措置									
保安訓練回数		1回/年及び改正の都度				安全管理に関する基本的事項				付帯設備に係る事項				安全上重要な技術上の注意事項、過去の事故事例等									
名前	所属	チーム	計画日	実施日	実績(%)	計画日	実施日	実績(%)	計画日	実施日	実績(%)	計画日	実施日	実績(%)	計画日	実施日	実績(%)						
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/10	60	11/25~11/29	11/29	30	11/25~11/29	11/29	30	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/22	60	5/27~5/31	5/29	60	5.0	5.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/10	60	11/25~11/29	11/29	30	11/25~11/29	11/29	30	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/24	60	5/27~5/31	5/29	60	5.0	7.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/11	60	11/25~11/29	11/27	30	11/25~11/29	11/27	30	1/27~1/31	1/28	60	7/22~7/26	7/24	60	5/27~5/31	5/30	60	5.0	7.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/10	60	11/25~11/29	11/26	30	11/25~11/29	11/26	30	1/27~1/31	1/28	60	7/22~7/26	7/26	60	5/27~5/31	5/29	60	2.0	2.5	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/10	60	11/25~11/29	11/26	30	11/25~11/29	11/26	30	1/27~1/31	1/28	60	7/22~7/26	7/26	60	5/27~5/31	5/29	60	5.0	5.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	3/3~3/5	60	11/25~11/29	3/3~3/5	30	11/25~11/29	3/3~3/5	30	1/27~1/31	3/3~3/5	60	7/22~7/26	3/3~3/5	60	5/27~5/31	3/3~3/5	60	5.0	5.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	3/3~3/5	60	11/25~11/29	3/3~3/5	30	11/25~11/29	3/3~3/5	30	1/27~1/31	3/3~3/5	60	7/22~7/26	3/3~3/5	60	5/27~5/31	3/3~3/5	60	5.0	5.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/10	60	11/25~11/29	11/26	30	11/25~11/29	11/26	30	1/27~1/31	1/31	60	7/22~7/26	7/22	60	5/27~5/31	5/27	60	5.0	5.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/10	60	11/25~11/29	11/29	30	11/25~11/29	11/29	30	1/27~1/31	1/31	60	7/22~7/26	7/24	60	5/27~5/31	5/27	60	2.0	2.5	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/9	60	11/25~11/29	9/9	60	11/25~11/29	9/9	60	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/24	60	5/27~5/31	5/29	60	5.0	5.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/9	60	11/25~11/29	11/25	30	11/25~11/29	11/25	30	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/22	60	5/27~5/31	5/29	60	5.0	5.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/9	60	11/25~11/29	11/25	30	11/25~11/29	11/25	30	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/22	60	5/27~5/31	5/27	60	5.0	5.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/12	60	11/25~11/29	11/29	30	11/25~11/29	11/29	30	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/26	60	5/27~5/31	5/29	60	2.0	2.5	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/13	60	11/25~11/29	11/25	30	11/25~11/29	11/25	30	1/27~1/31	1/31	60	7/22~7/26	7/22	60	5/27~5/31	5/31	60	5.0	5.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	5/24/9/12	150	11/25~11/29	11/26	30	11/25~11/29	11/26	30	1/27~1/31	1/28	60	7/22~7/26	5/24/7/25	90	5/27~5/31	5/31	60	5.0	7.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/9	60	11/25~11/29	11/27	30	11/25~11/29	11/27	30	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/23	60	5/27~5/31	5/31	60	5.0	7.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	9/9	60	11/25~11/29	11/26	30	11/25~11/29	11/26	30	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/23	60	5/27~5/31	5/31	60	5.0	5.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転電気	9/9~9/13	5/24	90	11/25~11/29	11/29	30	11/25~11/29	11/29	30	1/27~1/31	1/31	60	7/22~7/26	5/24/7/24	90	5/27~5/31	5/31	60	5.0	6.0	〇
〇〇〇〇	工務課	運転技術	9/9~9/13	9/9	60	11/25~11/29	11/29	30	11/25~11/29	11/29	30	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/22	60	5/27~5/31	5/27	60	2.0	2.5	〇
〇〇〇〇	工務課	運転技術	9/9~9/13	9/10	60	11/25~11/29	11/29	30	11/25~11/29	11/29	30	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/26	60	5/27~5/31	5/27	60	2.0	2.5	〇
〇〇〇〇	工務課	運転技術	9/9~9/13	9/13	60	11/25~11/29	11/28	30	11/25~11/29	11/28	30	1/27~1/31	1/27	60	7/22~7/26	7/26	60	5/27~5/31	5/27	60	2.0	2.5	〇
〇〇〇〇	工務課	運転技術	9/9~9/13	9/13	60	11/25~11/29	11/28	30	11/25~11/29	11/28	30	1/27~1/31	1/28	60	7/22~7/26	7/28	60	5/27~5/31	5/27	60	2.0	2.5	〇
〇〇〇〇	工務課	運転技術	9/9~9/13	5/24/9/11	150	11/25~11/29	11/29	30	11/25~11/29	11/29	30	1/27~1/31	1/28	60	7/22~7/26	5/24/7/26	90	5/27~5/31	5/31	60	2.0	4.5	〇

になっている。

その他の異常事象についても、上記のケースを応用することにより、対処できるものと考えている。

(2) 訓練

ユーティリティを供給する上で、さまざまな異常事象が考えられる。具体的には、停電、工水の漏えい、蒸気の供給停止等である。その異常時の対処については、座学教育に加えて、計画的に訓練も行っている。

各受変電設備の異常時対応については、週1回程度、重要な電気系統が停電した場合を想定し、連絡体制、初期行動の訓練を行っている。初期行動については、原因調査し、復旧操作をどのように行うのか1つ1つ指差呼称により確認しながら、習得している。

設備のほとんどが、稼働中のものであるため、実際の操作はできないが、その対処方法をイメージでシミュレーションし、実際の異常時の対応と同様に、緊張感を高め、習得している。例えば、重要設備において全停電が起こった場合の具体的な対応手順を1つ1つ確認することをしている。

これにより、常に異常時の対応ができる体制を維持している。

さらに、管理者が運転担当者全員に、年1回、口頭試験を行っている。具体的には、管理者が、抜き打ち的に、運転担当者に事前に想定した異常事象例を示し、どのように対処するのか問うものであり、実践さながら、その現場で行うものである。

この訓練と同時に、運転員に対し、このシステムはどのようなもので、どの系統に影響し、二次災害としてはどうなるのか、などの理解度、習熟度も把握する口頭試験も行っている。

訓練時間は、個人差はあるが、1人の運転担当者に30分から1時間の時間を要している。この結果、管理者としては、運転員全員に対し、年間50時間から60時間の対応が必要である。

管理者の労力も少なくないが、個人の能力を把握するとともに、技能の底上げを図っている。

副次的な効果として、異常時対応訓練後の育成面談を通じて、直接運転担当者とは話す良好なコミュニケーションの場となっているのも事実である。

(3) 資格

運転部門として、必要な法令資格はもちろんのこと、従業員のスキルアップとして、各種資格取得を奨励している。工務課は運転範囲が多方面に

わたるため、表6で示すようにスキル関連の資格が多種多様である。

機構が行っている育成面談や、異常時訓練後の育成面談を通じて、個別に指導している。

(4) 指差呼称、躰

基本的なことであるが、常に声を出し、対応手順を指差呼称しながら、基本動作を習得する。

これら、日常の教育、訓練や、口頭試験を通じ、設備に精通し、運転員として自信を持って異常事象に当たることができるようスキルアップを図っている。

個人の緊急時対応能力を伸ばし、緊張感を持って作業に当たることが、無事故、無災害を持続する重要な要素となっている。

4.3 運転管理システム

(1) 集中化・IT化

再処理ユーティリティ施設においては、受変電施設への給電状態や、非常用電源の給電状態を集中管理する「再処理集中電源管理システム」(図9参照)を導入し、監視業務の集中化を進めている。このシステム導入によって、要員を集中化し、異常時、緊急時の迅速な対応が可能となった。

また、プルトニウム燃料センターにおいても、各種ユーティリティ供給の警報を集中化する構成としている。

今後の合理化、集中化は、特高施設関連、旧濃縮関連施設を整備する計画である。

今後とも、関係者の協力を得ながら、管理システムを導入し、作業を効率的に進める予定である。

(2) 運転シミュレータ

受変電設備は、常時、給電状態にあるため、日常訓練で実際のスイッチ類の入切操作や、内部の観察等はできない。

このため、運転員は、机上で、図面集、マニュアル等を読み、システム構成、動きを理解することになる。わずかに、設備導入時の試験運転や、点検時に、装置全体の動き、シーケンス、系統給電状態を把握することができるだけである。

このように、運転員は、電気設備について、ほとんど直接操作をすることができないものとなっている。

この対応としては、以前からコンピュータを用いた受変電システムの運転シミュレータの導入を検討していた。原子炉施設では、以前から高度の

表6 工務課業務に関係する主な資格一覧

工務課業務に関係する主な資格	
<p>(1) ボイラー/圧力容器関係 ボイラー取り扱い技能講習修了者(小規模ボイラー) ボイラー技士(特級/1級/2級)免許 ボイラー整備士 第一種圧力容器取扱作業主任者(普通/化学設備)</p> <p>(2) 高圧ガス関係 高圧ガス製造保安責任者免状(甲種 機械/化学) 高圧ガス製造保安責任者免状(乙種 機械/化学) 高圧ガス製造保安責任者免状(丙種化学) 冷凍保安責任者(第1種/第2種/第3種)</p> <p>(3) 消防関係 危険物取扱者 乙種 第4類 消防設備点検資格者(第1種/第2種) 防火管理者 甲種 防火管理者 乙種</p> <p>(4) 環境衛生関係 衛生管理者(第1種/第2種) 衛生工学衛生管理者 作業環境測定士(第1種/第2種) 大気関係公害防止管理者 (第1種/第2種/第3種/第4種) 水質関係公害防止管理者 (第1種/第2種/第3種/第4種) 特定粉じん関係公害防止管理者 振動関係公害防止管理者 騒音関係公害防止管理者 公害防止主任管理者 労働安全コンサルタント 労働衛生コンサルタント 建築物環境衛生管理技術者(ビル管) 廃棄物処理施設技術管理者</p>	<p>(5) クレーン関係 クレーンの運転(5t未満)特別教育修了者 床上操作式クレーン運転(5t以上)技能講習修了者 小型移動式クレーン運転(1~5t未満)技能講習修了者 玉掛技能講習修了者</p> <p>(6) 有害危険作業関係 特定粉じん作業特別教育修了者 酸素欠乏危険作業主任者(第1種/第2種) 有機溶剤作業主任者 特定化学物質等作業主任者 一般毒物劇物取扱責任者</p> <p>(7) 電気/計装関係 電気取扱(低圧/高圧)特別高圧) 電気工事士(第1種/第2種) 電気主任技術者(第1種/第2種/第3種) 電気通信主任技術者(第1種/第2種) 電気工事施工管理技士(1級/2級) 計装士(1級/2級) 蓄電池設備整備資格</p> <p>(8) 給排水設備関係 下水道管理技士(処理施設,管路施設) 浄化槽管理士 浄化槽技術管理者 浄化槽検査員 水道技術管理者 給水装置工事主任技術者 浄化槽設備士</p> <p>(9) その他 ISO内部監査員 ISO審査員 救急員 技術士特別高圧受変電設備</p>

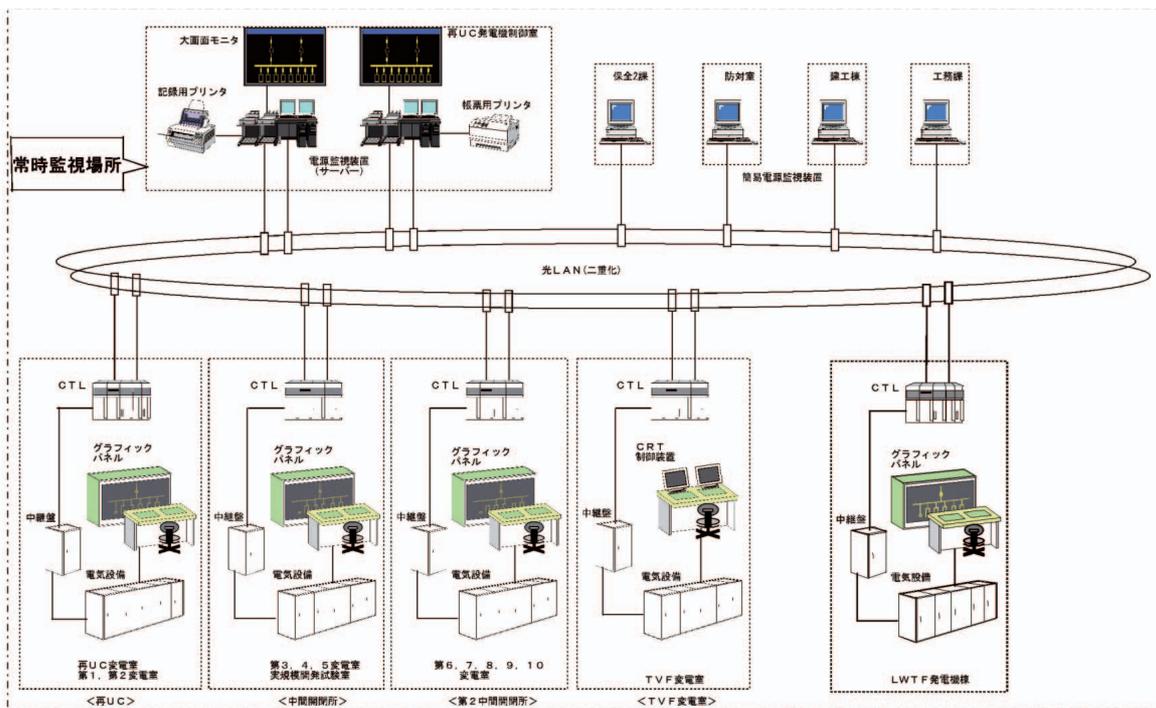


図9 再処理施設電源集中管理システム 概要図

統合運転シミュレータが用いられていた。

東海事業所の中で特に重要な受変電設備及び系統の数箇所のシステムについて、実動作を模擬した運転シミュレータを製作し導入した。

この運転シミュレータの機能としては、CRT画面上で、通常の給電にはどのような方法によるのか、又、設備や系統の任意の部位で異常が発生した場合、システムがどのように動作し、どの系統に給電が確保されるのか等について、その動きを確認することができるものである。

運転員が、机上でこのシミュレータを活用し、受変電設備システムの複雑な動きを分かりやすく習得できるよう工夫したものである。

特に、特高施設では、広範囲で多岐に渡っている系統の理解や、切替えに伴う変化の理解に役立っている。

5. 将来計画，設備整備計画

ユーティリティ設備は、設備ごとの耐用年数がおおよそ定められている。この基準は、日本電気工業会（JEMA）の値に準じて定めている。これに基づき、すべてのユーティリティ設備について、一覧表で交換時期が分かる計画表を作成している。これらは、3部構成の保守計画書の中でまとめられている（表4参照）。

すべての設備がここで示す表のとおり交換又は更新することは、限られた予算の関係で難しい面もあるが、計画どおり進めるよう努力している。

また、各設備について、耐用年数以前の老朽化や、故障等により更新の必要がある場合もでてくる。

以上を踏まえ、各設備は、優先順位をつけて、順次交換又は、更新している。

優先順位の考え方は、受変電設備の重要系である特高施設、再処理施設及びプル燃施設については、その順位が上位になっている。

また、設備、機器も、一般的に日進月歩で進化しており、その時期に応じ最適化、高度化の設備を考えて更新を検討しなければならない。

今日、特に、特高設備については、耐用年数（表3参照）に近いことから、今後の検討により更新計画を適切に進める必要があると考えている。

6. 品質管理

6.1 品質管理体系

工務課の品質管理の中心は、国際標準規格であるISO9001を核とした体系であり、図10に示すとおりである。

具体的には、ユーティリティの供給を国際標準規格という「製品」ととらえて、マネジメントシステムにおける要求項目をそれぞれ展開している（図11参照）。

また、工務課の業務全体を網羅しているものは、機構・所の品質体系であり、関係するすべての品質管理体系を含んでいる。

更に、東海事業所全体では、2002年3月下旬に、労働安全衛生マネジメントシステム（OHSMS）及び環境マネジメントシステム（EMS）の認証を取得している。

以上3種類のマネジメントシステムをひとつの体系にして、工務課の運営管理が実施されている。

具体的には、工務課のユーティリティの供給の品質管理や運転管理については、その内容、手順を、ユーティリティ設備運転管理基準やその下部の手順書、要領書としてまとめられている。これを見れば、3つのマネジメントシステムが同時に実施できるようになっている。

業務範囲、関係法令、ISO図書体系の関係については、図7に示す。この図からも分かるように担当範囲が広範囲である。又、関係法令が多種多様である。

このように、ユーティリティ供給における品質管理は、各種関係法令等を遵守し、各種要領、手順を定め、体系化し、維持されていくことが基本である。

この体系を分かりやすく、従業員に理解させ、遵守させることによって、はじめて顧客要求である「安全かつ安定なユーティリティ供給」を満たし、品質を保つことができる。

この体系は、社会情勢、法令の改正、顧客の要求、改善によって変化していく。この変化に、速やかに応じ、各種要領、手順を修正し、運営管理をしなければならない。

さらに、ISO9001及び所の品質管理の記録についても体系化され管理されている。

今後、ISO9001を中心に品質管理体系を統一化したものにし、文書や記録を一元的に取りまとめ、合理化したシステムづくりが必要であると考

えている。

一方、東海事業所再処理施設及び使用施設は、原子炉等規制法の下、保安規定が定められている。2004年度からは、この保安規定の認可を受けている施設について、品質保証体系を整備することが定められた。

6.2 環境マネジメントシステム (EMS) と労働安全衛生マネジメントシステム (OHSMS)

東海事業所は、2002年3月から国際標準規格であるISO14001 (環境マネジメントシステム) を取得した。更に、労働災害の防止、事故の減少や、健康増進を進めるための仕組みとして、関係機関がまとめた規格であるOHSAS18001 (労働安全衛生マネジメントシステム) も取得した。この二つのマネジメントシステムを適用することによっ

て、システムの目的である継続的な改善が進められる。すなわち、所内の運転作業等について「安全」、「衛生」及び「環境」に関する継続的な改善が進められることになる。

工務課の業務も、このマネジメントシステムの下に運営管理され、それに伴う種々の品質管理がなされている。

このOHSMSの導入によって、日常作業や、特別作業等におけるリスクが分析され、事前に対策を明確にする等のリスクコミュニケーションによって、安全面で寄与している。また、日常のユーティリティ運転管理活動により遵守しなければならない法律が洗い出され、一覧表で整理されている。

この一覧表により、他部署との水平展開により、漏れ、抜けがなく、一元的に管理され、確実に法令遵守ができるようになった。

今後とも、新規法令や法令改正に伴って、この一覧表も必要な変更が行われ、適切なものとするように務めている。

一方、EMS活動では、環境に対して負荷要素を、月間使用量等の把握によって日常的に管理している (環境側面調査)。

項目としては、電力、水、日用品等の消耗品の所内共通項目の使用量の把握のほかに、ボイラー施設から出る排気ガスのばい煙測定 (SOX分、NOX分)、使用する清缶剤の使用量管理を行っている。

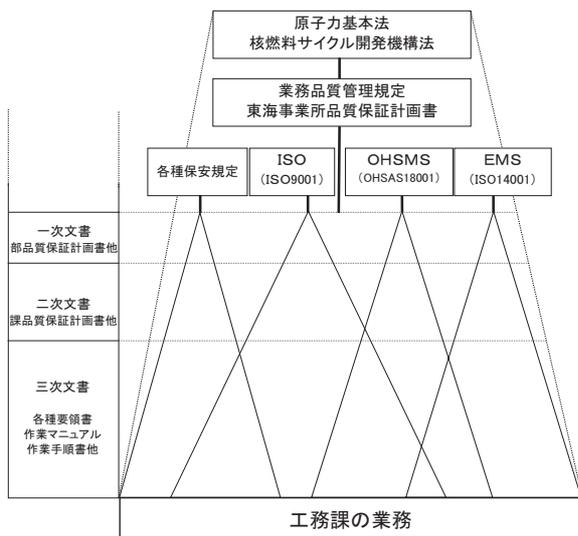


図10 工務課品質管理体系図 (イメージ)

7. コミュニケーション

7.1 会議、情報の共有化

部内、課内の情報の共有化及び必要な審議、決済のため工務課が関連する主な会議類は、次のとおりである。

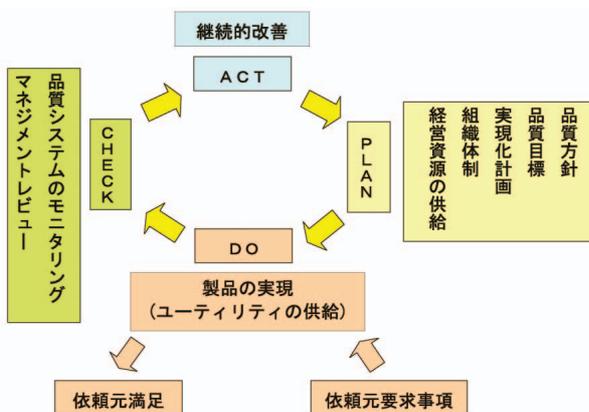


図11 品質マネジメントシステムの体系図 (PDCAサイクル)

区分	名称	頻度	時間	内容
部内コミュニケーション	運営会議	週1回	2H以内	各課Grの作業等の進捗
	部会	月1回	2H以内	業務目標の進捗確認
	安全衛生委員会	月1回	1H以内	安全衛生等に関する報告
	技術審議会	不定期	必要時間	技術上の課題の審議
	安全審議会	不定期	必要時間	許認可上必要な資料の審議

区分	名称	頻度	時間	内容
課内コミュニケーション	課会	2週1回	必要時間	各チーム作業等の進捗確認
	安全衛生委員会	月1回	1H以内	ヒアリハット, OHSMS/EMSの内容, ISO関係, 安全活動
	昼(朝)会	毎日	10分程度	作業確認, 交通安全, 1分間スピーチ(司会者: 毎日交替当番制)

時間は、おおよその目安である。特に、毎日行う昼会(朝会)では、スケジュールや、作業の要点の確認等を行い、作業を関係者全員に周知、確認することで作業を安全かつ確実にを行うための意識付けをしている。

これらの会議を通じて、管理・監督者、担当者、運転員等の全員が共通認識を持つことが安全の第一歩と考えている。

7.2 士気、帰属意識

運転管理については、作業員、運転員、管理担当者の仕事に対する士気が高くなければ、安全かつ確実な作業はできない。当たり前のことであるが、なかなか難しいものである。

工務課では、運転管理の設備場所が10箇所以上に分かれ、運転員を別々に配置しなければならない。更に、多くは24時間3交替制の勤務体制である。

このため1日1回全員が管理者に会うことは不可能である。

工務課においては、居室の出入口に出退勤表示盤を取り付けている。少なくとも、出勤者は1日2回、この盤のところに来て出退勤を表示する義務がある。緊急時の出退勤者の確認には、確実に迅速なものとなっている。

支援部門では、なかなかその成果を表彰する機会がないが、次の表彰等を運転員に授与する機会があった。

参考までに、その事例を次に示す。

- ・ 理事長賞安全功労賞
- ・ 事業所長賞安全功績賞
- ・ 部長賞
- ・ 課長賞
- ・ ボイラー学会賞

これらの賞は、作業請負会社員も含めた従業員

等を対象に受賞することができ、多少ではあるが従業員の帰属意識や士気を高めることができたと考ええる。

7.3 危機管理、安全文化

毎日、実施している昼会(朝会)では、月に数回、『トラブル・カレンダー』により過去の同日又は、近傍の日のトラブル事例を課員に紹介している。

また、外部委託契約の点検作業の朝会等では、できる限り管理・監督者が同席し、その日の作業内容、スケジュール、要員数の確認に立ち会うようにしている。その際に、同種作業の過去のトラブル事例も紹介するようにしている。

管理・監督者が常に朝会に参加することによって、作業員、立会監視員や、管理・監督者自身も、安全に対して意識を高めることができると考えられる。

常に、管理・監督者が安全の先頭に立って、作業に当たることで安全文化が少しずつ身につくものである。

また、各作業の要領書には、ステップごとに異常時対応要領も記載している。これによって、作業担当者は、異常時対応手順を確認することができる。

これを続けることによって、安全な作業、操作を自信を持って行うことができる。

一方、一連の作業対応のマンネリ化を防ぐなど職場の活性化を維持するため、同様な監視設備間での運転員や監督員のローテーションなどによる体制の見直しを適時行っていく考え方が必要である。

これら、日頃から作業の様子や、担当者の役割に、管理・監督者は目を光らせて業務に当たる必要がある。

8. おわりに

これまでに示した活動は、ユーティリティ設備の管理方法のアウトラインである。実際の活動は、これ以外に保安規定、ISO/OHSMS/EMS及び、機構・所の規程類による監査等が入り組んで運営管理されている。

しかし、ユーティリティ設備の運営管理に当たっては、今回示した業務の体系が中心となって実施され、安全で、かつ安定な管理をすることが

重要であると考える。

さらに、運営管理は、その外部環境が日々変化し、その内容にも気をくばり、もれなく進めることが重要である。口で言うことはやさしいが実際は大変であり、気を抜くとマンネリ化や、トラブルの発生となってしまう。どこに重点を置くか、その按配が難しいのが実際である。

9. 謝辞

ユーティリティ管理を進めるに当たり、予算・要員対策等で強力な指導を頂いた前東海事業所長

代理 狩野元信氏（当時、建設工務管理部長）に厚く感謝申し上げます。

また、受変電設備や特高設備等の点検について、多くの助言を頂いた日立製作所国分工場（当時）関係者及び広木洋一氏に深く感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 川崎一男, 他: “ プルトニウム燃料施設ユーティリティ設備の概要 ” サイクル機構技報, 6, 11 18 (2000)
- 2) 狩野元信, 他: “ 非常用発電設備 保守計画書 ”, JNC TN8520 99 002, (1999)



東海事業所におけるリスクコミュニケーション研究と実践，今後の展開

高下 浩文 米澤 理加 葛蒲 信博

東海事業所 リスクコミュニケーション研究班

Risk Communication Study, Practice and Future Direction of Tokai Works

Hirofumi TAKASHITA Rika YONEZAWA Nobuhiro SHOBU

Risk Communication Study Team, Tokai Works

サイクル機構東海事業所は、事故によって失われた地元の信頼を回復し、地域住民との相互理解を深めるために、2001年1月に「リスクコミュニケーション研究班」を所直属の組織として立ち上げ、リスクコミュニケーション活動を開始した。これまでリスクコミュニケーションの調査・研究と共に、住民に発信すべき情報の整理、情報発信ツールの開発、地域住民との対話の実践、従業員に対するリスクコミュニケーション等を行ってきた。

リスクコミュニケーションの実践として、サイクル機構職員と住民が少人数のグループに分かれて意見交換する「さいくるフレンドリートーク」は、参加住民に好評で、相互理解も深まり、効果のあることが分かった。

「さいくるフレンドリートーク」をはじめ、情報発信ツールとしての「リスク情報ナビ」の開発やメッセージの作成など、われわれの活動に対する認知度は徐々に高まっており、電力会社やメディアからの問い合わせも増え、社会的関心を得つつあると考えられる。

本報告では、これまでのリスクコミュニケーション活動の概要を紹介し、その効果と評価を考察する。そして、今後の活動の展開について述べる。

JNC Tokai Works launched the "Risk Communication Study Team" on January 1 in 2001 to carry out risk communication activities. The purpose of risk communication is to recover the trust of the local community that was lost due to accidents, and to promote mutual understanding between JNC and the local residents. Risk communication activities of our team include: research and study on risk communication, message design, development of information transmission tools, implementation of dialogue with local residents, and risk communication for employees, etc. As a practice of risk communication, we carry out "JNC Friendly Talk", which involves direct dialogue between JNC staff and local residents in small groups. Friendly Talk has received favorable comments from participants, and is effective in promoting mutual understanding between JNC and the local residents. Our risk communication activities are gaining awareness in the community, including local media and power companies, considering the increased number of inquiries concerning our activities. This report summarizes our risk communication activities, and discusses the effect and evaluation of our activities. It also indicates the direction of future risk communications.

キーワード

リスクコミュニケーション，リスク，相互理解，信頼，メッセージ，地域住民，フレンドリートーク，直接対話，コミュニケーター，評価

Risk Communication, Risk, Mutual Understanding, Trust, Message, Local Residents, Friendly Talk, Direct Dialogue, Communicator, Evaluation



高下 浩文

リスクコミュニケーション
研究班所属
副主任研究員
リスクコミュニケーション
の研究及び実践にかかわる
業務に従事
理学博士
第1種放射線取扱主任者



米澤 理加

リスクコミュニケーション
研究班所属
研究員
リスクコミュニケーション
の研究及び実践にかかわる
業務に従事



葛蒲 信博

リスクコミュニケーション
研究班所属
研究員
リスクコミュニケーション
の研究及び実践にかかわる
業務に従事

1. はじめに

動燃における1995年のもんじゅナトリウム漏えい事故と1997年のアスファルト固化処理施設火災・爆発事故(株)JCOにおける1999年の臨界事故等により、原子力に対する国民や地元の不安が増大し、信頼が損なわれた。特に東海村では、アスファルト施設事故とJCO臨界事故を経験し、原子力に対する見方が一層厳しくなった。

そこで、サイクル機構東海事業所では、原子力に対する地元の信頼と理解を得るために、2001年1月に所直属の組織として「リスクコミュニケーション研究班」(以下、リスク研究班と略す)を設置し、従来のPA活動に加えて、リスクコミュニケーションに関する研究、活動を開始した。

リスクコミュニケーションとは、米国 National Research Council の定義によると、「個人、機関、集団間での情報や意見のやり取りの相互作用的過程」とされている¹⁾。リスク研究班では、これまでの事業者から住民への一方的な情報発信・広報から、双方向性を重視したコミュニケーションを検討してきた。双方向の情報交流では、事業者の伝えたいことではなく、住民の知りたいことを伝え、また、施設の安全性だけを強調するのではなく、施設の持つリスクもその管理に関する情報と併せて伝えることが重要との認識に立ち、海外の先行事例を参考に、リスクを含めたメッセージの作成、ウェブサイトの開発、地域住民との直接対話などを実施してきた。

ここではこれまでのリスクコミュニケーション活動の概要をまとめ、今後の展開を述べる。

2. サイクル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

2.1 住民の意識分析に基づくメッセージの作成

(1) 住民の意識の把握

原子力の持つリスクを含めたメッセージ*を作成する際に、地域住民のニーズを把握することは極めて重要である。そこで、住民の関心や懸念事項を整理する目的で、過去に実施された住民の意識調査結果²⁾⁻⁵⁾を考察した。

その結果、東海村の原子力に対する意識は、JCO事故前は原子力の積極的推進と現状維持が8割を占めていたが、JCO事故後は5割程度に激減し、全国平均の7割を下回っており、原子力に対する見方が一層厳しくなっていることが分かった。

図1に住民が原子力に関して知りたい情報を示す。住民は「施設の安全性・信頼度」や「放射性廃棄物の処理方法」、「施設の周辺環境への影響」などの情報要求の割合が高く、これらに関する情報を事業者は分かりやすく発信する努力が必要である。

(2) 情報整理とメッセージの作成

地域住民とのリスクコミュニケーションの実践の場で利用するツールの一つとしてメッセージを作成した。

まず、住民の意識を把握し、住民の知りたい情

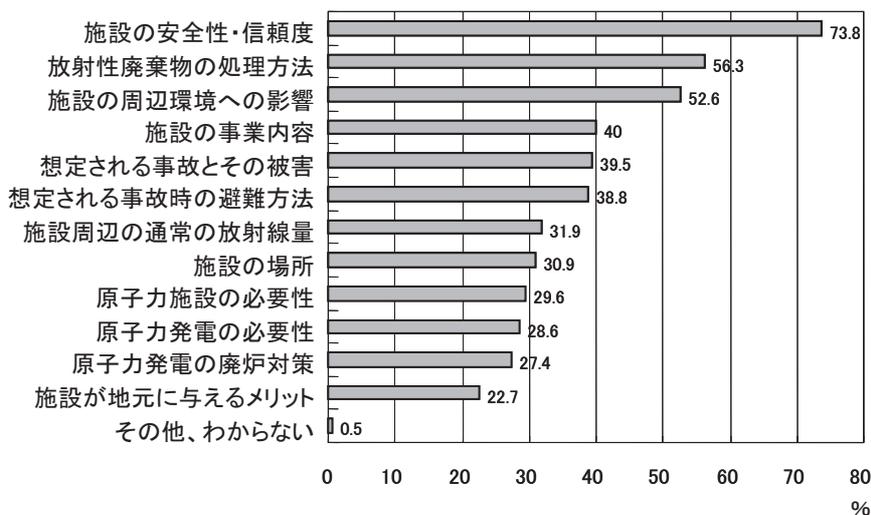


図1 原子力に関する知りたい情報【平常時】(出典：茨城新聞社「原子力に関する県民意識調査」2000年)

* 本報告におけるメッセージとは、言葉による音声メッセージではなく、スライド形式(Power Point形式)で作成された視覚的なメッセージのことである。

報を整理した上で、住民に発信するメッセージのテーマを設定した。設定したテーマは以下の通りである。

- ① 「施設の安全性と信頼度」
- ② 「原子力事故に備えて」
- ③ 「想定される事故とその被害」
- ④ 「施設の周辺環境への影響」
- ⑤ 「施設の場所と事業内容」
- ⑥ 「放射性廃棄物の処理処分」
- ⑦ 「放射線に係る基礎知識」
- ⑧ 「地域とサイクル機構東海事業所の関わり」

ここで、テーマ①～⑥が住民からのニーズが高かったテーマである。テーマ⑦は、テーマ①～⑥のメッセージ内容を理解するための基礎情報として用意する必要があると考え設定した。テーマ⑧は補足的に準備した。

次に、テーマに関する情報を収集し、メッセージを作成した。メッセージはスライド形式で図やイラストを多用し、文章による説明は極力抑えた(図2)。メッセージは300枚程度作成し、メッセージ素材集としてまとめた⁶⁾。本メッセージ素材集には、これまでの広報素材には積極的に取り入れられてこなかった施設のリスクや想定される事故とその影響、施設が周辺環境に微量ながら放射性物質や放射線を出していることなど、事業者にとってはネガティブな(悪い印象を与える)情報も含まれている。これはリスクコミュニケーションにおいては、対象(原子力の事業や施設など)の持つポジティブな側面だけでなく、リスクなどのネガティブな側面も公正に伝えることが重要だからである。

メッセージの作成に際しては、原子力の非専門

家である地域住民にとって分かりやすいメッセージとなることを基本としたが、それ以外にも以下の視点に注意して作成した。

- ・メッセージの適切さ(必要な論点・関心事項の網羅性、構成の適切さ、情報量の適切さ、中立性等)
- ・文章表現の適切さ(難易度、明確性、簡潔性、用語の適切さ等)
- ・デザイン、レイアウトの適切さ(見やすさ、文字の大きさ・読みやすさ、配色、色調等)
- ・住民への親近感(言葉、図、分量等)

また、今後新たなメッセージを作成する際の一助となるように、メッセージ作成の考え方や留意点、今回の作成作業を通して得られたノウハウを整理した基本的なガイドラインをまとめた⁷⁾。

(3) 住民とのメッセージ作成にかかわる協働作業

住民への情報提供においては、住民の持つ多様な価値観や判断基準、ニーズを理解することが大切である。そこで、多様な価値観や判断基準を学び、住民のニーズ、視点に合ったメッセージを作るために、住民と協働でメッセージを作成する作業を開始した。東海村在住の20～60代の住民7名の協力を得て、メッセージ作成ワーキンググループを立ち上げ「テクノ交流館リコッテイ」にて、月3回程度会合を開き、活動を行っている(写真1)。2004年度は次の3つのテーマに関してメッセージを作成することとなった。

- ・放射線の基礎知識
- ・環境モニタリングデータと原子力防災
- ・家庭で使うエネルギー

これらのテーマは、原子力やエネルギーに関して、自分達が必要としている情報という観点から、

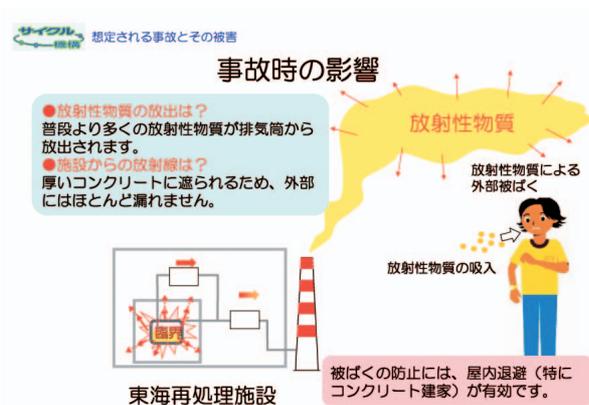


図2 メッセージの例



写真1 住民とのメッセージ作成に係る協働作業の様子

住民メンバー自らが議論し、選定したものである。作成したメッセージは、パネルや冊子にまとめて地域住民への情報提供に資する計画である。

本作業を通じて、住民主導の分かりやすいメッセージが作成されると共に、住民のリスクリテラシー（リスクの理解能力）の向上が図れると考えている。

(4) メッセージツールとしてのビデオ作製

スライド形式のメッセージの他に、施設のリスクとその安全対策や環境監視に関するビデオを作製している(図3)。ビデオは現場で働いている従業員自らが生の声で「リスク」と「安全対策」について語る形式となっている。また地元在住の従業員を多く登場させることにより、より親近感のある映像製作に努めている。

2.2 リスクポータルサイト「リスク情報ナビ」の開発⁸⁾

(1) 開発の背景

われわれの日常生活には、原子力以外にも、交通事故、自然災害、化学物質による健康影響など様々なリスクが潜んでいる。しかし、それらの日常的リスクと比較して、原子力のリスクは過大に評価されがちである。そこで、原子力事業者として発信すべきリスク情報のみならず、日常的なリスク情報を織り交ぜ、相対的に原子力のリスクへの理解を深めてもらうことを狙い、広く国民一般を対象として同サイト (<http://ricotti.jnc.go.jp/risknavi/>) の開発を進めている(図4)。

(2) 開発のコンセプト

一般にリスクへの関心・認知度が低いというこ



図3 環境監視に関するオリジナルビデオ(表紙)



図4 「リスク情報ナビ」のサイトイメージ

とを踏まえ、まずは、身近な日常生活のリスクに関する小話を動画アニメーションで紹介し、リスクへの関心喚起を図る仕組みをとっている。シナリオ中にはクイズやゲームを導入して、リスクを低減するための方策を知らしめている。同アニメーションによってリスクに関心を持った場合、そのリスクについて、さらなる情報の入手や知識の獲得ができる解説メニューを次に設けている。ここでは、リスクの内容や要因、回避・低減方法、実際クライシスと直面した場合の対処方法、他分野の類似情報、豆知識的な情報を紹介している。

(3) 利用実績

同サイトは2003年4月28日より公開し、アクセス解析によると、2004年11月末時点で17万ページビューを超える利用があった。

2.3 住民との直接対話「さいくるフレンドリートーク」の実施⁹⁾

(1) さいくるフレンドリートークとは

サイクル機構では、従来から原子力PAとして住民への情報発信を行ってきたが、講演会や説明会による事業者から住民への一方的な説明が主であり、多くの住民と直接対話をする場はなかった。そこで、エネルギー、原子力、安全、リスク等様々なテーマについて、サイクル機構が地域住民と少人数のグループを作り、直接対話をする場「さいくるフレンドリートーク」(以下、フレンドリー

トークと略す)を発案し、2001年11月から実施してきている。フレンドリートークは直接対話することで、地域住民とサイクル機構が相互理解を一層深めていくことを目的としている。

(2) さいくるフレンドリートークの特徴

フレンドリートークの特徴をまとめると次のようになる。

(a) 「伝えたいこと」から「住民が聞きたいこと」へ

- ・事業者が伝えたいことではなく、住民が知りたい情報を伝える。
- ・安全を主張するだけでなく、リスクも伝える。
- ・できるだけ専門用語やカタカナ言葉は使わずに、平易な言葉で噛み砕いて伝える。

(b) 「強制的に集める」から「自主的な参加を促す」へ

- ・参加者が多いことを成功とは考えない。
- ・関心のある人に自発的に参加してもらう。

(c) 「伝える」から「対話する」へ

- ・少人数のグループでの意見交換会形式とする。
- ・事業者からは、対話するきっかけ程度の情報を提供する(事業者からの一方的な説明の場にししない)。
- ・より多くの意見を聞くことに重点を置く。

(3) さいくるフレンドリートークの形式

フレンドリートークでは、サイクル機構東海事業所従業員と地域住民が小グループを作り、自由に意見交換を行うが、話のきっかけをつくるために、意見交換会の前に情報提供程度の説明会や施設内を見る見学会をテーマを決めて実施している。したがって、フレンドリートークは、第一部に説明会または見学会、第二部に意見交換会を実施する二部構成となっている。

意見交換の1グループは住民7名程度、従業員3名が基本である。3名の従業員は、管理職、一般職男性、一般職女性から構成され、司会進行役、質疑応答役、メモ役の役割を持つ。意見交換は、あらかじめ登録してある所内の従業員からなるコミュニケーターが対応する。

フレンドリートークには以下に示す4つの種類がある。

(a) キャラバン型

時間や場所、テーマ等を決めて、村内の公共施設(コミュニティセンター)等を会場にして実施する方法である。基本的には対象を特定せず、誰でも参加申し込みなしに自由に参加できる。

他の開催方法と比べて参加人数が少なく、周知方法の工夫が課題である。

(b) イベントー環型

事業報告や技術成果報告会等のサイクル機構主催のイベントと合わせて実施する方法である。イベントに参加した人がフレンドリートークに関心を持ち、参加する可能性を期待している。

(c) 出張型

各種団体やサークルなどを対象に、相手の会合などに合わせて出向き、実施する方法である。対象を特定して実施するため、開催時間や場所、テーマ等について、相手のニーズに合わせてやすい。また、参加者同士が普段から顔見知りのため、気兼ねすることなく、意見交換がスムーズに進みやすいという利点がある。

(d) 見学会型

東海事業所の施設見学を合わせて実施する方法である。これまでの一般見学と異なり、施設の安全対策や廃棄物の管理等、既存の住民の意識調査結果から得た住民が知りたい情報を基に複数の見学コースを用意し、参加者が自分たちで選択できるようにしている。

以上の型は当初からすべてあったわけではなく、試行錯誤を繰り返して発案してきたものである。最初のフレンドリートークは、キャラバン型からはじめたが、予想以上に集客できなかった。そこで、村内の団体やサークルなどをターゲットにした出張型を企画した。さらに、意見交換会ではできるだけテーマにあった話題が中心となるように見学会型を企画した。また、村内外を問わず、周辺市町村の住民も参加できる機会を設けるために、イベントー環型も企画した。

フレンドリートークの第一部で、事前に用意したメッセージや資料等を用いて分かりやすい説明をしても、正確な理解には限界がある。そこで、住民自らの目で現場を見て理解して頂き、意見交換を行う見学会型が一層の相互理解には有効であると認識し、最近では見学会型フレンドリートークが中心となっている。

(4) さいくるフレンドリートークの実施結果

1) 実施状況

2001年11月から2004年11月までに、東海村内にある公共施設等を会場として全19回実施し、東海村民を中心に延べ373名の参加を得た。写真2及び写真3にフレンドリートークの様子を示す。



写真2 フレンドリートークの様子（意見交換会）



写真3 フレンドリートークの様子（施設見学）

参加者の多くは60代で、50代以上が全体の約8割を占めていた。性別は実施時間帯や対象等にもよるが、全体では男性が若干多かった。また、参加者の多くは原子力関係の退職者、区長、古くから東海村に住み農業に従事している人、主婦、青年会の会員等で、地域の活動に関心を示し積極的に参加するなど、原子力についてもやや関心の高いと思われる人たちであった。

2) 参加者の意見

参加者の意見は、意見交換会及びアンケートから得られる。ここでは、意見交換会で得られた結果を紹介する。

毎回共通する主な話題は、フレンドリートークの準備や運営方法等「コミュニケーションに関する事」、原子力施設の事故やトラブル、JCO事故時に感じた不安等「事故・トラブル・防災に関する事」であった。また、見学会型を取り入れたことによって、さらに「見学した内容」についても多く話題があがるようになった。図5に意見交

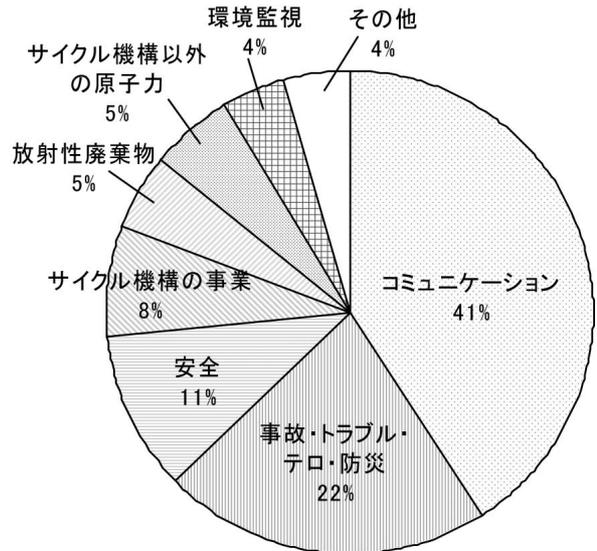


図5 意見交換会での話題
（第1～19回のフレンドリートークでの意見分類結果）

換会での話題の分類を示す。

「コミュニケーションに関する事」については、これまでにこのような少人数で対話するような場がなかったが、参加して有意義だったことや参加者が少ないことなどから「今後もこのような場でのいろいろな話をしたい」、「参加したくなるような魅力が必要」等、今後の継続について多くの意見や要望が出された。これは少人数で対話する場が支持されていることを示していると思われる。

「事故・トラブル・防災に関する事」については、サイクル機構以外で起きたトラブルも話題にあがった。そのため、開催前に起きたトラブルについては、他社の情報も調べて新聞で報じられている程度は答えられるように準備した。JCO事故時には、実際に避難や屋内退避をした経験や風評被害を受けたことなどから、5年以上経過した今でも当時の経験や原子力施設の事故に対する不安等が話題にあがっている。このように住民にとっては原子力事業者の区別はなく、サイクル機構に関する話題だけではなく、他の原子力事業者や行政に対する意見、要望等も話題になっている。

見学会型では、「環境監視」や「廃棄物」に関する見学会が多く、モニタリングデータの読み方や、放射性廃棄物の保管に関する質問や意見が出された。

3) 対応した従業員の反応

対応した従業員(コミュニケーター)を対象に、

反省点や今後の運営方法に対する意見，対応した感想など約30項目について，アンケート形式で調査した。主な質問は，全体的な時間配分，意見交換会の進め方や雰囲気作り，対応マニュアルや訓練の必要性，住民の意見を直接聞くことの有益さ，実施後の職場での話題共有である。

アンケートから分かる対応者の主な反応としては，フレンドリートークは自分達にとってもよい勉強や意識改革の機会となるので今後も継続していくべきであると積極的である。しかし一方で，実施方法については参加者が少ないので，もう少し多くの人に参加してもらえるように時間や周知方法など工夫が必要であると感じている。

4) 実施後の対応

単なる意見交換で終わらせたのでは，フレンドリートークの目的である地域住民とサイクル機構との相互理解を深めることにはつながらない。参加者からの意見や質問等の概要をまとめ，参加者と事業所内で共有することや，参加者の意見や要望に対して事業所としての対応を示し，対話を継続していくことが重要である。

フレンドリートーク終了後，参加者へは実施結果の概要をまとめたフレンドリー通信を郵送している。フレンドリー通信の目的は，実施した結果を報告すること，さらに住民と事業者との関係を継続していくことである。開催当初の内容は，実施概要，主な意見，アンケート結果の紹介のみであった。最近では，結果に加えて放射線や原子力に関する豆知識，東海事業所のイベントや施設の紹介等の情報も提供している。

また，イントラネットや壁新聞を活用し，参加者の意見やアンケートの結果等の詳細な情報を広く従業員に公開している。このように，直接対応していない従業員にも広く結果を周知することによって，住民の原子力やサイクル機構に対する関心や考えなどを共有している。

(5) さいくるフレンドリートークの効果

1) 住民にとっての効果

フレンドリートークに参加した住民に対する効果は，主に次の3点に要約される。

- ・疑問や不安の解消または低減
- ・原子力に対する意識の向上
- ・サイクル機構に対する印象の変化

参加者は自分が普段から感じている疑問や不安を事業者に直接伝え，その場で話を聞くことがで

きることで，それまで自分が気になっていた原子力に対する疑問や不安が解消または低減されている。

また，原子力の知識を身につけ，事故時に慌てずに行動できるようにしようという意識も高くなってきている。

更に，従業員と直接対話することで，サイクル機構に対する印象が良い方向に変化している。

2) 事業者にとっての効果

フレンドリートークの対応者の多くは，普段の業務で住民と接し，意見を聞く機会がほとんどないが，フレンドリートークを通じて，住民とのコミュニケーションの大切さを認識したことが，実施後のアンケート結果から分かった。

対応者は実施後，自分が対応して感じたことや意見交換会の話題，雰囲気などを職場で紹介している。ここから，少しずつでも地域との対話の大切さが所内に広がっていくことを期待する。

2.4 社内リスクコミュニケーション

事業所が地域とのリスクコミュニケーション活動を効果的に実施していくためには，組織として外部の厳しい状況を認識して地域社会が求めていることを十分に把握し，その上で相互の情報の共有化に努めるという認識を全従業員が持って常日頃の業務を実施する必要がある。そこで重要になってくるのが，社内へのリスクコミュニケーションに関する情報の共有化及び教育，意識啓発である。

東海事業所では，社内リスクコミュニケーションとして，以下(a)～(c)を実施し，フレンドリートーク等で出された地域住民の意見や社会の状況，リスクコミュニケーションに関する情報を従業員に伝えている。また，フレンドリートークの実施概要と住民から出された意見・要望は，所内会議において所幹部に報告している。

- (a) 社内講演会・報告会（東海リスコミセミナー）の実施
- (b) 壁新聞（りすくコミュニケーションにゆうす）の定期発行
- (c) リスク研究班の社内ホームページによる情報の共有化

なお，(a)～(c)に加えて，2002年度には，各部，センター管理者とリスク研究班との意見交換会（説明会），及び，それを踏まえた各管理者と部下との意見交換を実施した。これはトラブルの通

報連絡遅れが続き、地元との相互の信頼関係を根底から壊しかねないと思われたため、企画・実施したものである。

2.5 公募型研究

リスクコミュニケーション研究として、経済産業省原子力安全・保安院の公募型研究（2004年度から原子力安全基盤機構の公募型研究）を他機関との共同研究で実施している。

(1) 原子力技術リスク³プロジェクト（社会との対話と協働のための社会実験）

（財）電力中央研究所、茨城大学、早稲田大学、東海村役場との共同研究に2002年度から参加し、2004年度に終了する予定である。

本研究は、原子力エネルギー技術に係る行政・住民・事業者が参加するリスクコミュニケーション社会実験を実施し、リスクコミュニケーションを社会的に定着させることを目的とする。リスクコミュニケーションシステムの設計・運用・評価に関する実践的なガイドラインの作成と社会的効果の評価を最終的な成果としている。

(2) リスクリテラシー向上のための広報広聴体制と住民参画の研究

（社）環境情報科学センター、日本エヌ・ユー・エス(株)(株)環境情報コミュニケーションズとの共同研究に2003年度から参加し、2005年度に終了する予定である。

本研究は、相互理解を深める広報広聴体制のあり方、リスクリテラシー向上のための地域住民・NPOとの連携の効果を明らかにすることを目的とする。広報広聴体制としての情報提供方法、対話方法、コミュニケーター育成プログラム、地域住民、NPO参画などに関する提案を最終的な成果としている。

3. リスクコミュニケーション活動の評価と今後の展開

3.1 リスクコミュニケーション活動の評価

我々のリスクコミュニケーション活動全般を定量的にシステムティックに評価することは、まだ行っていないが、個々の活動項目については、アンケート等を用いて評価している。

(1) メッセージの評価

メッセージについては、リスクコミュニケーションの専門家から、メッセージの分かりやすさ、

メッセージの適切さ等、2.1(2)で述べた視点で評価を受け、コメントを反映して修正している。フレンドリートークに参加した住民からは、メッセージがイラストや絵を多用しているため、理解しやすいとの評価を受けているが、住民の知識レベルにも依存し、特に放射線の単位、大きさについては、日常生活における長さや重さのようには慣れ親しんでいないので、示し方に工夫が必要である。

原子力リスクに関するメッセージにおいては、放射線、放射能の基本的な説明と合わせて発信することが重要と考える。現在、2.1(3)で示したように、住民と協働で放射線の基礎知識に関するメッセージを作っており、住民の視点で分かりやすい放射線のメッセージができることを期待する。

ビデオメッセージについては、モニターによるグループインタビュー調査で評価している。現場で働いている従業員が直接語る形式は好評であるが、専門用語を無意識に使う傾向があり、注意が必要である。インタビュー調査で住民から指摘された分かりづらい言葉やビデオに対する要望等を整理し、次のビデオ製作に反映させている。

(2) 「リスク情報なび」の評価³⁾

「リスク情報なび」については、アンケート調査によるサイト評価を行い、「親しみやすさ」、「わかりやすさ」、「おもしろさ」という視点で高い評価だった(図6)。但し、本サイトは一般公衆を対象としており、公衆にとっては一般に原子力が身近でないという背景があるので、原子力のリスクメッセージを有するページへのアクセス(ニーズ)は比較的少なかった。

(3) フレンドリートークの評価

フレンドリートークの評価は、実施時に参加者アンケートを行い、実施している。フレンドリートークは参加者に大変好評であり(図7)、大半の参加者(90%以上)は、継続を希望している。また、参加者の70%近くが、フレンドリートークをきっかけに、サイクル機構に対する印象を良くしており、事業者(従業員)と直接会って対話することの効果を示している。

フレンドリートークは、対応者アンケートにより、対応した従業員からも良い評価を受けている。住民の意見を直接聞くことの有益性、よい勉強や意識改革の機会、今後の継続を指摘する声が多い。

フレンドリートークによって、サイクル機構と

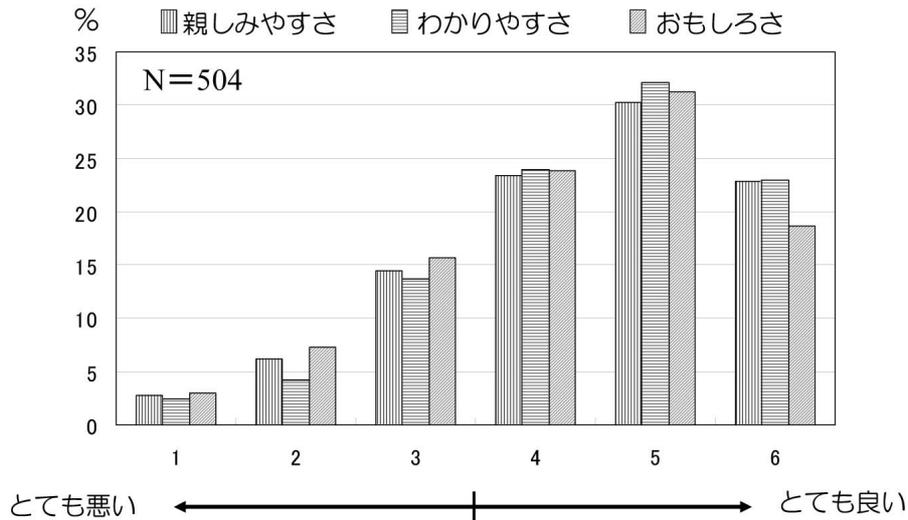


図6 「リスク情報ナビ」のサイト評価結果

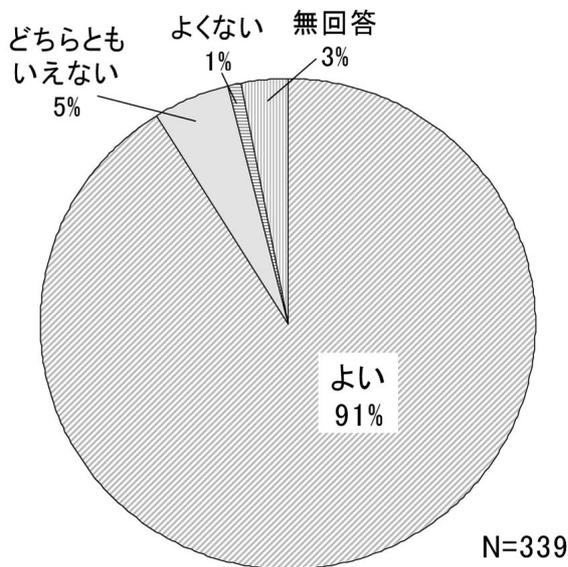


図7 フレンドリートークの評価
(第1～19回の参加者全員のアンケート集計結果)

地域住民との相互理解が深まっていると考えられる。

(4) 社内リスクコミュニケーションの評価

社内リスクコミュニケーションのうち、東海リスクセミナーはその都度、参加者のアンケート調査を実施し、評価している。東海リスクセミナーは、参加者の70～80%から良好な評価を受けているが、参加者は自発的に参加するより、上司から勧められて参加する場合が多い。リスクコミュニケーションに関する従業員の動機付けと更なる意識啓発が必要と思われる。

壁新聞及びリスク研究班ホームページについて

は、東海リスクセミナーの参加者に対して、認知度をアンケート調査している。壁新聞のクイズの解答をホームページ上で示す工夫、壁新聞配布の事務連絡やリスクセミナーでの周知により、両者の認知度は着実に増加している傾向である。認知度は当初は20～30%であったが、最近では60%以上である(図8)。

(5) 社会的効果

我々のリスクコミュニケーション活動が地域社会に定着し、社会的に波及していくことが期待される。そのためには、我々の活動に対する住民の関心の輪が広がっていくことが重要である。ここでは社会的効果の指標として、我々の活動に対する住民の認知度と他事業者及びメディアからの問い合わせについて考える。

2004年8月に東海まつりのイベントの一環としてリスクコミュニケーションに関するパネル展示を行った。そこに訪れた住民200人に対して、フレンドリートークの認知度をアンケート調査した。その結果、16%の人がフレンドリートークを知っていた(図9)。これまでのフレンドリートーク参加者は、東海村人口の約1%であるが、参加者の口コミや案内、チラシ等の紙媒体によって、認知度は参加者率よりもかなり高いと言える。

最初のフレンドリートークは原子力のリスクをテーマに説明と意見交換を実施したが、それまでの原子力事業者の説明は、原子力の安全性を強調し、リスクを前面に出してこなかったことから、我々の試みは報道機関の注目を浴び、フレンド

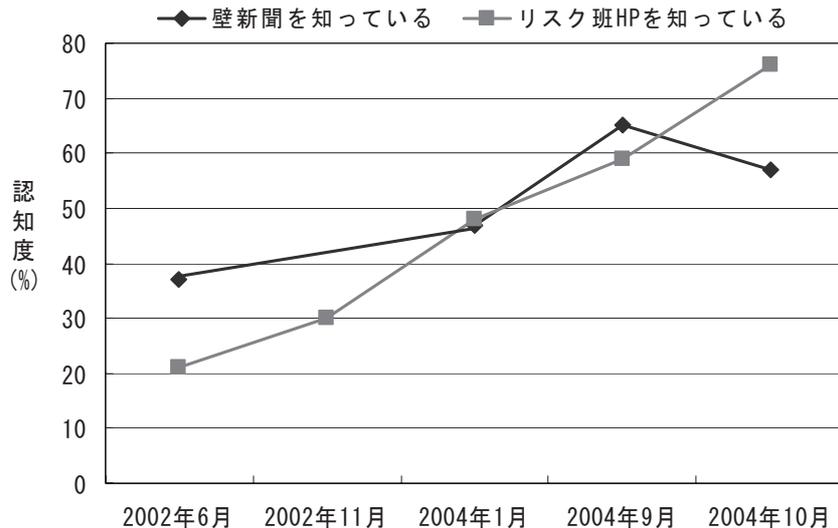


図8 壁新聞及びリスク研究班HPの認知度の変化（東海リスクセミナー参加者アンケートより）

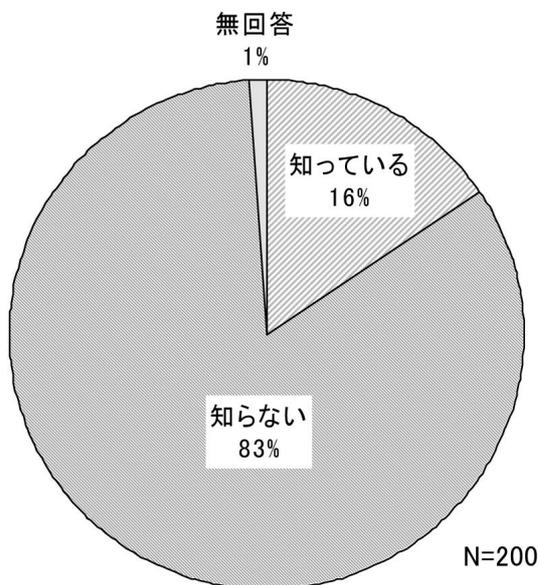


図9 住民のフレンドリートーク認知度
（2004年東海まつりの参加者に対するアンケート結果）

リートーク開催当日に報道機関数社から取材があり、翌日の地元新聞に掲載され、反響があった。その後現在に至るまで、リスクコミュニケーション活動に関する問い合わせが、電力会社、研究機関、メディアなどからあり、情報交流を行っている。また、新聞記事、雑誌、学会ニュース等に取り上げられており、我々の活動が社会的に関心を得つつあると考えられる。

3.2 リスクコミュニケーション活動の今後の展開 東海事業所の東海村における今後のリスクコミュニケーション活動の展開を考察する。

リスクコミュニケーションを双方向のコミュニケーションを通じての相互理解とリスクの理解及びリスク管理やリスク問題解決のための協調プロセスと考え、その促進を図ることが実践上のポイントである。

そこで、地域住民との更なる相互理解の推進とリスクマネジメントへの住民の関与を目標にリスクコミュニケーション活動を展開し、図10に示すリスクコミュニケーション体系を構築することが今後の方向性である。

(1) 地域住民との更なる相互理解の推進

住民が知りたい情報を分かりやすく提供すると共に、双方向のコミュニケーションを通じて、地域住民との更なる相互理解を深める。

情報提供に関しては、常に地域住民の原子力に対する意識、知りたい情報の把握に努め、住民のニーズに合った情報を分かりやすく、タイムリーに発信することが重要である。

情報発信のツールとしては、住民との協働作成のものも含むメッセージ素材集の活用「リスク情報なび」、公開ホームページ、環境報告書、各種パンフレット、展示館の利用等が考えられる。

双方向のコミュニケーションに関しては「さいくるフレンドリートーク」を継続して実施し、多くの住民とサイクル機構の間で原子力のリスクやその管理等に関する情報と意見交換を行う。これにより、リスクを理解し、お互いの立場や価値観を共有することで、相互理解が深まる。

住民と対話する従業員（コミュニケーター）だけでなく、全従業員が住民の意見・要望を共有し、

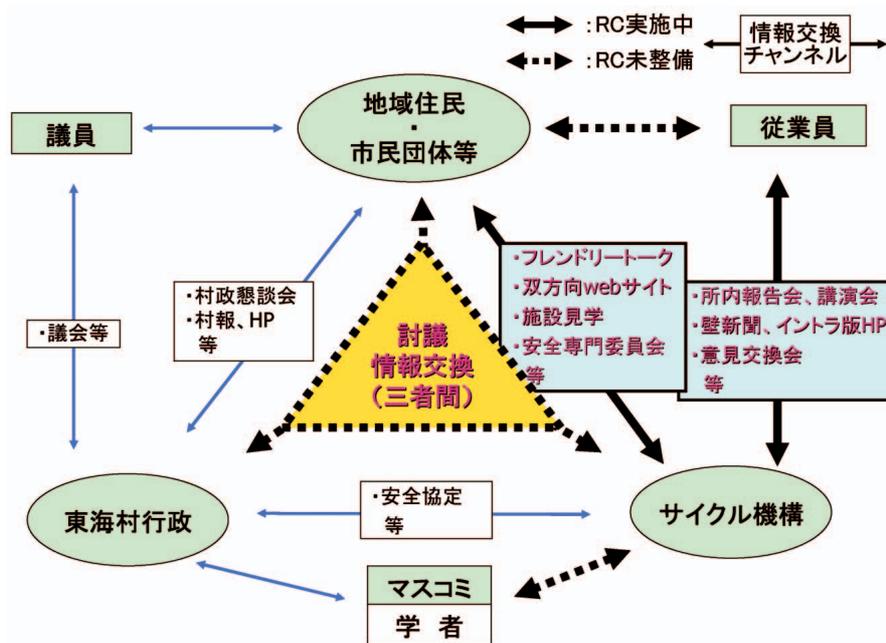


図10 東海村におけるリスクコミュニケーションの体系（事業者をサイクル機構とした場合）

社会のニーズやリスクコミュニケーションに関する情報を把握するために、社内のリスクコミュニケーションが重要である。既存の仕組みである壁新聞やリスク研究班ホームページ、東海リスコミセミナーの継続の外に、更なる意識啓発を目指して、職場別、階層別の意見交換会や人事研修への組み込みも有効と考えられる。更に、コミュニケーターの資質向上のために、コミュニケーター育成プログラムを構築し、研修を継続的に実施することが重要である。

(2) リスクマネジメントへの住民の関与

地域住民との対話で出された意見・要望を事業所のリスク管理に反映させる仕組みを構築することで、リスク管理に対する住民の関与が可能となると考える。

もっと直接的な住民関与の方法として、住民各層を代表する委員による地域諮問委員会の設置が考えられる。地域諮問委員会は事業者のリスクマネジメントや事業運営に対して、助言や勧告を行い、事業者の意思決定に関与する。

いずれにしても、共通の基盤に立って、住民の責任ある参加を重視し、協働、協調してリスク問題の解決、住民の安心、納得するリスク管理を行うことが理想である。その際、リスクマネジメントにおける意思決定プロセスの公正さ、透明性、多様な価値判断の考慮などが必要である。

現在、東海村におけるサイクル機構の事業に係る情報・意見の交換は、図10の実線で示す二者間で行われているが、点線の三角形で示した地域住民（東海村民）、東海村行政、サイクル機構の三者が共通の基盤に立って議論する場において、情報・意見の交換を通じて相互理解と信頼関係を構築していくことが、今後のリスクコミュニケーションの方向性である。

但し、地域住民が事業者と対等に話し合うためには、地域住民のリスクや原子力、放射線などに関する知識のレベルアップが必要に思われる。したがって、地域住民の教育や住民代表の育成も重要となってくる。

また、東海村民の立場から見れば、事業者はサイクル機構だけではなく、東海村には他に12の原子力関係事業所が存在するので、場合によっては、三者の場は地域住民 - 行政 - 13原子力事業者が参加し、議論することも視野に入れる必要がある。

我々は地域住民の原子力リスクに対する関心喚起とリスクリテラシー及び原子力知識の向上のために、いろいろなチャンネルを使って継続的に情報提供をすると共に、地域住民 - 事業者 - 行政が同じ土俵の上で対等な立場で議論する場ができるよう努力すべきである。

4. おわりに

サイクル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は、「信頼回復のための相互理解」を出発点として取組みを開始した。住民の知りたい情報に基づき、情報ツールを整備し、また、住民との対話を実践してきた。

しかし、リスクコミュニケーションの現状は、緊急時対応、放射線影響、廃棄物問題など、参加者の多様なニーズと価値基準への対応が主で、住民との対話（パブリックコミュニケーション）にとどまっているのが実態であり、原子力リスクそのものを「相互理解すること」に重きが置けていない。この意味で、リスクの話を含んだコミュニケーションに近い。

現在、東海村にリスクコミュニケーションの論点となる話題が特になくことや住民の原子力・放射線に関するリテラシーが高くないことなどから、リスクそのものをテーマにした情報や意見の交換とはならない場合が多い。

しかし、今後、原子力施設の新規立地や解体、廃棄物問題などに係るリスクが住民の関心事となり、テーマに上がってくる可能性がある。また、住民のリスクリテラシーが向上し、施設のリスクやその管理方法にも関心が出てくるかもしれない。そのときに従来のような説得型のコミュニケーションに陥ることなく、住民に安心していただくために、事業者として、施設のリスク、リスク評価、リスク管理の情報を整理しておくと共に、それを分かりやすく説明できるコミュニケーターを育成しておくことが重要となる。更に、住民と

リスク問題を共に考えて解決していく土壌を作っておき、いざというときに機能するように、その仕組みを整備しておくことも大切である。

リスクコミュニケーションの定型版はないので、その地域に合った方法で改良しながら活動を継続し、地元との信頼と共存関係を築いていくことが必要である。

参考文献

- 1) National Research Council 編(林 裕造, 関沢純監訳):「リスクコミュニケーション 前進への提言」,(1997),化学工業日報社,東京.
- 2) 東海村:「防災とまちづくりアンケート結果 広報とうかい」,No.659,p8(2000)
- 3) 茨城新聞社:「原子力に関する県民意識調査」,(2000)
- 4) 茨城大学:「東海村臨界事故に関するアンケート」,(2000)
- 5) 北田淳子 林知己夫:「東海村臨界事故が公衆の原子力発電に対する態度に及ぼした影響」,J. Inst. Nucl. Saf. Syst.,No.7, p.25 (2000).
- 6) 高下浩文 三ツ井誠一郎 他:「リスクコミュニケーション支援の説明素材集」,JNC TN8450 2003 008 (2003).
- 7) 高下浩文 堀越秀彦:「リスクコミュニケーションのためのメッセージ作成のガイドライン」,JNC TN8410 2004-004 (2004).
- 8) 葛蒲信博 三ツ井誠一郎 他:「リスクポータルサイト「リスク情報なび」の開発」,サイクル機構 技報, No.22号, p51(2004)
- 9) 米澤理加 葛蒲順子 他:「サイクル機構東海事業所のリスクコミュニケーションの取組み - 住民との対話について - 」,保健物理 ,Vol. 39(1),p. 26(2004)



滞留ウラン除去・回収技術開発

江間 晃 白水 久夫 田中 祥雄

人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部

Development of Method to Remove Uranium Containing Deposits
from Gas Centrifuge Uranium Enrichment Plant

Akira EMA Hisao SHIROMIZU Yoshio TANAKA

Environmental Research and Development Division, Ningyo-Toge Environmental Engineering Center

遠心法ウラン濃縮プラントの遠心分離機等プラント機器内部に蓄積した滞留ウランは、プラント解体時、作業員の被ばく増加、遠心分離機の機微情報を消滅する遠心機処理工程の複雑化、さらに二次廃棄物量の増加等の要因になることから、プラント解体前に、滞留ウランを除去・回収することは極めて重要である。

そこで、滞留ウラン除去・回収技術を開発することを目的に、これまで遠心法ウラン濃縮技術開発で10年以上運転したウラン濃縮原型プラントカスケードを使用し、滞留ウラン除去・回収技術開発を行ってきた。その結果、良好な結果を得ることができ、これまでに遠心法ウラン濃縮プラントへの滞留ウラン除去・回収技術の適用性を実証することができた。

When a gas centrifuge uranium enrichment plant is deconstructed, uranium containing deposits accumulated in the equipment such as gas centrifuges cause:

- Increase of radiation exposure to workers
- Increase of technical difficulty and radioactive waste

For these reasons, it is important to remove uranium containing deposits before a plant is deconstructed. Thus, we have been developing a method to remove uranium containing deposits. As a result, It was confirmed that our method is very effective in removing uranium containing deposits from gas centrifuge uranium enrichment plant.

キーワード

滞留ウラン、遠心法ウラン濃縮プラント、遠心分離機、カスケード、セフ化ヨウ素、六フッ化ウラン、五フッ化ヨウ素、解体、放射性廃棄物

Uranium Containing Deposits, Gas Centrifuge Uranium Enrichment Plant, Gas Centrifuges, Cascade, Iodine Heptafluoride, Uranium Hexafluoride, Iodine Pentafluoride, Deconstruction, Radioactive Waste

1. はじめに

人形峠環境技術センターでは、1996年より滞留ウラン除去・回収技術開発を実施してきた。

遠心法ウラン濃縮プラントでは、六フッ化ウラン（以下「UF₆」という。）ガスを、遠心分離機で

構成されたカスケードに供給することによって、ウラン235の割合を3～5%まで高めた濃縮ウランを製造する。しかし、供給するUF₆ガスのうち、微量のUF₆ガスは、遠心分離機等のプラント機器内部の部材表面に付着し、固体状のウラン化合物



江間 晃

濃縮工場処理課所属
研究員
滞留ウラン除去・回収技術全般に関する解析業務に従事



白水 久夫

濃縮工場処理課所属
副主任技術員
滞留ウラン除去・回収技術全般に関する設計、解析業務に従事



田中 祥雄

環境計画課所属
副主任技術員
廃止措置に関する全般的な業務に従事

となる。そして、長期に渡る運転により、遠心分離機等のプラント機器内部に徐々に蓄積されていった固体ウラン化合物が「滞留ウラン」である。

滞留ウランは、ウラン濃縮プラントの解体時における作業員の被ばく増加、遠心分離機の機微情報を消滅する遠心機処理工程（1990年から人形峠環境技術センターで開発中¹⁾）の複雑化、さらに二次廃棄物量の増加等の要因になることから、ウラン濃縮プラント解体前に滞留ウランを除去・回収することは極めて重要である。そこで、10年以上運転したウラン濃縮原型プラントカスケード²⁾を使用し、滞留ウラン除去・回収技術開発を行ってきた成果を報告する。

2. 滞留ウラン除去・回収技術の開発

2.1 原理³⁾

遠心分離機材表面に付着している滞留ウランは、ウランフッ化物の文献⁴⁾から、主にUF₄(4x5)であると推定する。そこで、滞留ウランを七フッ化ヨウ素（以下「IF₇」という。）ガスによりフッ化し、 $aUF_x(s)+bIF_7(g) \rightarrow cUF_6(g)+dIF_5(g)$ という化学反応で滞留ウランを再び気体のUF₆ガスに戻す（図1参照）。さらに、回収した五フッ化ヨウ素（以下「IF₅」という。）はフッ素（以下「F₂」という。）によりフッ化（F₂+IF₅→IF₇）させIF₇ガスとしてリサイクルする。このIF₇ガス製造の原料としてリサイクルするIF₅を以下「リサイクルIF₅」という。

2.2 技術開発の体系

滞留ウラン除去・回収技術開発は、3つの技術開発からなる⁵⁾。

(1) 遠心分離機内の滞留ウラン重量を、非破壊測定にて、高い信頼性で推定する滞留ウラン計測技術開発

(2) リサイクルIF₅を含め、IF₇ガスを安全に製造できる技術を開発するIF₇製造技術開発

(3) IF₇ガスを使用し滞留ウランを除去・回収する技術開発

- 1) 1台の集合型遠心分離機を使用した滞留ウラン除去・回収基礎試験
- 2) カスケードを使用し、実規模試験を行う滞留ウラン除去・回収実証試験

技術開発の相互関係を図2、技術開発スケジュールを図3に示す。

なお、滞留ウラン除去・回収実証試験では、2002年からウラン濃縮原型プラントの第2運転単位（以下「DOP 2」という。写真1参照）の1カスケードを対象に滞留ウラン除去・回収試験を行ってきた。

2.3 滞留ウランフッ化ガスの選定

滞留ウランを気体のUF₆ガスに戻すフッ化ガスとしては、活性の高いIF₇やClF₃が挙げられるが、安全性や経済性、製造技術の成熟性、操作性等の

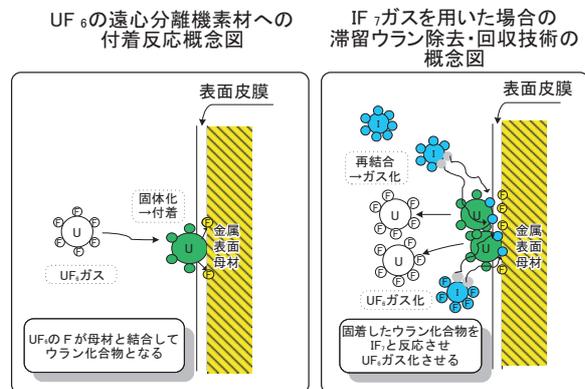


図1 滞留ウランの除去・回収原理

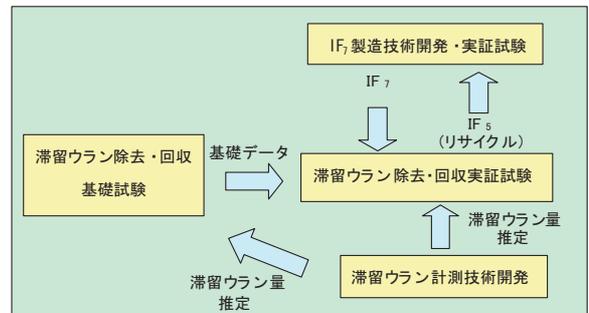
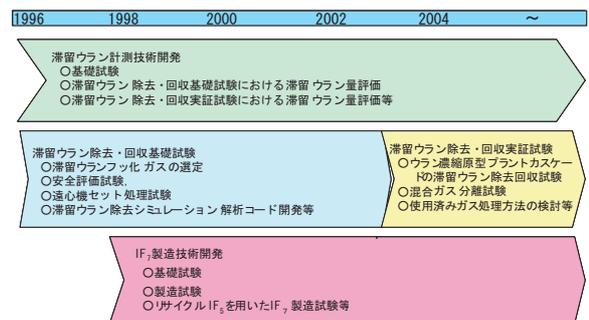


図2 滞留ウラン除去・回収技術開発の相互関係



※電気事業者、日本原燃株式会社と共同研究を実施（1999/8～2002/3）

図3 技術開発スケジュール



写真1 ウラン濃縮原型プラントDOP 2カスケード

優れたフッ化ガスを選定するため、比較・検討を行った。

その結果、滞留ウランのフッ化ガスとして IF_7 を選定した。 IF_7 と ClF_3 との主な比較結果を表1に示す。

2.4 滞留ウラン計測技術開発

非破壊測定で遠心分離機内に付着している滞留ウラン重量を推定する技術については、過去より開発を実施してきた⁶⁾。本技術では、滞留ウランの線を利用し、高純度型半導体検出器を用い遠心分離機外部から線を測定する。そして、遮蔽計算を行い、測定した線量を、遠心分離機内に存在するウランが放射した線量へ換算することによって、滞留ウラン重量の推定を行う。

滞留ウラン計測技術開発では、より高い信頼性で、 IF_7 ガスによる滞留ウラン除去状況を評価すると共に、滞留ウランの除去・回収に必要な IF_7 ガスの製造目標量を事前に把握するために既存の計測技術を向上させることを目的とし、モックアップ試験、滞留ウラン除去・回収実証試験での

表1 IF_7 と ClF_3 の比較結果

	IF_7	ClF_3	備考
安全性	高い	低い	除去・回収試験時、 ClF_3 はウラン酸化物と反応した場合、爆発性の高いガス(ClO_2)を発生する危険がある。
経済性	優	劣	IF_7 は安全性が高いため設備の簡略化が可能となると共に、滞留ウランとの反応生成ガスである IF_5 を IF_7 の原料としてリサイクルすることが容易である。 ClF_3 は反応生成ガスのリサイクルが複雑となる。
製造技術の成熟性	低い	高い	IF_7 は実験室規模での製造実績のみである。

計測技術向上を行ってきた。

(1) モックアップ試験

滞留ウラン重量推定に用いる遮蔽計算について、既存の計測技術では、理論的評価に基づき実施してきた。そこで、モックアップ試験では、この遮蔽計算を実験的に確認することを目的に、実際の遠心分離機を模擬した装置内に重量・濃縮度が既知であるウラン線源を配置し装置外部より測定した線量と、遮蔽計算で算出した線量の評価を行った。

その結果、実測値は、遮蔽計算結果と誤差の範囲で一致していることが確認できた。これより、理論的評価に基づいた遮蔽計算が妥当であり、既存の遮蔽計算手法に高い信頼性があることを実験的に確認することができた。

(2) 実証試験での計測技術向上

カスケードを対象とした滞留ウラン除去・回収実証試験では、既存の計測技術を向上させることを目的に、カスケード解析計算で算出したカスケード内各段の濃縮度は用いず、測定した線量から滞留ウランの主な核種であるウラン235、ウラン238重量をそれぞれ推定することによって、滞留ウラン重量を定量する手法を考案し、既存の計測技術に導入した。そして、ウラン濃縮原型プラントDOP 2の1カスケードを対象とした滞留ウラン除去・回収試験において、実際に回収した UF_6 、 IF_5 の混合物重量から評価した滞留ウラン回収重量と、線測定による本手法で評価した滞留ウラン回収重量を比較することによって、その妥当性確認を行った。

その結果、実際に回収した UF_6 、 IF_5 の混合物重量から評価した滞留ウラン回収重量と、線測定による本手法で推定した滞留ウラン回収重量は、ほぼ一致しており、滞留ウランの主な核種であるウラン235、ウラン238重量をそれぞれ推定する手法を導入したことにより、既存の計測技術を向上できたことが確認できた。

2.5 IF_7 製造技術開発

IF_7 は F_2 と IF_5 を原料とし、 $F_2 + IF_5 \rightarrow IF_7$ の化学反応で生成されるが、カスケード規模の試験では IF_7 が多量に必要である。また、原料となる IF_5 は IF_7 と滞留ウランとの反応により回収される。そこで、 IF_7 製造技術開発では、安全で、かつ、 IF_5 のリサイクルが可能な IF_7 製造技術を確立することを目的

に、安全性が高いIF₇製造技術を考案し、IF₇製造を実施してきた。

その結果、ウラン濃縮原型プラントDOP 2の1カスケードを対象とした滞留ウラン除去・回収試験に必要なIF₇を製造することができた。さらに、リサイクルIF₅においても、IF₇が製造可能であることが実証できた。

2.6 滞留ウラン除去・回収基礎試験

本試験では、滞留ウラン除去・回収試験設備設計及び、滞留ウラン除去・回収実証試験のためのデータ採取を目的として、安全評価試験、遠心機セット処理試験、滞留ウラン除去シミュレーションコードの開発等を行ってきた。

(1) 安全評価試験

滞留ウラン除去・回収試験設備を設計するにあたり、コールドトラップ、コンプレッサ、ケミカルトラップについて、UF₆、IF₇、IF₅の混合ガスに対する性能試験を行った。

その結果、コールドトラップ、ケミカルトラップの捕集効率性能⁷⁾、コンプレッサの圧縮特性等を把握でき、滞留ウラン除去・回収試験設備の設計に反映することができた。

(2) 遠心機セット処理試験⁸⁾

遠心機セット処理試験では、滞留ウランとIF₇ガスの反応性等を確認することを目的に、ウラン濃縮原型プラントから移設した1台の集合型遠心分離機へのIF₇ガス流通試験を行った。

その結果、遠心分離機の内圧は、IF₇ガス供給と同時に封入圧力の約2.1倍に上昇し、供給終了と共に圧力の上昇がほぼ停止することが確認された(図4参照)。これより、滞留ウランとIF₇ガスの反応は速やかに進行していることが判明した。

また、滞留ウランの除去状況等を確認すること

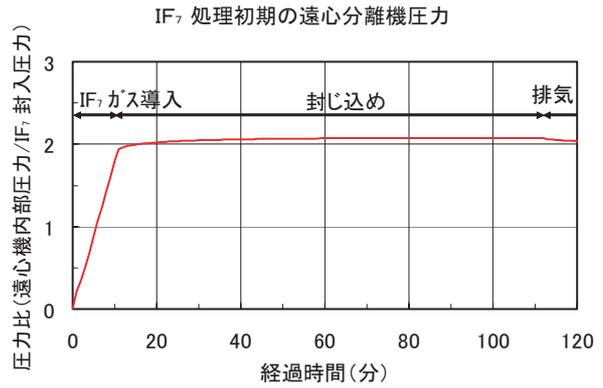


図4 滞留ウラン除去・回収基礎試験結果

を目的に、IF₇ガス流通試験終了後、集合型遠心分離機の分解調査を行った。その結果、滞留ウラン計測技術にて推定した最終的な滞留ウラン除去・回収率は、試験工程の制約等から約75%にとどまったが、IF₇ガスによって滞留ウランの除去が良好に進行していることが確認できた。更に、残存した滞留ウランの色は緑色及び黒色であり、IF₇ガスとの反応圧力結果を含めて総合的に評価すると、滞留ウランの主な化学組成は、UF₆あるいはU₄F₁₇等の中間フッ化物であるということが確認できた(表2参照)。

これらの結果より、滞留ウラン除去・回収基礎試験では、カスケード規模での滞留ウラン除去・回収実証試験への見通しを得ることができた。

(3) シミュレーションコード開発⁹⁾

カスケード規模での滞留ウラン除去時のUF₆、IF₇及びIF₅の挙動を解析するため、遠心機セット処理試験の結果を基に、IF₇、IF₅及びUF₆ガスに対する3成分系カスケード解析コードを開発し、滞留ウランの除去・回収状況を推定するための基礎モデルを構築することができた。

表2 各ウランフッ化物とIF₇ガスの化学反応式から計算される圧力比及び重量比

各ウランフッ化物とIF ₇ ガスの化学反応式	圧力比 (遠心分離機内圧力 / IF ₇ 封入圧力)	重量比 (回収されるUF ₆ 、IF ₅ 混合物重量 / 反応に要するIF ₇ 重量)
UF ₆ (緑) + IF ₇ → UF ₆ +IF ₅	2.00倍	2.21倍
2U ₄ F ₁₇ (黒) + 7IF ₇ → 8UF ₆ +7IF ₅	2.14倍	2.40倍
2U ₂ F ₈ (黒) + 3IF ₇ → 4UF ₆ +3IF ₅	2.33倍	2.66倍
2UF ₃ (白) + IF ₇ → 2UF ₆ +IF ₅	3.00倍	3.56倍

2.7 滞留ウラン除去・回収実証試験

滞留ウラン除去・回収実証試験では、カスケード規模での滞留ウラン除去・回収技術、回収したUF₆とIF₅の混合物の分離及びIF₅の精製技術の適用性を確認することを目的に、ウラン濃縮原型プラントDOP 2の1カスケードを対象とした試験を実施した。

(1) 滞留ウラン除去・回収試験¹⁰⁾

滞留ウラン除去・回収試験では、遠心分離機を停止したカスケードへIF₇ガスを供給し、反応生成ガス(UF₆、IF₅)及び未反応のIF₇ガスを混合ガスとしてコールドトラップに排気回収する。そして、コールドトラップにてUF₆、IF₅ガスのみを捕集し、未反応のIF₇ガスはコールドトラップには捕集せず循環させて再びカスケードに供給する方法で試験を実施した(図5参照)。また、本試験では滞留ウランの高い除去・回収率を目指すと共に、滞留ウランの除去進展状況の基礎データを得ることを目的に、カスケードから排気されるUF₆、IF₅及び未反応のIF₇ガス成分をフーリエ変換赤外線分光分析装置(以下、「FT-IR」という。)にて解析することによってIF₇ガスと滞留ウランの反応率を算出し、この反応率が低下してきた段階でカスケードへのIF₇ガス供給箇所又は、反応生成ガス及び未反応IF₇ガスの排気箇所を変更する方法を用いて試験を実施した。

その結果、流路変更に伴う主な滞留ウラン除去・回収箇所の基礎データを把握することができたと共に、IF₇ガス供給箇所とガス排気箇所を変更することにより、滞留ウランとIF₇ガスを効率良く反応させることが可能であることを実証できた。また、最終的に、高い滞留ウラン除去・回収率を達成することができ、遠心法ウラン濃縮プラントにおけるカスケード規模での滞留ウラン除去・回収技術

の適用性を実証することができた(表3, 図6, 図7参照)。

更に、本試験では、試験終了までに滞留ウランと反応したIF₇重量と、試験終了までに回収したUF₆、IF₅混合物重量の割合を計算することにより、カスケード規模における滞留ウランの主要化学形態の確認を行った。

表3 流路変更に伴う主な滞留ウラン除去・回収箇所

	ステップ1	ステップ2	ステップ3	ステップ4
供給箇所	E1段	E1段	トップ段	ボトム段
排出箇所	T + P 排出	P 排出	T 排出	T + P 排出
結果	構成する段数及び配管口径から減損段の最下段から除去が進展した。	本ステップの途中からプロダクトのみの抽出としたことにより、濃縮段の最上段から除去が進展した。	中間段の除去に効果が確認された。	全段の更なる除去の効果が確認された。

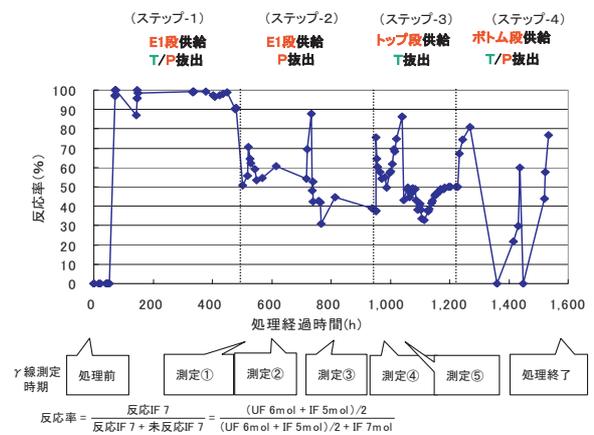


図6 IF₇反応率の推移

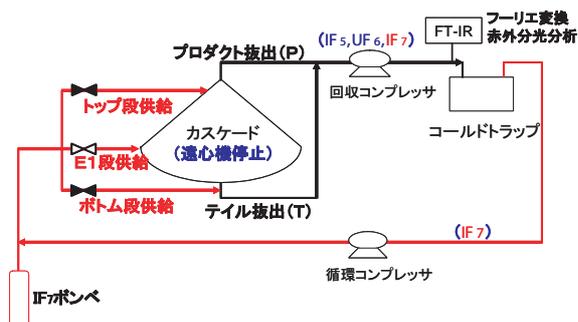


図5 滞留ウラン除去・回収試験方法

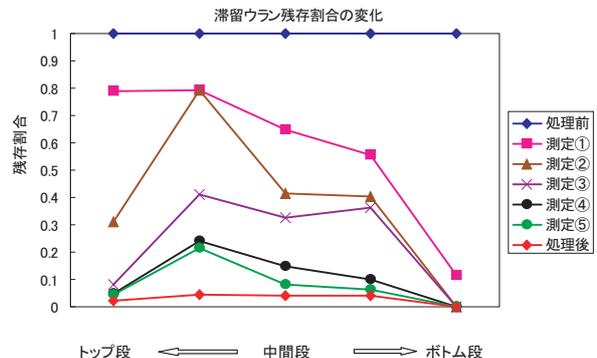


図7 滞留ウラン除去・回収率の推移

その結果、算出した重量割合は2.21となり、滞留ウランは UF_4 や U_4F_{17} 等の様々な化学形態で存在しているものと考えられるが、今回の試験対象としたカスケード内に付着している滞留ウランの大部分は UF_4 で存在していることが推定できた（表2参照）。

(2) 混合ガス分離試験¹¹⁾

IF_7 製造の原料として IF_5 をリサイクルするため、コールドトラップで捕集した UF_6 と IF_5 の混合物を分離することを目的に、 UF_6 の飽和蒸気圧が IF_5 の飽和蒸気圧に比べ高い物性を示すことを利用し、ガス移送による分離方法を用いて試験を実施した。この分離方法では、 UF_6 と IF_5 の混合物を加熱しガス移送することにより、 IF_5 に比べ多くの UF_6 を移送することができ、その効果として、ガス移送終期には移送元に、少量の UF_6 を含むが、主成分が IF_5 である混合物を残すことができる（図8参照）。今回の試験では、効率的な UF_6 と IF_5 の分離を目的に、移送流量を調整することで移送元内圧力を大気圧以下に保ちつつ、移送元目標加熱温度を UF_6 と IF_5 の飽和蒸気圧の割合が最も高くなる64℃に設定し試験を実施した。

その結果、試験前の移送元内 IF_5 モル分率が17%以上であれば、移送元内 IF_5 モル分率を90%以上となるまで UF_6 を分離することができ、ガス移送を用いた本分離方法が、 UF_6 と IF_5 の混合ガス分離技術として有効であることが実証できた。

(3) IF_5 精製回収試験¹¹⁾

IF_7 製造技術開発にて、 IF_7 製造を実現するためには、高純度の IF_5 原料が必要となる。 IF_5 精製回収試験では、混合ガス分離試験後の IF_5 モル分率90%以上の IF_5 / UF_6 混合物から、 UF_6 を取り除くために、 IF_5 / UF_6 混合物をNaF（フッ化ナトリウム）トラッ

プに通し、 UF_6 をNaFにて吸着することによって、高純度の IF_5 をポンペに回収する方法を用いて試験を実施した（図8参照）。なお、ポンペに回収する IF_5 の純度確認は、NaFトラップ流通後のガス成分をFT-IRにて解析した。

その結果、 UF_6 成分は、FT-IRの検出限界以下となるまでNaFトラップで吸着できていることが確認でき、 IF_7 製造の原料として取り扱える目標純度以上まで IF_5 を精製回収することが可能であることが実証できた。

3. 結論

遠心法ウラン濃縮プラントに適用可能な滞留ウラン除去・回収技術を確立することを目的に、滞留ウラン計測技術開発、 IF_7 製造技術開発、そして、 IF_7 ガスを使用し滞留ウランを除去・回収する技術開発として、滞留ウラン除去・回収基礎試験、滞留ウラン除去・回収実証試験をそれぞれ、関連立てて実施してきた。

その結果、

- (1) 滞留ウラン計測技術開発では、これまで開発してきた計測技術を向上でき、より高い信頼性で滞留ウラン重量を推定することが可能となった。
 - (2) IF_7 製造技術開発では、リサイクル IF_5 を含め、 IF_7 ガスを安全に製造できることを実証できた。
 - (3) 滞留ウラン除去・回収基礎試験では、安全評価試験、遠心機セット処理試験、滞留ウラン除去シミュレーションコードの開発等を実施し、滞留ウラン除去・回収実証試験及び滞留ウラン除去・回収試験設備設計に反映できる基礎データを採取することができた。
 - (4) 滞留ウラン除去・回収実証試験では、ウラン濃縮原型プラントDOP-2の1カスケードを対象とした滞留ウラン除去・回収試験を実施し、最終的に、高い滞留ウラン除去・回収率を達成することができたと共に、回収した UF_6 と IF_5 の混合物の分離及び IF_5 の精製回収が可能であることを実証できた。
- これより、各部門で、それぞれ良好な結果を得ることができ、これまでに遠心法ウラン濃縮プラントへの滞留ウラン除去・回収技術の適用性を実証することができた。

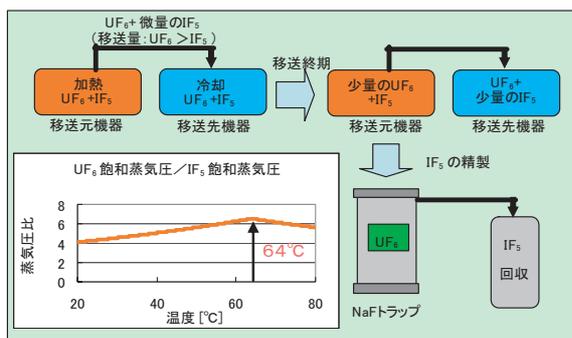


図8 混合ガス分離試験・ IF_5 精製回収試験方法

謝 辞

滞留ウラン除去・回収技術開発は1999年度から2002年度で電気事業者10社と日本原燃(株)との共同研究として実施し、多数の方に様々なご協力を賜ることで、ここまで開発を進ませることができました。深く感謝致します。

参考文献

- 1) 美田 豊, 遠藤裕治他: “ウラン濃縮遠心分離機の化学除染法の開発”, サイクル機構技報, No.14 (2002).
- 2) 杉杖典岳, 松原達郎: “ウラン濃縮原型プラントの目的と運転実績”, No.10別冊(1)(2001).
- 3) 米川 茂他: 特許 “ウラン濃縮分離カスケード内の固体ウラン化合物の除去方法” 特許番号 第2967069号 (1999).
- 4) Walter Bacher, et al.: “Gmelin Handbuch der Anorganischen Chemie”, Springer-Verlag (1980).
- 5) 小椋弘彰, 米川 茂他: “遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発(1)”, 原子力学会「2003年秋の大会」予稿集 (2003).
- 6) 杉杖典岳他: 特許 “線測定による構造物内部の放射性物質定量方法” 特許番号 第2965204号 (1999).
- 7) 大天正樹, 児玉信一他: “遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発(2)- 三成分ガスによるコールドトラップ捕集性能試験 - ” 原子力学会「2003年秋の大会」予稿集 (2003).
- 8) 田中祥雄, 児玉信一他: “遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発(3)- 遠心分離機の滞留ウラン除去試験 - ”, 原子力学会「2003年秋の大会」予稿集 (2003).
- 9) 児玉信一, 田中祥雄: “遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発(4)- 滞留ウラン除去シミュレーション解析 - ”, 原子力学会「2003年秋の大会」予稿集 (2003).
- 10) 白水久夫, 児玉信一他: “遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発(5)- ウラン原型プラントの滞留ウラン除去・回収試験 - ”, 原子力学会「2003年秋の大会」予稿集 (2003).
- 11) 江間 晃, 児玉信一他: “遠心法ウラン濃縮プラントにおける滞留ウラン除去技術開発(6)- ガス移送によるUF₆とIF₅の分離試験 - ”, 原子力学会「2003年秋の大会」予稿集 (2003).



大口径・高流速配管の流動励起振動試験

藤井 正 近澤 佳隆 此村 守 山口 彰*

大洗工学センター システム技術開発部
*大洗工学センター 要素技術開発部

Flow Induced Vibration Tests of Large Diameter and High Velocity Piping

Tadashi FUJII Yoshitaka CHIKAZAWA Mamoru KONOMURA Akira YAMAGUCHI*

System Engineering and Technology Division, O arai Engineering Center
*Advanced Technology Division, O arai Engineering Center

実用化戦略調査研究で検討しているナトリウム冷却炉では、建設コスト削減の観点から、冷却系ループ数を2ループに削減している。ループ数削減に伴い、従来設計と比較して、1次冷却系配管の口径が大型化し、かつ管内流速も増加する。このような大口径・高流速の配管系においては、エルボ（曲がり）部近傍での流動状況や、流れの乱れに起因する振動現象に関する知見が不足していた。そのため、ナトリウム冷却炉の1次冷却系ホットレグ配管を1/3縮尺で模擬した水試験装置を用いて、エルボを含む配管系の流動励起振動特性を把握する試験を開始した。これまでに、アクリル製試験体を用いて流れの可視化を行うとともに、管内の流速分布等の流動特性を把握した。また、配管への振動源となる流体の圧力変動に関しては、エルボ部での流れの剥離による乱れの程度に応じて配管内の圧力変動が4領域に区分できることを確認した。

The conceptual design study of sodium cooled reactor is in progress in the " Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems ". The cooling system is composed of two loops in order to reduce plant construction cost. With loop number reduction, large diameter pipings are adopted and mean velocity in the piping also increases as compared to the former design. As for these piping systems, knowledge concerning hydraulic behaviors around the elbow and vibration phenomenon, which is caused by the turbulence of fluid, was insufficient. Therefore, flow induced vibration tests were started using water test facility, which simulates a hot leg piping of primary cooling system of large scale reactor at 1/3 reduced scale. Until now, flow visualization was conducted using acryl model and hydraulic behaviors such as velocity distributions in the piping were clarified. Concerning pressure fluctuations of the fluid which become vibration sources to the piping, it was confirmed that the pressure fluctuations in the piping could be divided into four sections according to the degree of the turbulence caused at flow separation in the elbow.

キーワード

実用化戦略調査研究，ナトリウム冷却炉，1次冷却系，配管，エルボ，可視化，流速，流動励起振動，剥離，圧力変動

Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle System, Sodium Cooled Reactor, Primary Cooling System, Piping, Elbow, Visualization, Velocity, Flow Induced Vibration, Flow Separation, Pressure Fluctuation

1. はじめに

実用化戦略調査研究で検討を進めているナトリウム冷却大型炉¹⁾(以下、大型炉)では、建設コス

トを低減する方策の一つとして、主冷却系の構成をもんじゅ等で採用された3ループから2ループに削減してシステムを簡素化している。しかし、ルー



藤井 正
FBRシステムグループ所属
ナトリウム冷却FBRの設計研究及び配管試験に従事



近澤 佳隆
FBRシステムグループ所属
副主任研究員
小型炉概念設計に従事
工学博士



此村 守
FBRシステムグループリーダー
原子炉プラントの設計研究及びグループ総括に従事
工学博士



山口 彰
流体計算工学研究グループリーダー
伝熱流動研究，原子力安全工学の統括に従事
工学博士

ブ数の削減により1ループあたりの冷却材流量がもんじゅの6倍程度まで増加するため、冷却系の配管口径を最大約1.3m(もんじゅの約1.5倍以上)まで大型化し、管内流速も従来設計を大幅に上回る9m/s台(もんじゅの約1.5~3倍近く)に増大する設計としている。

ナトリウム冷却炉は、軽水炉と比べて冷却系を低圧で設計でき、薄肉の配管を採用している。このため、大口径かつ薄肉構造の配管系では、冷却材流速の増大に伴い流体の乱れに起因する流動励起振動の発生に対して留意する必要があるが、平均流速9m/s台の配管系を対象とした流動励起振動特性に関する知見は限られていた。また、エロージョンやキャピテーションによる配管材料の損傷を回避する観点から、大口径の配管内における流動特性を把握する必要があった。

そこで、配管系の健全性評価に反映するため、大型炉の1次冷却系ホットレグ配管を1/3縮尺で模擬した水試験装置を製作し、エルボを含む配管系の流動励起振動試験²⁾を開始した。

本報告は、試験装置の概要、及びアクリル製試験体を用いた可視化試験の結果について述べる。

2. 試験目的と装置の概要

2.1 大型炉の冷却系構成と試験目的

大型炉の1次冷却系概念図を図1に、1次冷却系配管の断面図を図2に示す。また、1次冷却系

配管の主な仕様と流動条件をもんじゅ、実証炉設計と比較して表1に示す。大型炉では、実証炉設計概念を踏襲し、1次冷却系配管が原子炉容器のルーフデッキを貫通する上部流方式を採用している。配管材料には、オーステナイト系ステンレス鋼よりも高強度で低熱膨張率の特徴を有する12Cr鋼を適用し、配管長を大幅に短縮している。

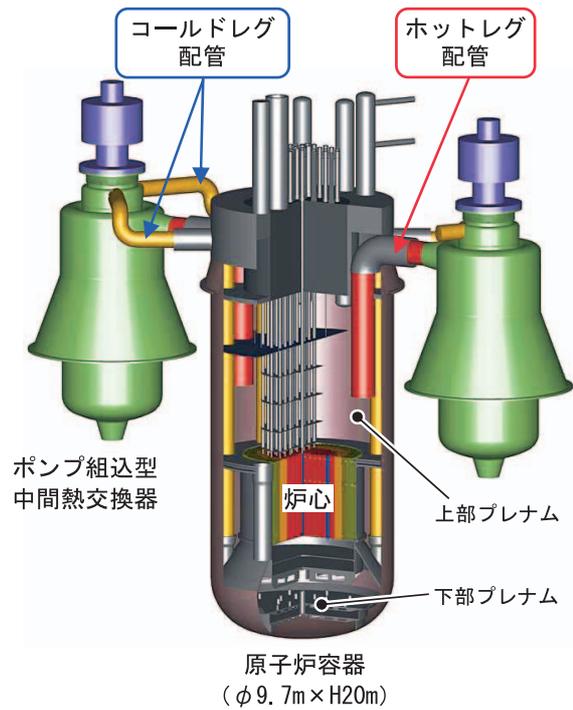


図1 Na冷却大型炉の1次冷却系概念図

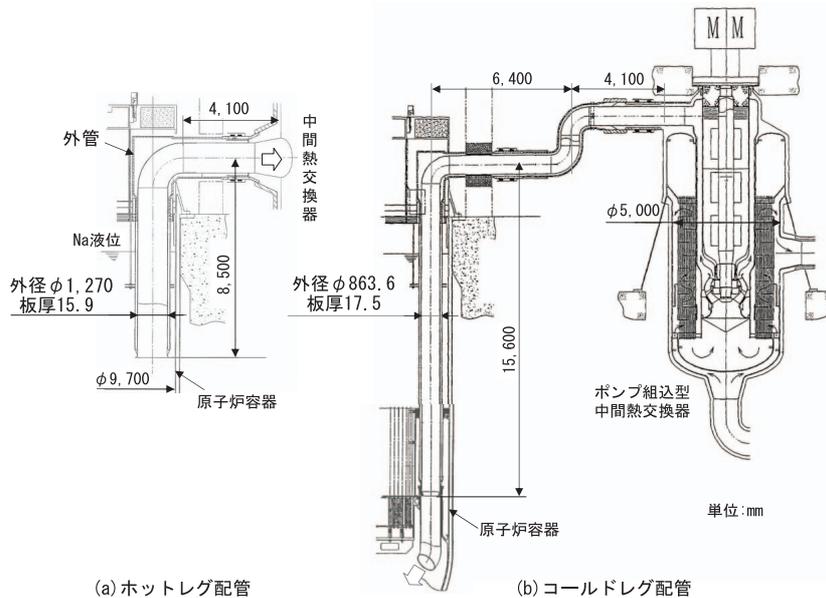


図2 1次冷却系の配管形状

表1 1次冷却系配管仕様の比較

		もんじゅ	実証炉設計	大型炉設計
電気出力		28万kWe	67万kWe	150万kWe
冷却系ループ数		3ループ	3ループ	2ループ
冷却材流量 / ループ		$5.12 \times 10^6 \text{kg/h}$	$9.79 \times 10^6 \text{kg/h}$	$3.27 \times 10^7 \text{kg/h}$
ホット レグ 配管	口径	32 B(812.8mm)	38 B(965.2mm)	50 B(1,270.0mm)
	板厚	11.1mm	12.7mm	15.9mm
	配管長	34.3m	22.3m	13.4m
	平均流速	3.5m/s	4.8m/s	9.2m/s
	平均Re数	1.0×10^7	1.7×10^7	4.2×10^7
コールド レグ 配管	口径	24 B(609.6mm)	30 B(762.0mm)	34 B(863.6mm) ^{*1}
	板厚	9.5mm	20.0mm	17.5mm
	配管長	38.0m	27.3m	26.9m
	平均流速	6.1m/s	7.8m/s	9.8m/s
	平均Re数	1.1×10^7	1.7×10^7	2.5×10^7
クロー バグ レグ 配管	口径	32 B(812.8mm)	削除 ^{*2}	削除 ^{*3}
	板厚	11.1mm		
	配管長	30.3m		
	平均流速	3.4m/s		
	平均Re数	8.2×10^6		

*1 大型炉設計：コールドレグ配管は1ループ2本

*2 実証炉設計：中間熱交換器と主循環ポンプを1次系容器内に収納

*3 大型炉設計：中間熱交換器内部に主循環ポンプを組み込み

1次ナトリウムは、主循環ポンプで加圧されコールドレグ配管を介して原子炉容器の下部プレナムから炉心に流入する。炉心を出た高温のナトリウムは、原子炉容器の上部プレナムに配置されたホットレグ配管を経由して中間熱交換器に流入し、2次ナトリウムと熱交換した後、主循環ポンプに至る。なお、コールドレグ配管は、炉内では炉心槽と原子炉容器間のアニユラス部に配置されるが、原子炉容器径の増大を抑制するため1ループあたり2本に分割している。

配管内の流動条件としては、米国の実験炉FFTF (Fast Flux Test Facility) で実施されたナトリウム試験データ³⁾に基づき、エロージョンを抑制するための目安として、表1に示すように管内の平均流速を9 m/s台に設定している。しかしながら、流動場の指標となるレイノルズ数 ($Re = U \cdot D / \nu$ 、 U ：平均流速、 D ：配管内径、 ν ：流体の動粘性係数) は、配管の大口径化と流速増大に伴って、最大 4.2×10^7 となり従来実績を大きく上回る。

ループ数削減によって管内流速が増大することから、流体の乱れに起因する流動励起振動が大型炉配管設計における重要課題として顕在化してきた。そこで、配管系を対象とした流動励起振動評価手法の整備を進めてきた。これまでに、実証炉設計の逆U字管を模擬した水流動試験⁴⁾で計測さ

れた管壁での圧力変動データに基づいて流体励振力を推定し、1次冷却系配管の振動応答を概略評価している。ただし、参考とした逆U字管試験では、圧力変動の計測点がエルボ部中心領域の数点に限られていた。一方、エルボ出口部には剥離域が形成され、剥離域下流では配管内の流れの状態が大きく変化することが知られている。このため、配管系の振動応答を評価する観点からは、エルボ部のデータだけでは十分でなく、剥離域の影響を受けると考えられるエルボ下流の領域も含む圧力変動特性を詳細に把握する必要があった。

また、励振源となる圧力変動特性の流速やRe数に対する依存性の有無を確認すること、並びにキャピテーション評価のための局所最大流速を明確化すること等の課題もあり、配管内の流動特性も詳細に把握する必要があった。

そこで、冷却系ループ数を削減したプラント概念の成立性を見通すため、実機配管系の健全性評価に必要な流動及び振動特性に関するデータを詳細に取得することを目的として、2001年度から試験計画の検討を進めてきた。

2.2 試験装置の概要

本試験では、口径が最大の1次冷却系ホットレグ配管を代表部位として選定し、エルボ下流での

流動・振動特性を重点的に計測することにした。試験装置は、設計メーカが保有する国内最大規模の水流動試験設備を活用して製作している。励振源となる配管壁上の圧力変動は動圧に比例すると考えられるため、本試験では流動励起振動特性の支配因子として管内平均流速を選定し、実機と同一流速を基本条件とした。また、直径約1.3m規模の流動特性を予測するためには、可能な限り大きなスケールの試験体を用いて信頼性のあるデータを取得することが必要と考え、実機配管の1/3縮尺とした。これにより、実機流速9.2m/sにおけるRe数は、常温水で約 3.7×10^6 、60℃の温水で約 8×10^6 となり、実機配管体系（ナトリウム、550℃）の約1/5のRe数条件となる。なお、水とナトリウムの物性の相違やポンプ設備の制約により、実機Re数領域までのデータ取得は困難であるため、本試験で取得する各種データの流速及びRe数依存性を分析し、実機条件に対する外挿性を検討する。

試験装置の概略系統図を図3(a)に示す。2台の大型ポンプで貯水槽から水を吸込み、ポンプ脈動の影響を遮断するため中間タンクに一旦送水する。その後、原子炉容器に相当する整流タンクに送水し、ホットレグ配管を模擬したエルボ試験体内部を流れる際の流動・振動特性を計測する。試験体としては、流動特性の把握と振動応答評価での入力条件となる圧力変動データの詳細計測を目的として、配管側の振動を極力抑えた剛体と見なし得る可視化試験用アクリル管と、実機と剛性を

合わせて配管系の振動特性（変位、応力）を計測する振動試験用ステンレス管の2種類を製作し、支持架台も含めて交換できる構成としている。

なお、整流タンク内部には、多孔板とパイプを組合せた整流構造を設置し、試験体への吸込み流れを均一化した。また、試験体吸込部のベルマウスについても、キャビテーション防止の観点から、実機配管の形状を忠実に模擬した。

図3(b)は、アクリル製試験体の設置状況を示す。試験前の予備検討として行った流動解析結果に基づき、エルボ近傍に圧力計測点を集中的に配置した。また、鋼材をやぐら構造に組合せた試験体支持架台を設置して装置全体の剛性を高め、圧力変動計測時に試験設備側からの振動の影響を極力排除した。

表2にステンレス管を用いた場合の振動特性に関する相似則を示す。配管材料の縦弾性係数や固有振動数については、試験体の縮尺比や流体の密度比に基づく相似則をほぼ満足している。

3. 試験結果の検討

2003年度に実施した可視化試験では、常温水を用いて、平均流速を0.8m/sから9.2m/sの範囲で変化させ、流動状況の観察、速度分布や管壁上の圧力を計測した。

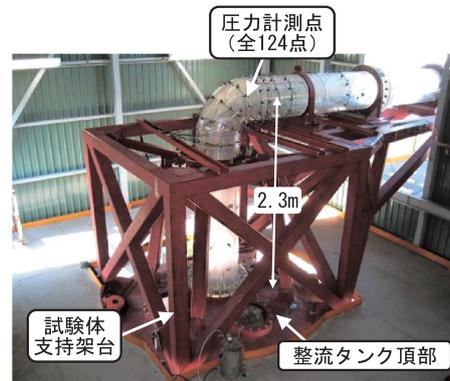
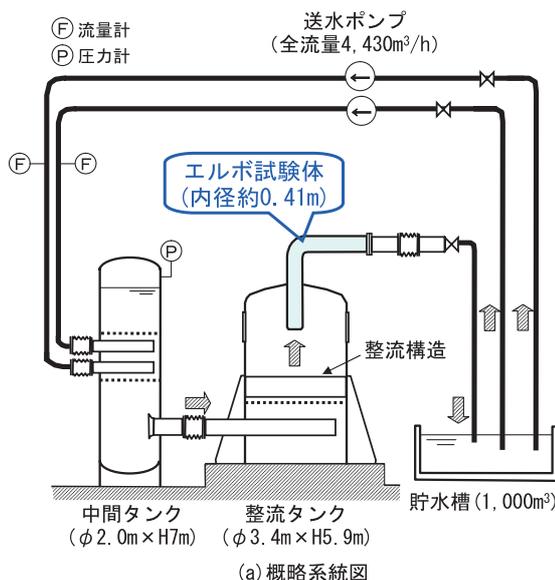


図3 1/3縮尺流動励起振動試験装置の構成

表2 振動特性に関する相似則

項目	実機配管 (12Cr鋼)	試験体 (SUS304)	実機との比率	備考
配管内径	1 238.2mm	0 412.7mm	1/3	
流体密度	820 2kg/m ³	983 2kg/m ³	1.2	実機550 水試験60
流速	9.2m/s	~9.2m/s	1	
材料密度	7 860kg/m ³	7 920kg/m ³	1.01	
縦弾性係数	1.66 × 10 ¹¹ N/m ²	1.95 × 10 ¹¹ N/m ²	1.17	
固有振動数	7.1Hz(1次モード)	21Hz	約3	
配管長	上流直管7.13m 下流直管4.14m	上流直管2.38m 下流直管1.38m	1/3	
肉厚	15.9mm	5.0mm	約1/3	
Re数	4.2 × 10 ⁷	~8 × 10 ⁶	最大1/5程度	
変位	-	-	1/3	
加速度	-	-	3	
応力	-	-	1.2	
圧力変動	-	-	1.2	

3.1 配管内の流動特性

(1) 管内の流況可視化

実機流速9.2m/s条件における流況可視化結果を図4に示す。なお、図中のアルファベット記号は圧力計測位置を示す。特に、エルボ出口部近傍では、流れ方向に約100mm間隔、各断面内では周方向に30度間隔で計測点を配置している。

試験体を設置している整流タンク内では十分に均一化された流れとなっている。このため、試験体吸込部では水中渦やキャピテーションの発生は見られず、エルボ上流側は良く整流された流れとなっている。その後、エルボ腹側の約67.5度(C'断面)付近で剥離が生じ、剥離点から約290~

340mm下流のF断面付近で再付着する。再付着点に関しては、F断面位置を境界として定常的に50mm程度変動している。この剥離点から再付着点までの領域が、剥離域と定義される。また、剥離域の下流側では、剥離域から渦が周期的に放出される状況が観察され、剥離域で生じる乱れが管内流れに大きく影響することを確認した。なお、流速を低下させた場合の流況も同様に観察したが、剥離域の形成範囲等は平均流速9.2m/sの場合と有意な差は見られなかった。

(2) 速度分布の計測

エルボ出口下流3箇所における速度分布をレーザー・ドップラ流速計により計測し、平均流速で無

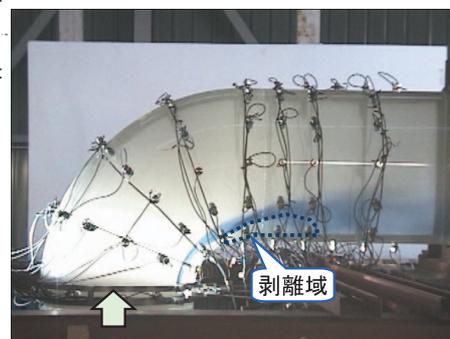
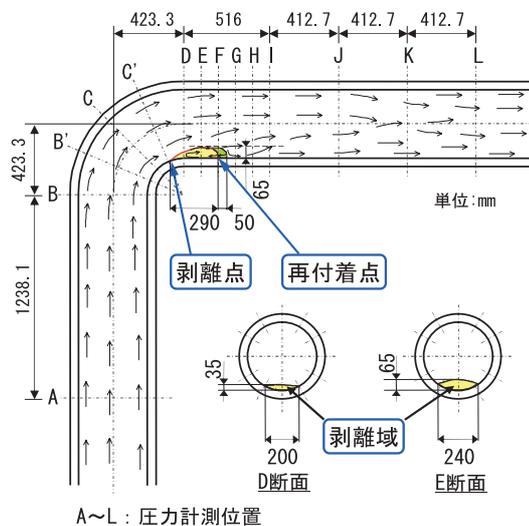


図4 実機流速条件での可視化状況

次元化した管内速度分布を図5に示す。

図中①の位置（エルボ出口に相当するD断面の下流75mm）では、軸方向（流れ方向）の速度成分が180度管壁からの無次元距離（径方向距離を内径で無次元化）約0.15の範囲でマイナス値を示し、逆流している。このことから、エルボ腹側の領域が剥離域に入っていることが分かる。この軸方向速度成分は、無次元距離約0.22付近で、無次元流速が約1.3まで増大するが、それより上の主流ではゆるやかに減少する傾向を示す。一方、周方向の速度成分は若干の偏りが見られるが、比較的バラツキは小さい。図中②の位置（再付着点近傍のF断面下流50mm）では、軸方向速度成分に逆流域は見られない。しかし、180度管壁近傍では、無次元流速約0.4まで上昇し噴流のような特徴を示した。この軸方向速度成分は、無次元距離約0.05から約0.1にかけて低下した後、再び増加している。図中③の位置（H断面下流50mm）では、剥離による逆流や偏流の影響が緩和され、180度管壁近傍でも無次元流速が0.5以上と低速度領域が解消されつつある。図5には、他の流速条件での計測結果も併せてプロットしているが、無次元速度分布はほぼ一致することを確認した。

次に、エロージョンやキャピテーションの発生可能性を確認する観点から、気泡を用いたトレー

サ法によってエルボ部での最大流速を評価した。直径5mm程度の気泡を整流タンクから注入して、高速度ビデオの画像2画面での気泡の移動距離を測定し、図6に示すような局所流速を求めた。最大流速は、エルボ腹側近傍で約14m/s（無次元流速で約1.5）となり、試験前に実施した流動解析での結果とほぼ一致した。この最大流速点の近傍でも、無次元流速1.2~1.5程度の高流速部が分布しているので、管壁近傍にも同程度の高流速部が生じていると考えられる。エルボ部での最大流速の計測結果に基づき、実機条件でのキャピテーションの発生の有無を評価した。評価方法としては、次式で定義されるキャピテーション数と局所の圧力係数（ $-C_p$ ）を求め、 $\sigma = -C_p$ をキャピテーション発生判定基準とする。

$$\sigma = \frac{\bar{p} - p_v}{\frac{1}{2} \rho U^2}, \quad -C_p = \frac{-(\bar{p} - p)}{\frac{1}{2} \rho U^2}$$

ここで、 \bar{p} ：断面の平均圧力、 p_v ：飽和蒸気圧、 p ：局所圧力、 ρ ：流体の密度である。

実機ナトリウム条件では、キャピテーション係数 $\sigma = 5.72$ 、局所圧力係数（ $-C_p$ ） $= 2.25$ となり、局所の最低圧力は飽和蒸気圧を上回るため、キャピテーション発生を回避できる見通しを得た。な

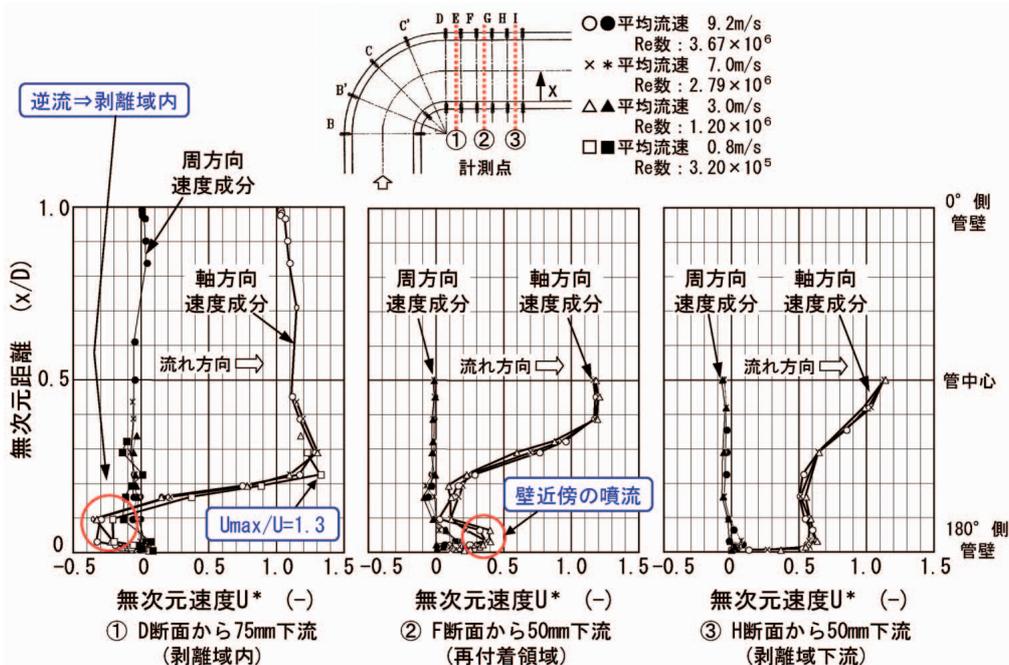


図5 剥離域近傍の無次元速度分布

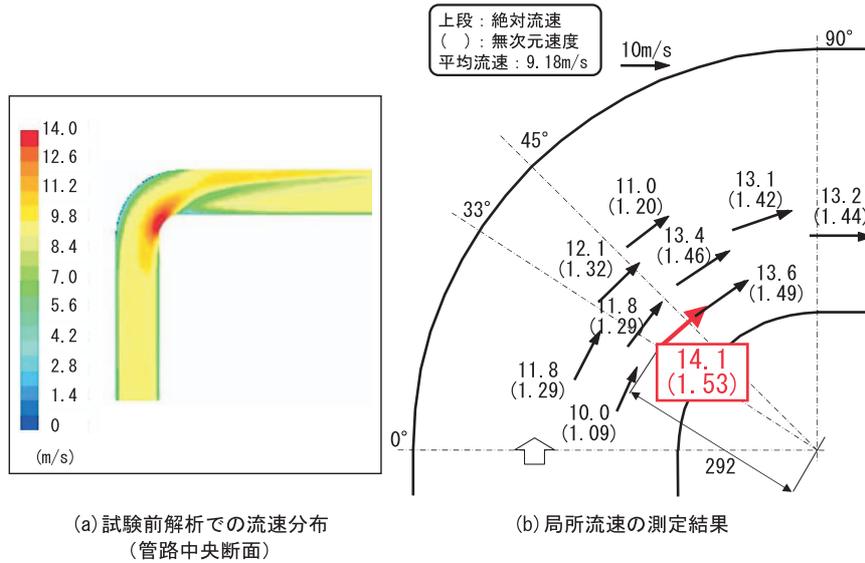


図6 エルボ部の最大流速

お、実機ホットレグ配管では、曲率の小さいベルマウス部での圧力低下がエルボ部より厳しくなるが、ベルマウス形状を適正化することでキャビテーション発生を回避できる見通しである。

(3) エルボ部の圧力損失

配管の圧力損失は、管内流体に与えられる乱れのエネルギーに相当する。そこで、エルボでの乱れ強さを評価する観点で、試験体全体での圧力損失係数を評価した。整流タンクと試験体出口部の差圧を動圧で除したものを全圧力損失係数として定義し、Re数に対する依存性を従来データ⁵⁾と併せ

て図7に示す。

全圧力損失係数 ζ_{tot} は、管の表面粗さにも影響される。従来試験では、表面粗度係数 (= 表面粗さ / 管内径) が0.0025の場合、Re数の増加に伴い、 ζ_{tot} が亜臨界域、遷移域を経て超臨界域に入りほぼ一定となる傾向が示されている。しかし、実機配管の表面粗さに相当する表面粗度係数0.00003の場合、Re数が 2×10^5 近傍で一旦極小値を示した後、Re数の増加に伴い ζ_{tot} が若干増加する傾向を示すが、一定値に至るかどうかは、この従来データのみでは明確でなかった。図7の印が今回の

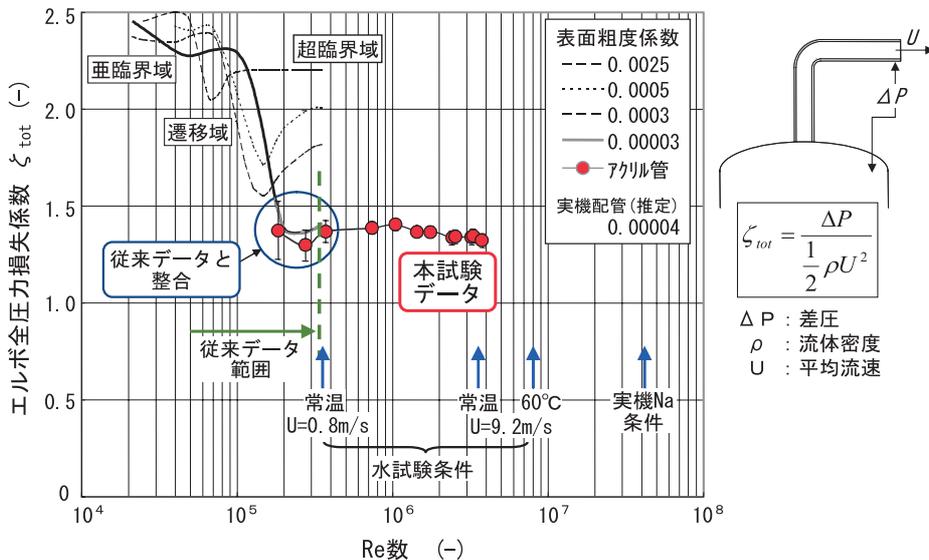


図7 エルボの全圧力損失係数

試験データを示す。Re数 3×10^6 以上の領域におけるデータは、今回初めて取得されたものである。Re数 3×10^6 以下の領域では、 σ_{tot} は従来データにおける表面粗度係数0.00003のカーブをやや下回る。平滑なアクリル管では、表面粗度係数はほぼ0と考えられるので、本試験データは従来データと整合している。

本試験でも、遷移域における σ_{tot} の極小値はRe数 3×10^6 付近にある。その後、 σ_{tot} はRe数の増加に伴い緩い右下がり度1.3程度に収束することが明確になった。従来データ範囲より一桁大きい高Re数領域においても、 σ_{tot} が1.3程度と小さいことは、エルボでの曲がりにより乱れに与えられるエネルギーが少ないことを意味するので、配管振動防止の観点から好ましい傾向である。このようにエルボの全圧力損失係数は、Re数 10^6 以上の超臨界域ではほぼ一定値に収束する傾向を示しており、Re数依存性は小さいと考えられる。

今後、粘性の小さい温水を用いた可視化試験や表面粗さが実機配管相当のステンレス管を用いた振動試験を予定しており、表面粗さの影響確認も含めて、さらに高Re数領域($\sim 8 \times 10^6$)のデータを取得し、管内の流動特性や圧力損失係数のRe数依存性を明確化する予定である。

3.2 配管内の圧力変動特性

(1) 圧力変動の概念

図8に、配管内における圧力変動の概念を模式的に示す。管内を流れる流体の乱れによって生じた渦が圧力変動を引き起こし、配管内面に振動外力として作用する。このような渦による加振力は、温度計ウエルのような構造物後流に生じるカルマン渦による強制振動で見られる卓越振動数での周期的な成分のみが存在するわけではなく、ある程度広い振動数範囲にわたって加振力が存在する。したがって、広い振動数範囲に存在する加振力のうち、配管系の固有振動数における成分で励振⁷⁾されることになる。

この圧力変動源となる渦は、流れによって下流側に移送されるため、配管壁上で計測した各圧力変動信号は、管内流速と計測点間の距離に依存する時間遅れの影響を受ける。したがって、各計測点における圧力変動の大きさや振動数特性に加えて、圧力変動の移流に伴う時間遅れの影響及び渦の大きさ等に関する圧力変動のスケールの影響、すなわち任意の2点間での圧力変動信号の相関が配管系の振動応答評価に必要な情報となる。

そこで、実機流速条件で試験体各部の圧力変動を計測し、管内流れ場との関連や各計測点間の軸方向・径方向の相関について分析・整理した。

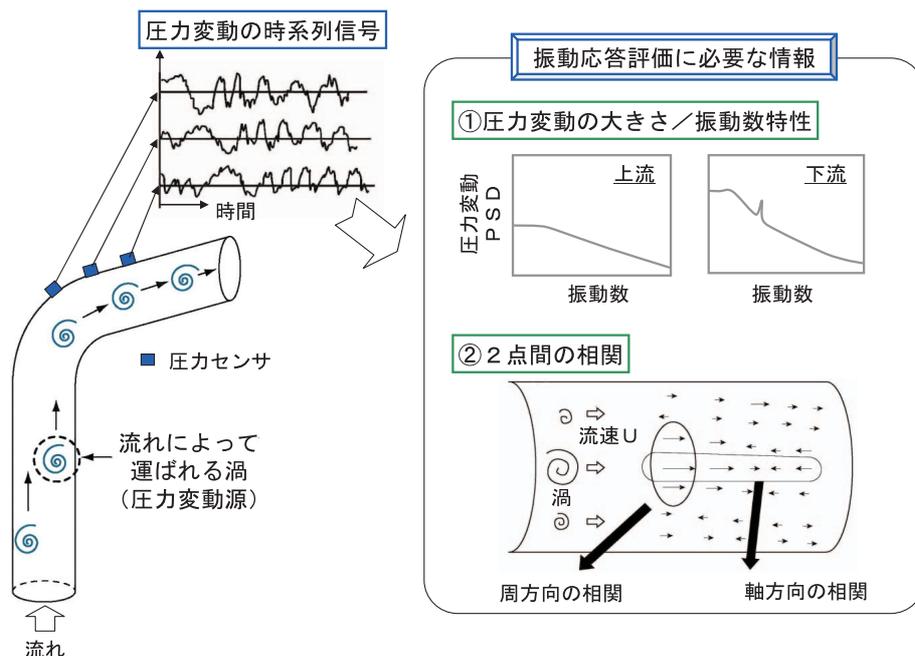


図8 配管内の圧力変動の概念

(2) 圧力変動データの分析

剥離域内での特徴的な圧力変動計測結果の一例として、エルボ出口部（D断面）における時系列データとパワースペクトル密度（以下、PSDと略す）を図9に示す。D断面の上流側では、時系列データでの圧力変動の振幅が ± 6 kPa程度であり、各断面の周方向計測点のデータに有意な差は見られなかった。これに対し、図9(a)に示すD断面の時系列データでは、剥離域の境界近傍となる150度と210度位置で、圧力変動の振幅が ± 15 kPa程度まで増加している。また、図9(b)に示す圧力変動PSDに関しては、150度と210度位置において10 Hzに卓越ピークが現れている。この卓越ピークについては、以下のような剥離域の変動と渦放出に関連するものと考えている。

流況の可視化では、再付着点が定常的に変動すること、すなわち剥離泡（剥離域の立体的な表現）の体積が拡大・収縮を繰り返すことが観察されている。剥離泡が拡大して主流との間の剪断層が不安定になると、剥離域内での渦が分離して主流に放出される。その結果、剥離泡は収縮するが、再付着点から剥離域内への逆流により剥離泡が再度拡大するものと考えられる。したがって、可視化で観察された剥離域からの渦は、この卓越ピークに相当する振動数で周期的に放出されていると考えている。

一方、エルボ腹側の180度位置での時系列データ

には、数秒から数十秒間隔でスパイク状の負の圧力変動（最大 - 50 kPa程度）が見られた。ただし、圧力変動PSDには、剥離域からの渦放出に相当する10 Hzのピークが現れない結果となった。これに関しては、剥離域からの渦は主流との境界近傍で下流に放出されると考えられるため、剥離域中心の180度位置での圧力変動PSDには渦放出のピーク振動数が直接現れなかったのではないかと考えている。また、剥離域内では再付着点からの逆流の影響が大きく作用して複雑な流れ場となっており、剥離泡が特に大きく変動した際に、負のスパイクが発生したものと考えている。

なお、120度位置において、40 Hz以上の領域でもピークが見られるが、エルボ上流の計測点でも同様の振動数成分が見られ、試験装置固有の振動数成分と考えている。

次に、圧力変動の大きさと分布に着目し、圧力変動の分散の空間分布を図10に示す。図10は、横軸を流れ方向の計測位置、縦軸を各計測断面での周方向角度として、流れ方向に沿って試験体内面を展開した形で分散の分布を示している。図中には、剥離域の境界を白い破線で示している。図10に示すように、エルボ上流のB断面までは圧力変動が小さく、剥離点近傍のC'断面から下流に向かって圧力変動が増加する傾向を示す。特に、主流が配管壁表面に衝突する再付着点に相当するF断面180度位置近傍で最大値を示す。剥離域で作ら

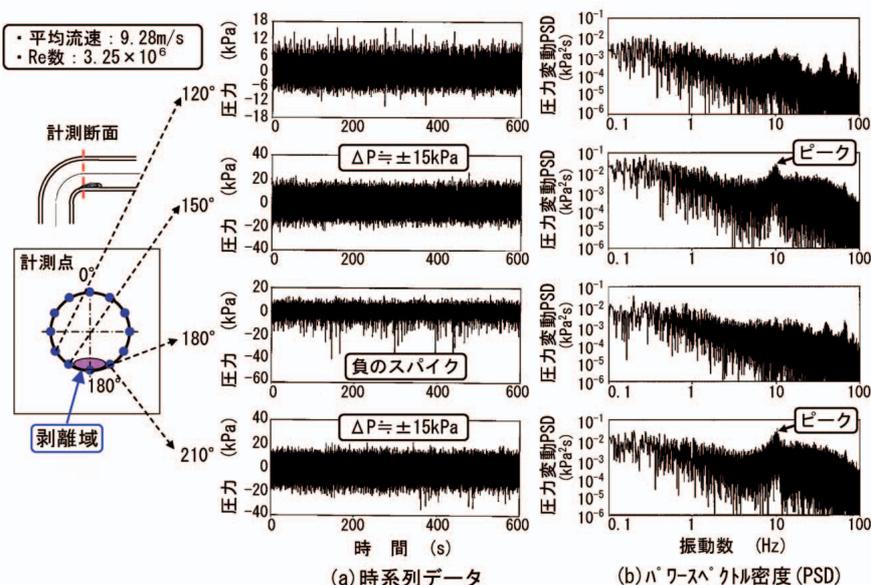


図9 剥離域内の圧力変動データ（D断面）

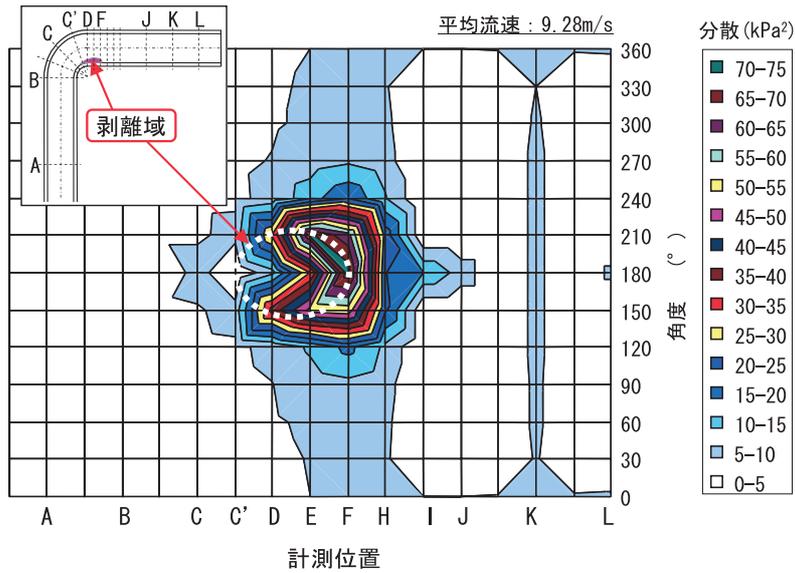


図10 圧力変動の分散の空間分布

れた乱れにより，圧力変動の大きな領域は下流側のJ断面まで拡大しており，流れ方向に沿って圧力変動特性が大きく異なることを確認した。

(3) 圧力変動データのRe数依存性

圧力変動を計測した4ケース（流速0.8m/s，3.0m/s，7.0m/s，9.2m/s）を対象として，代表位置における圧力変動の標準偏差を動圧で無次元化した無次元圧力変動係数を図11に示す。各グラフ

は，横軸にRe数，縦軸に動圧で無次元化した圧力変動係数をとっており，各断面の周方向5点の計測結果をプロットしている。

剥離点近傍のD断面では，図9(b)の圧力変動PSDと同様に，剥離域境界の150度位置で最大値を示している。再付着点近傍のF断面では，図10の圧力変動分散の分布と同様に，180度位置で最大値を示している。図11から分かるように，Re数 = 1.1

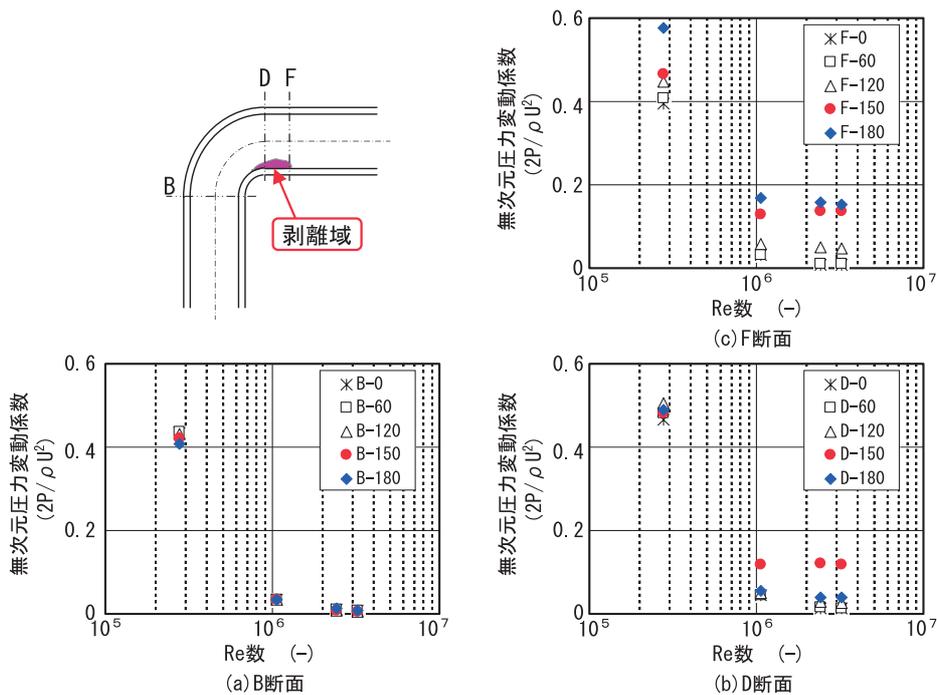


図11 無次元圧力変動係数のRe数依存性

$\times 10^6$ (流速3.0m/s)以上の領域では,各計測点の圧力変動係数は,Re数に対してほぼ一定値を示しており,今回の試験範囲においてはRe数に対する依存性は小さいことが分かった。なお,Re数 $=2.8 \times 10^6$ (流速0.8m/s)の場合には,試験装置のわずかな振動によるノイズの影響を受け,流体の乱れが小さいエルボ上流のB断面においても圧力変動を過大に計測したものと考えている。

前節で述べた管内の速度分布や圧力損失係数等の流動場の傾向と同様,従来の試験条件を上回るRe数 10^6 以上の領域で取得した無次元化圧力変動係数にもRe数依存性はほとんど見られないことが明らかとなった。今後,圧力変動特性についても,温水条件のデータを補充して,管内流速またはRe数に対する依存性を明確化し,縮尺試験での結果を無次元化した形で整理することで実機の特性が推定できるものとする。

(4) 圧力変動PSDの分布

各計測点における圧力変動PSDについても無次元化して整理した結果を図12に示す。図12のグラフは,横軸が無次元振動数($=fD/U$, f :振動数),縦軸が無次元圧力変動PSD($=$ 圧力変動PSD/ $\rho^2 U^3 D$)をとっており,流速9.2m/sと7m/sでの結果をプロットしている。図10に示したように,剥離域で作られる乱れの影響度合いに応じて,試験体各部の圧力変動が流れ方向に沿って大きく変

化することから,試験体各部の圧力変動PSDが以下の4つの領域に大別できることが分かった。

- ・領域1:エルボ上流(A-C断面)
- ・領域2:エルボ腹側(C'-H断面,90度-270度間)
- ・領域3:エルボ背側(C'-H断面,90度-270度間)
- ・領域4:エルボ下流(I-L断面)

特に,剥離域を含む領域2に作用する流体力が最大の励振力を与えることが分かった。また,無次元振動数0.45で流速9.2m/sと7m/sでの卓越ピークが一致している。このようなエルボ下流での乱れに関しては,直径100mmの円管を用いて流体の速度変動スペクトルを評価した例があり,エルボの曲率半径やRe数にかかわらず,エルボ近傍では無次元振動数約0.5で周期的な乱れが発生するとの報告⁷⁾がある。一般に,流れの中に置かれた物体の表面に形成される剥離流れの特徴として,再付着点近傍における圧力変動PSDに明確なピークが現れ,このピークに対応する周波数は再付着点を渦塊が通過する周波数に対応することが知られている⁸⁾。これらの知見に基づくと,エルボ腹側の圧力変動PSDに関して無次元振動数0.45で卓越ピークが見られたことは,エルボでの剥離現象に起因する特徴,すなわち剥離域からの渦放出の周期性に対応するものとする。

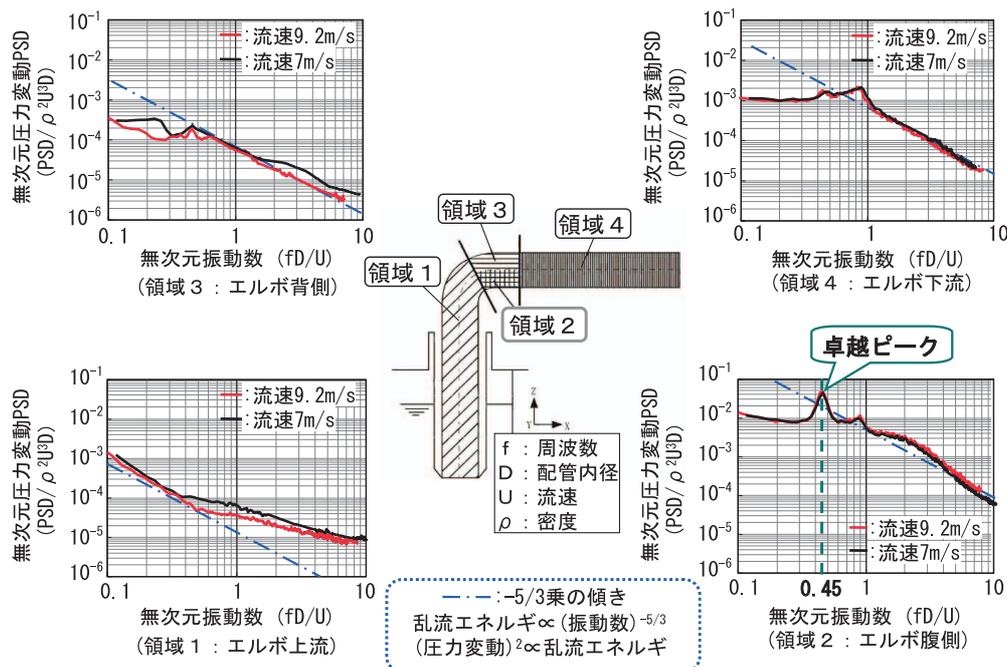


図12 配管内圧力変動PSDの分布

この剥離域からの渦放出に相当する無次元振動数0.45を実機条件に換算すると約3Hzとなる。一方、実機ホットレグ配管の固有振動数は約7Hzと評価されており、剥離域からの渦放出の振動数成分によって配管系が大きく励振されることはないと考えている。

また、一般的な乱れのスペクトルは、高振動数領域では乱流エネルギーが振動数の5/3乗に比例することが知られている⁹⁾。この乱流エネルギーは、圧力変動の2乗に比例する関係があるので、圧力変動PSDについても振動数の5/3乗に比例することになる。図12には、一点鎖線で振動数の5/3乗の補助線を加えているが、エルボ上流(領域1)を除くと、無次元振動数1.0以上の領域では、無次元圧力変動PSDは振動数の5/3乗にほぼ比例する傾向にあることが分かった。

エルボ上流では、理想的な流入条件を作るために設けた整流タンクの効果で非常に乱れの少ない状態となっていることから、5/3乗則から外れたものと考えている。ただし、実機ホットレグ配管は、炉心上部機構や各種の機器・配管が配置される炉上部プレナム内に設置される。したがって、ホットレグ配管流入部の流れ場は、炉上部プレナム内の流動特性に依存しており、流入部の流れが配管内の圧力変動特性に及ぼす影響を確認することが今後の課題となっている。このため、炉上部プレナム水流動試験²⁾の結果等から判断して、整流タンク内に旋回流を発生させる機構を取り付けて、配管内の圧力変動特性に対する影響の有無を確認する試験を計画している。

さらに、本試験で特に着目したエルボ下流(領域4)での圧力変動PSDに関しては、剥離域(領域2)の1/10程度の励振力となっている。このように、剥離域だけでなくエルボ下流での励振力も有意に作用することが明らかとなり、振動応答評価手法の高度化に資するデータが取得できた。

(5) 圧力変動の相関

平均流速9.2m/s条件での圧力変動データに基づき、軸方向及び周方向で隣り合う計測点間での相関を求めた。相関の評価には、それぞれの信号の大きさを規格化したクロススペクトル(無次元化クロススペクトル)の実部を用いた。X、Yの2点で計測された圧力変動の無次元化クロススペクトルは、次式で定義される。

$$\Gamma_{XY} = \frac{W_{XY}}{\sqrt{W_{XX}} \sqrt{W_{YY}}}$$

ここで、 W_{XX} 及び W_{YY} は各点のパワースペクトル、 W_{XY} はクロススペクトルである。一例として、エルボ出口部のD断面-E断面での無次元化クロススペクトルを図13に示す。軸方向(流れ方向)の無次元化クロススペクトル実部は、振動数に対して周期的に変動しながら減少する。これは、流れ方向の相関が振動数とともに小さくなるだけでなく、管内流速 U と計測点間の距離に依存する圧力変動の時間遅れによるものと考えられる。

一方、同一断面内の周方向の無次元化クロススペクトル実部は、振動数に対して単調に減少する傾向を示す。これは、周方向には圧力変動の時間遅れがないためである。

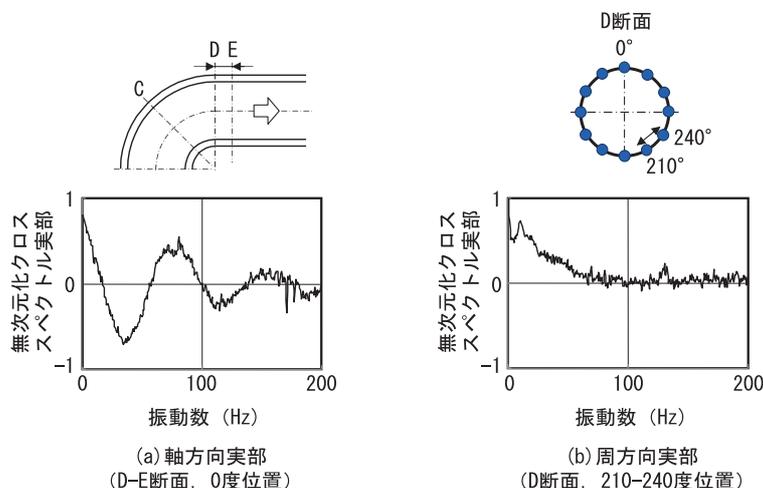


図13 無次元化クロススペクトルの一例

この無次元化クロススペクトルとセンサ間距離の関数として、以下のように相関長（圧力変動による振動外力が時間的に有意な関連を持って作用する範囲）を求める¹⁰⁾。

(a) 軸方向の場合

無次元化クロススペクトルは、2点間の距離（ x ）が離れるにしたがって指数関数的に低下するとして取扱う。また、移流によって生じる時間遅れによる位相ずれ成分も含めて次式で考慮する。

$$\text{Re}(\Gamma_{xy}) = \exp(-|\Delta x|/\lambda) \cos(2\pi f|\Delta x|/U)$$

が相関長であり、無次元化クロススペクトルが $1/e$ （ e ：自然対数の底）になる距離として、次式のように定義される。

$$\lambda = \frac{-|\Delta x|}{\ln(\Gamma_0) - f/f_0}$$

ここで、 Γ_0 は振動数 0 Hzでの無次元化クロススペクトルの実部、 f_0 は無次元化クロススペクトルの大きさが $1/e$ になる振動数である。

(b) 周方向の場合

周方向における無次元化クロススペクトルも、渦の空間スケールに応じて距離が離れるにしたがって指数関数的に低下するとして取扱う。また、相関長も軸方向の評価と同様に取扱う。

$$\text{Re}(\Gamma_{xy}) = \exp(-|\Delta x|/\lambda)$$

$$\lambda = \frac{-|\Delta x|}{\ln(\Gamma_0) - f/f_0}$$

図14には、無次元振動数に対する軸方向及び周方向の無次元相関長（ $= \lambda/D$ ）を示す。図12に示す無次元圧力変動PSDの分布と同様に、剥離による乱れの影響度合いに応じて、軸方向3領域、周方向4領域に区分して相関長を整理できることが分かった。なお、エルボ上流の領域では、いずれも相関が見られない結果となっている。

4. おわりに

4.1 試験結果のまとめ

冷却系ループ数を削減しているナトリウム冷却大型炉における流動上の重要課題であった大口徑・高流速配管の流動励起振動特性を把握するため、実機ホットレグ配管を1/3縮尺で模擬した試験装置を製作した。今回、アクリル製試験体を用いて、従来の配管流動試験におけるRe数条件を超えた条件（最大Re数 3.7×10^6 ）の下で、流況の可視化、流速分布、圧力変動等のデータを分析・整理し、以下の結果を得た。

(1) エルボ部の流動特性

・今回の試験範囲内では、全体流況や配管内の相

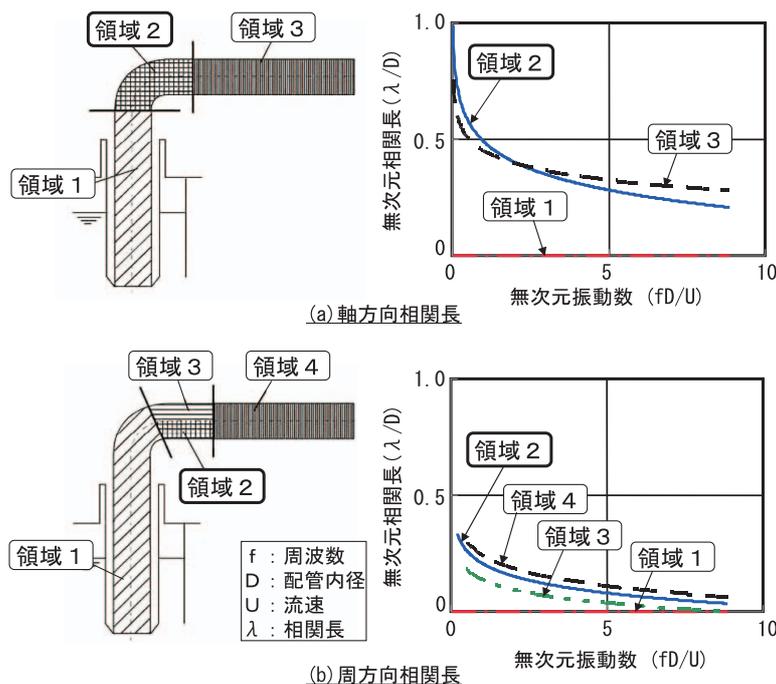


図14 軸方向/周方向の無次元相関長

対速度分布にはRe数依存性が見られない。

- ・エルボ部の局所最大流速は、平均流速の約1.5倍となり、試験前解析とほぼ一致した。
- ・エルボ全圧損係数は約1.3となり、エルボでの剥離を伴う管内流れから与えられる乱れのエネルギーは小さい。

(2) 圧力変動データの分析

- ・配管内の流れ方向に沿って多数点の管壁表面の圧力を計測した結果、エルボの剥離域を含む領域での圧力変動が支配的となる。
- ・剥離域での圧力変動には、無次元振動数0.45での卓越ピークが現れる。これは、剥離域からの渦放出の周期性に対応している。
- ・実機配管の振動応答評価に用いる圧力変動PSD及び相関長については、剥離による乱れの度合いに応じて、エルボ上流、エルボ部、エルボ下流に区分して整理できる。

4.2 今後の進め方

現在は、温水条件での可視化試験が終了して流動関連データの分析・整理を進めており、今後ステンレス管を用いた振動試験を予定している。また、配管流入部に旋回流れを与える体系での試験も計画しており、配管内の圧力変動特性に対する影響の有無を確認する予定である。

これらの試験により、流動・振動関連データの流速やRe数に対する依存性をより明確化するとともに、実機配管の振動応答評価に向けた入力条件（圧力変動PSD、相関長）の精度向上を図って

いく。

なお、本試験の実施に当たっては、三菱重工業株式会社の佐郷ひろみ、白石直、渡壁壽人、中村友道、石谷嘉英の各氏の協力を得ており、ここに謝意を表する。

参考文献

- 1) 此村守, 小川隆, 他: “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ 中間報告 - 原子炉プラントシステム技術検討書 -”, サイクル機構報告書, JNC TN9400 2004-035 (2004).
- 2) 此村守, 上出英樹, 他: “高速増殖炉の要素技術開発(1) - 各冷却炉個別の技術開発 -”, サイクル機構技報, No.24 別冊, p81 (2004).
- 3) F.R.Standley: “FFTF Sodium Erosion Tests T 1 B and T 1 D”, HEDL TME71-99, (1971).
- 4) T.Inagaki, T.Umeoka, et al.: “Flow induced Vibration of Inversed U shaped Piping Containing Flowing Fluid of Top Entry System for LMFBR”, Proc. 9th Int. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, p.295 (1987).
- 5) I.E.Idelchik: Handbook of Hydraulic Resistance, Hemisphere Pub. Corp., (1978).
- 6) 日本機械学会編: 事例に学ぶ流体関連振動, 技報堂出版, (2003).
- 7) 河村勉, 中尾俊次, 他: “エルボ下流の乱れに及ぼすレイノルズ数の影響”, 日本機械学会論文集B編, 第68巻第667号 (2002).
- 8) 谷一郎編: 流体力学の進歩 境界層, 丸善, (1984).
- 9) 巽友正編: 乱流現象の科学, 東京大学出版会, (1986).
- 10) M.K.Au Yang, K.B.Jordan: “Dynamic Pressure inside a PWR - A Study Based on Laboratory and Field Test Data”, Nuclear Engineering and Design, 58, p.113 (1980).



超深地層研究所計画（第1段階）における岩盤力学調査研究

中間 茂雄 山田 淳夫 青木 俊朗 佐藤 稔紀

東濃地科学センター 瑞浪超深地層研究所

Rock Mechanical Investigations in the Mizunami Underground Research Laboratory Project (Phase I)

Shigeo NAKAMA Atsuo YAMADA Toshiro AOKI Toshinori SATO

Mizunami Underground Research Laboratory, Tono Geoscience Center

本調査研究では、超深地層研究所計画第1段階（地表からの調査予測研究段階）において、研究坑道掘削前の岩盤の物理・力学的な特性、初期応力状態を調査した。また、研究坑道掘削に伴う坑道周辺岩盤の挙動予測に関する解析・検討を行った。

調査の結果、研究用地における岩盤は、一部風化変質などによる強度低下部が認められるものの、見かけ比重が2.30～2.65、一軸圧縮強度が64～212MPa、ヤング率が20～68GPaであり、我が国における一般的な花崗岩とほぼ同様の物性であることが確認された。また初期応力状態はおおむね最大主応力方向が北～北西方向であり、研究用地周辺の測地学的な広域ひずみ場と同様の傾向が認められた。

これらの結果に基づいて土岐花崗岩の力学物性及び初期応力状態を設定し、第2段階以降の研究坑道の掘削による坑道周辺岩盤の挙動予測解析を実施した。予測解析では、既存き裂の伸展や新しいき裂の発生に基づいた掘削損傷領域の設定方法を検討し、その結果、既存き裂の伸展や新規き裂の発生により、変形や局所安全率、透水係数、き裂の開口量などの変化が坑道周辺に生じることが予測された。

This report discusses about rock mechanical properties and in-situ stress state before excavation of shafts and drifts, and analysis of surround rock mass behavior in drift excavation based on the results of investigations in Mizunami Underground Research Laboratory Project (Phase I).

As results of the research, the rock mechanical properties of the Toki granite at the MIU construction site are; apparent specific gravity 2.30~2.65, unconfined compressive strength of 64~212MPa and, Young's modulus of 20~68GPa. The rock mechanical properties of Toki granite at the MIU construction site are similar to average values found in Japanese granite. Directions of maximum principal stress are N-S to NW-SE.

Based on these results, analysis was made and modeling method was established for excavation damaged zone in analysis of surround rock mass behavior in drift excavation. After Phase II, changes in distribution of deformation, safety factor, hydraulic conductivity, and opening fracture are caused by drift excavation.

キーワード

岩盤，地表からの調査，物理・力学特性，初期応力状態，応力測定，坑道掘削予測，掘削損傷領域，き裂，瑞浪超深地層研究所

Rock Mass, Surface-Based Investigation, Physical and Mechanical Properties, In-Situ Stress State, Stress Measurement, Analysis of Rock Mass Behavior; Excavation Damaged Zone, Crack, Mizunami Underground Research Laboratory



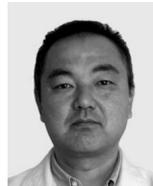
中間 茂雄

超深地層研究所グループ岩盤工学チーム所属
研究員
超深地層研究所計画の岩盤力学特性調査に関する研究に従事



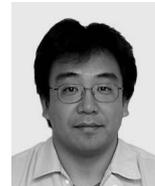
山田 淳夫

超深地層研究所グループ岩盤工学チーム所属
超深地層研究所計画の岩盤力学特性調査に関する研究に従事



青木 俊朗

超深地層研究所グループ岩盤工学チーム所属
超深地層研究所計画の岩盤力学特性調査に関する研究に従事
博士(工学)・技術士(建設部門)



佐藤 稔紀

超深地層研究所グループ岩盤工学チームリーダー
副主任研究員
超深地層研究所計画の岩盤力学特性調査に関する研究に従事
博士(工学)

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物の地層処分においては、地質環境には、廃棄物を物理的に隔離すること、人工バリアに適した設置環境を提供すること、及び核種の移行を遅延する天然バリアとして機能する3つの役割が期待されている。これらの役割を果たすために地質環境には、まず長期にわたって十分に安定であること、ついで人工バリアの設置環境及び天然バリアとして、岩盤や地下水の物理的・化学的性質が適切であることが求められる¹⁾。

「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」では、精密調査地区選定段階の調査内容及び選定要件として、「当該対象地層等を構成する岩石の種類及び性状に関する事項」及び「当該対象地層等が坑道の掘削に支障のないものであること」がそれぞれ挙げられている。また、最終処分施設建設地の選定段階の調査内容及び選定要件として、「当該精密調査地区内の最終処分を行おうとする地層（以下、対象地層という）を構成する岩石の強度その他の当該対象地層の物理的性質に関する事項」及び「地下施設が当該対象地層内において異常な圧力を受けるおそれがないと見込まれることその他当該対象地層の物理的性質が最終処分施設の設置に適していると見込まれること」がそれぞれ挙げられており、これら岩盤の物理・力学的環境の調査・解析・評価手法の開発が求められている。

サイクル機構が岐阜県瑞浪市において進めている「超深地層研究所計画」²⁾は、高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発の基盤となる地層科学研究の一環で実施しているものである。本計画は、深度1,000m程度の2本の立坑（主立坑・換気立坑）と2つの水平坑道群（中間ステージ；深度500m、最深ステージ；深度1,000mを計画）の掘削・建設を伴う深部地質環境の研究計画であり、施設の建設過程の各段階で岩盤の物理・力学的環境の調査を行いながら、前述したような課題にかかわる研究・技術開発を行っている。

本計画は1996年度より、瑞浪市明世町のサイクル機構が所有する用地（正馬様用地）において調査研究を行ってきたが、2002年1月に瑞浪市と市有地の賃貸借契約を締結し、研究坑道等の設置場所を正馬様用地の約1.5km東の市有地（以下、研究所用地という）に変更した（図1参照）。

超深地層研究所計画は、「地表からの調査予測研究段階（第1段階）」、「研究坑道の掘削を伴う研究

表1 超深地層研究所計画 調査研究スケジュール

研究段階	年度	1996	2000	2005	2010	2015
第1段階 (地表からの調査 予測研究段階)		■	■			
第2段階 (研究坑道の掘削 を伴う研究段階)			■	■		
第3段階 (研究坑道を利用 した研究段階)					■	■

現在 (2004.11)

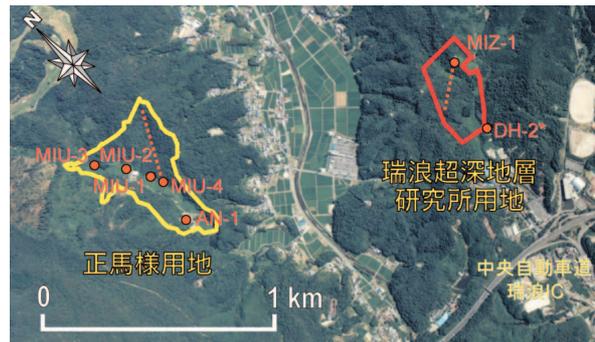


図1 研究の実施場所及びボーリング孔の位置
(* DH 2号孔は広域地下水流動研究の既存ボーリング孔)

段階（第2段階）」、「研究坑道を利用した研究段階（第3段階）」の3段階に分けて進められており、2004年度末には第1段階の調査を終了する予定である。また、第2段階に関しては、2003年より立坑の掘削工事を開始しており、2005年からは橋や巻上機、スcaffoldingを用いた本格的な掘削を行う予定である³⁾。

超深地層研究所計画第1段階における岩盤力学調査研究の目標は、瑞浪超深地層研究所が建設される対象岩盤の調査を通じて、ボーリング調査などの地表からの調査により、岩盤力学データの取得手法及び評価手法を確立することである。本報告では、第1段階における岩盤力学調査研究の結果明らかとなった研究坑道建設前の地下深部の岩盤力学特性を示した後、坑道掘削影響解析の結果について述べる。

2. 調査研究方法

本調査研究では、研究所用地周辺に基盤岩として分布する白亜紀後期の土岐花崗岩と呼ばれる結晶質岩を研究の対象岩盤とした。なお、研究所用地では厚さ百数十mの堆積岩層（新第三紀の瑞浪

層群及び瀬戸層群)が基盤の土岐花崗岩を不整合に覆っている。

具体的な調査研究方法としては、研究坑道群が主に建設される土岐花崗岩を研究対象として、研究坑道群が建設される深度1,000mまでの岩盤力学データとして、土岐花崗岩の物理・力学特性、初期応力の深度分布を取得した。初期応力の測定については、ボーリング孔及びボーリングコアを用いた現存する複数の手法を適用した。また、取得された岩盤力学データに基づき、研究坑道掘削に伴う坑道周辺岩盤の挙動予測解析を実施した。

2.1 ボーリングコアを用いた室内物理・力学試験

地表から深度1,000mまでの岩盤の物理・力学特性を把握するための室内物理・力学試験を実施した。調査方法としては、ボーリング調査で取得されたボーリングコアを深度50~100mピッチでサンプリングし、室内物理・力学試験により深度方向のボーリングコアの物理・力学特性の分布を求めた。試験は正馬様用地における5本のボーリング孔(AN 1号孔, MIU 1号孔, MIU 2号孔, MIU 3号孔:掘削長約1,000mの鉛直孔, MIU 4号孔:掘削長約800mの傾斜孔)のボーリングコアについて順に試験を実施し、その後、研究所用地近傍の広域地下水流動研究のために掘削された既存ボーリング孔であるDH 2号孔(掘削長約500mの鉛直孔),研究所用地内のMIZ 1号孔(掘削長約1,300mの鉛直~傾斜孔)のボーリングコアについて試験を実施した。これらのボーリング孔の位置を図1に示す。試験項目は、室内物理試験として、密度試験,含水比試験,有効空隙率試験及び弾性波速度試験を実施し、見かけ比重や含水比,有効空隙率,弾性波速度を算出した。また、室内力学試験として、一軸圧縮試験,圧裂引張試験及び三軸圧縮試験を実施し、一軸圧縮強度,ヤング率,ポアソン比,圧裂引張強度,粘着力,内部摩擦角を評価した。

2.2 初期応力測定

岩盤の初期応力は地下施設の設計・建設において最も重要な因子のひとつであり、坑道のレイアウトや安定性にも大きく影響する因子である。初期応力測定手法については、実用段階のものから研究段階のものまで、今日までに極めて多数の手法が提案されている⁴⁾。その理由は、各々の手法が

それぞれ長所,短所,適用限界を有しているためである。そのため、超深地層研究所計画では、現在日本国内で初期応力測定として適用されている手法や、サイクル機構がこれまでに実施した釜石鉱山(岩手県釜石市)や東濃鉱山(岐阜県土岐市)における調査試験研究で得られた知見に基づき、複数の手法により同一箇所において初期応力測定を実施した。測定手法はボーリングコアを用いた手法として、AE(Acoustic Emission)法⁵⁾とDRA(Deformation Rate Analysis)法⁶⁾との併用法(以下,AE/DRA法),DSCA(Differential Strain Curve Analysis)法⁷⁾及びASR(Anelastic Strain Recovery)法⁸⁾を、ボーリング孔を利用した手法として、水圧破砕法を用いた。

ボーリングコアを用いた手法は、ボーリングによって岩石にかかっていた応力が解放され、これによる岩石供試体の変形に伴い発生するAEやひずみを測定し、そのAEの発生量の変化や、ひずみ増分の変化等から原位置で作用していた応力値を推定するものである。また、ボーリング孔を用いた水圧破砕法は、水圧によって岩盤を直接破壊し、破壊時等の水圧や破壊の発生方向等から主応力値及びその方向を求めるものである。

2.3 研究坑道掘削に伴う坑道周辺岩盤の挙動予測解析

地下の岩盤中に坑道などの空洞を掘削すると、坑道周辺岩盤において、き裂の発生・伸張、応力状態の変化あるいは間隙水圧の変化が生じる。この変化により、周辺岩盤の強度特性や変形特性などの力学特性、透水係数などの水理特性あるいは地下水の酸化還元電位などの地球化学特性が変化することが想定される。このような変化が生じる領域を「掘削影響領域」と呼ぶ。掘削影響領域は、地下空間の合理的な設計や施工にとって重要であるとともに、処分場閉鎖後の地下水の選択的な移行経路となることも想定されることから、その性質や広がり把握・評価は重要である。

掘削影響領域は、掘削のダメージにより岩盤が直接的に損傷を受ける「掘削損傷領域」、間隙水圧が低下し、地下水の化学的性質が変化する「不飽和領域」及び空洞の掘削による応力解放により岩盤中の応力状態が変化し、既存のき裂の開閉が生じる「応力再配分領域」の3つの領域の重ね合わせと考えられている¹⁾(図2)。坑道周辺岩盤の挙動

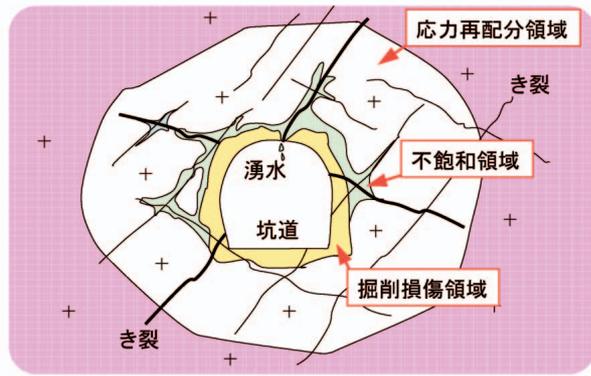


図2 掘削影響領域の概念図

予測解析では、坑道の力学的安定性及び掘削影響領域を予測評価する目的で数値解析が実施されるが、一般的な数値解析では、坑道掘削により応力が解放され、坑道周辺岩盤の応力変化によって形成される応力再配分領域が求まるのみである。実際の掘削では、発破や機械掘削による直接的なダメージによって掘削損傷領域が形成される。掘削損傷領域の形成は、応力再配分領域、すなわち掘削影響領域全体に影響を及ぼすことから、掘削影響解析において掘削損傷領域を適切にモデル化することが重要となる。そこで、本研究では、サイ

クル機構が計画している超深地層研究所計画で対象となる結晶質岩（土岐花崗岩）を例として、地表からの調査（深層ボーリング調査など）のデータに基づいて、掘削損傷領域を考慮した掘削影響解析を実施し、掘削損傷領域の設定方法及びこれを考慮することによる解析結果に与える影響について検討を行った。解析の手法としては、有限要素法による解析を基本とし、結晶質岩などのき裂性岩盤の挙動を考慮した解析が可能なYoshida and Horiiが⁹⁾提案するMBC（Micro-mechanics Based Continuum model）及びOda¹⁰⁾が提案するクラックテンソルモデルを用いた。

3. 調査研究結果及び考察

3.1 ボーリングコアを用いた室内物理・力学試験結果

試験で得られた物理・力学特性を表2及び図3に示す。調査対象である土岐花崗岩のうち研究所用地（MIZ 1号孔）における物性値は、見かけ比重が2.30~2.65、有効空隙率が0.64~13.5%、一軸圧縮強度が64~212MPa、50%接線ヤング率が20~68GPaであった。これらの結果は、先に調査を行った正馬様用地における値や日本の花

表2 研究所用地及びその周辺におけるボーリングコアの室内物理・力学試験結果（平均値）

物理・力学物性	研究所用地 (MIZ-1)	研究所用地 近傍 (DH-2)	正馬様用地 (AN-1, MIU-1~4)	日本の花崗岩類 ¹⁾ **
見 か け 比 重	2.605(2.623)*	2.623	2.624	2.63
有 効 空 隙 率	1.88%(1.15%)*	0.83%	1.31%	2.0%
弾性波速度 (P波)	5.36 km/s	4.8 km/s	5.27 km/s	4.75 km/s
弾性波速度 (S波)	2.83 km/s	2.41 km/s	2.85 km/s	2.44 km/s
一 軸 圧 縮 強 度	166 MPa	117 MPa	168 MPa	136 MPa
50% 接線ヤング率	52 GPa	58 GPa	51 GPa	33 GPa
ポアソン比	0.26	0.33	0.34	0.23

* ()内は地表から掘削長200mの値を除いた平均値

** 花崗岩, 花崗閃緑岩, 花崗斑岩, 石英斑岩, 石英閃緑岩, 石英閃長岩, 片麻岩

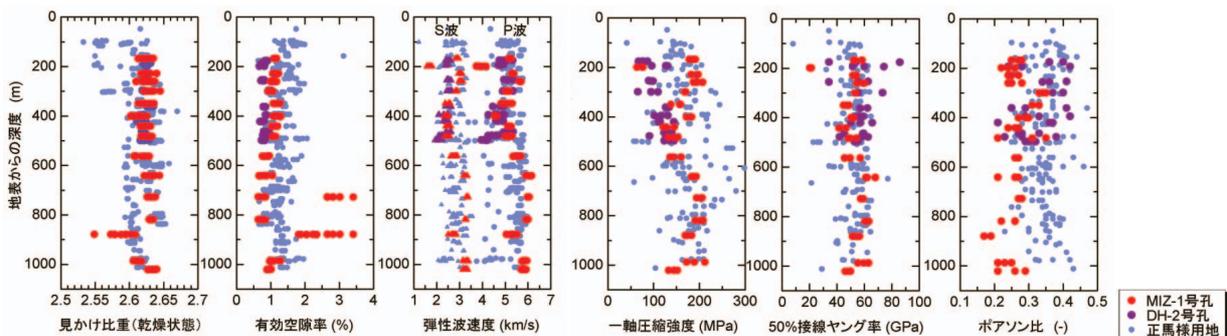


図3 研究所用地及びその周辺における岩芯の室内物理・力学試験結果

崗岩の平均的な値とほぼ同じであった。

一方、研究所用地近傍の既存ボーリング孔(DH 2号孔)では、一軸圧縮強度の低下が認められ、強度の低い岩盤の分布が確認された。このことは、研究所用地周辺で確認されている土岐花崗岩の表層部から厚さ200~300m程度の上部割れ目帯と呼ばれる割れ目の集中帯の存在と整合的であった。しかし、MIZ 1号孔においては、上部割れ目帯に対応する岩石強度の低下は認められず、深度200mにおいて岩石の変質に起因する強度低下が認められたのみであった。このことは、地質学的に同じ岩盤であっても、岩盤物性が場所によって変わりうることを示している。また、深度730m付近及び深度880m付近での有効空隙率の増加に見られるような物理特性の変化が一部認められたが、これに伴う一軸圧縮強度などの力学特性の低下は認められない。逆に、深度600m以深では、一軸圧縮強度が180~210MPaと比較的強度が大きく、岩石基質部の硬い岩盤が分布している。

以上のように物理・力学特性は深度によって一様ではないことから、同種の調査においては、複数の深度及び地点での調査の実施が必要と考えられる。

3.2 初期応力測定結果

(1) ボーリングコアを用いた初期応力測定

正馬様用地のMIU 1号孔,MIU 2号孔,MIU 3号孔のボーリングコアを用いたAE/DRA法による初期応力測定を実施した。本測定では、ボーリングコアをボーリング孔軸方向(鉛直方向)に整形し、鉛直方向の初期応力を評価した。その結果、断層や割れ目帯付近以外の地点では、ばらつきは大きいものの、ほとんどの値が岩石の単位体積重量から算出される土かぶり圧(単位体積重量×深さ)とほぼ同様であることが確認された。研究所用地のMIZ 1号孔の500mまでのボーリングコアを用いた測定では、正馬様用地とは異なり、深度の増加に伴い応力が低下する結果が得られた。AE法に関しては初期応力の大きさを決定するために重要となるAE急増点の読み取りが困難だったこと、DRA法に関しては、ひずみ差関数の非線形性が強く応力評価が困難であったことにより、測定誤差が多く含まれた初期応力測定結果となった。この理由のひとつとして、低応力下での岩石のダイレイタンス(応力の負荷による体積膨張)発

生の影響が考えられたため、深度500m以深の測定では、封圧の載荷によりダイレイタンスを抑制しながらのAE/DRA法による初期応力測定¹¹⁾を試みているところである。

研究所用地近傍の既存ボーリング孔(DH 2号孔)及び研究所用地内のMIZ 1号孔の深度500mまでのボーリングコアを用いたDSCA法による室内試験を行った。DSCA法では、試験の結果得られるクラックパラメータの主値の方向より初期応力の主応力方向を推定することができる。これら主値の方向の分布はかなりばらついているものの、クラックパラメータの最大主値の方向はN S方向からNW SE方向であり、最大主応力の方向もこの方向にあると評価した。これらの結果は後述する正馬様用地で実施された水圧破砕法による初期応力測定で得られた最大主応力の方向とほぼ同様である。また、これらの結果は、研究所用地周辺の三角点の相対変位から推測される広域的な初期応力状態¹²⁾とも比較的一致している。

ASR法による初期応力測定は、松木らによる岩手県での測定実績¹³⁾を基に、土岐花崗岩を対象としたものとしては、研究所用地のMIZ 1号孔において初めて適用した。しかしながら、応力の評価に重要となる、非弾性ひずみの回復量が十分に現れず、定量的な初期応力の評価は出来なかった。

以上、研究所用地の初期応力状態は、ボーリングコアを用いたDSCA法による試験結果のみから評価せざるを得ない結果となったが、現時点の解釈として研究所用地の応力状態は、おおむね正馬様用地における応力状態と類似傾向にあり、最大主応力の方向はN S方向からNW SE方向であると推測される。

(2) ボーリング孔を用いた初期応力測定

ボーリング孔を用いた初期応力測定として、正馬様用地に掘削された3本の深層ボーリング孔(AN 1号孔,MIU 2号孔,MIU 3号孔)において実施した水圧破砕法による初期応力測定結果を図4に示す。

3本のボーリング孔の主応力値の深度分布によれば、深度500~650mを境にしてそれよりも上部と下部で応力環境が異なるという特徴が認められる。すなわちAN 1号孔では深度650mで σ_H (水平面内の最大主応力) > σ_h (水平面内の最小主応力) σ_H (鉛直応力=土かぶり圧)の逆断層型と横ずれ断層型の遷移型の応力環境から $\sigma_H > \sigma_v >$

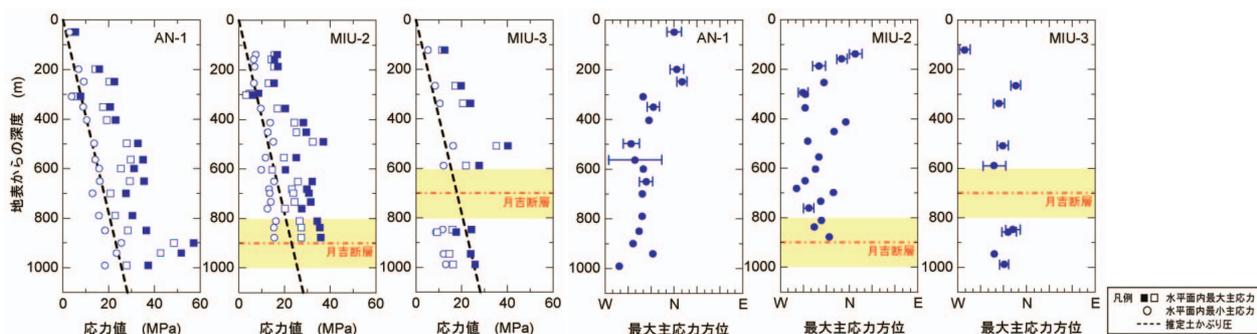


図4 水圧破砕法による初期応力測定結果

σ_h の横ずれ断層型の応力環境へ、MIU 2号孔とMIU 3号孔では深度550m及び600mでそれぞれ $\sigma_H > \sigma_h > \sigma_v$ の逆断層型から $\sigma_H > \sigma_v > \sigma_h$ の横ずれ断層型へと応力環境が変化する。また、AN 1号孔とMIU 1号孔では、深度300m付近で初期応力が著しく低下している。これは土岐花崗岩の表層から厚さ200~300mに分布する上部割れ目帯の存在により、局部的に応力緩和が生じているためと推測される。さらに、MIU 3号孔の深度700m以下の月吉断層の下盤における主応力の大きさは、他のボーリング孔の同一深度で測定された値よりも著しく小さく、応力環境はこの断層を境に横ずれ断層型から正断層型に変化する。

3本のボーリング孔の最大主応力方向によれば、深度200~300mよりも浅い深度においてはAN 1号孔ではほぼNS方向、MIU 2号孔では深度100mから300mにかけてNからNW SE方向に約60°回転するよう見える。MIU 3号孔では深度100m付近でほぼE W方向である。深度300m以深ではいずれのボーリング孔においてもほぼN45°Wを中心分布し、三角点の相対変位から推測される広域的な初期応力状態¹²⁾とも比較的一致している。

以上のように測定された初期応力の大きさ及び最大主応力方向は深度によって異なっている。このような現象は“stress decoupling”と呼ばれており、stress decouplingは岩質の変化あるいは地形と関係があるといわれている。また、一般に岩盤内部の初期応力分布には地質構造、岩盤の不均質性及び異方性、地形などが影響を及ぼすことが知られている。しかし、調査地域の地形は比較的なだらかであり、応力環境が変化する深度500~650mに断層あるいは不整合面などの地質構造は認められない。

以上のことから地表からの調査段階において、岩盤深部の初期応力状態は、ボーリング孔を用いた調査によって初めて正確に推定可能なものであり、これらを正確に評価するためには、複数の深度あるいは地点における初期応力測定の必要があることを示している。

なお、研究所用地のMIZ 1号孔における水圧破砕法による初期応力測定は2004年11月末現在測定を実施中である。

4. 研究坑道掘削に伴う坑道周辺岩盤の挙動予測解析結果

4.1 解析条件

解析対象領域は、現時点で瑞浪超深地層研究所の建設が予定されている研究所用地と同じ土岐花崗岩が分布し、当初建設が予定されていた調査データが豊富にある正馬様用地を対象とした。解析は、深度500mに研究坑道を掘削することを想定し、掘削坑道は円形立坑(掘削径7.3m)及び幌形の横坑(高さ3m×幅3m)とした。解析入力値は表3に示した値を用い、初期応力状態は正馬様用地における測定結果(図4)などを基に初期応力解析¹⁴⁾を行い、解析断面となる2次元断面に投影した値を用いた。き裂に関する情報については、正馬様用地における調査結果に基づき作成された岩盤力学概念モデル¹⁵⁾を参照し、解析対象となる深度500m地点を含む岩盤ゾーン(深度300~700m)に該当するボーリング区間に見られるき裂をすべて抽出し、この中から最も卓越するき裂、2番目、3番目に卓越するき裂の3つの亀裂を解析におけるき裂として取り扱った。解析に用いたき裂の走向・傾斜、き裂間隔、き裂有効長を表4に示す。なお、き裂有効長については、既存の大規模地下空洞やダムサイトなど様々なスケールで

表3 解析入力値（基質部の岩盤物性値）

弾性係数	49.4GPa
ポアソン比	0.34
単位体積重量	26.3kN/m ³
初期透水係数	6.5 × 10 ⁻¹⁰ m/s

表4 解析入力値（き裂の特性値）

	卓越成分	卓越成分	卓越成分
走向・傾斜	N41E75SE	N87W51NE	NS4E
き裂間隔	0.20m	0.30m	3.45m
き裂有効長	0.35m	0.44m	1.71m

収集されたき裂トレース長とき裂密度との関係¹⁶⁾を基に、ポーリング孔に見られるき裂密度から算出した。

4.2 掘削損傷領域のモデル化

掘削損傷領域のモデル化に際して、地表からの調査結果のみで設定することが困難なパラメータについては過去の坑道を利用した調査結果を参照した。サイクル機構が実施した、釜石鉱山（岩手県）及び東濃鉱山（岐阜県）における掘削影響試験において、掘削損傷領域の幅は、発破掘削の場合約80cm、機械掘削の場合約30cmと評価しており¹⁷⁾¹⁸⁾、本解析では、この2つの掘削損傷領域の幅を採用した。また、弾性波屈折法探査による弾性波速度の変化や孔内載荷試験の結果などから、掘削損傷領域では弾性係数が50～25%にまで低下している¹⁸⁾ことから、掘削損傷領域の弾性係数を50%及び25%になる2つのケースを設定した。さらに、手塚ら¹⁹⁾によると、掘削損傷領域に発生するき裂は、既存のき裂の伸展及び新規のき裂の発生あるいはその両方が想定されるため、新規き裂が発生する場合、既存き裂が伸展する場合の2種類をモデル化した。なお、新規き裂は、坑道壁面に平行に発生するものとした。

解析における掘削損傷領域のモデル化方法は以下のとおりとした。すなわち、初期条件（解析領域、岩盤物性、初期応力）を設定、応力解放率40%で全断面掘削、掘削損傷領域の設定（物性の変更）、残りの応力解放率60%で全断面掘削、とした。

4.3 感度解析

掘削損傷領域内のき裂に関する個々のパラメー

タの変化が解析結果に及ぼす影響を把握し、掘削損傷領域の設定に用いるパラメータを決定することを目的として、MBCを用いた感度解析を実施した。解析に用いる岩盤物性は、表3に示した深度500mのものを用い、岩盤のき裂は単純化のため東西方向のみとし、き裂の長さや密度は表4に示した卓越き裂を用いた。感度解析の条件として、弾性係数、き裂密度、き裂方向、起伏角、摩擦角の各パラメータを変化させた。なお、MBCにおいてはき裂密度の増加とき裂有効長の増加は等価である（き裂長さが2倍になれば、き裂密度は2倍になる）ため、その変化はき裂密度の変化で代表させた。表5に各パラメータによる壁面近傍のき裂開口量の最大・最小値、その開口量差及びき裂開口に対する影響を示す。まず、き裂の開口条件はき裂面の摩擦角とその応力状態で決定されるため、直接的に影響を及ぼすのはき裂の摩擦角のみである。また、一度き裂が開口すると、岩盤基質部の弾性係数 E が小さくなるほど、またき裂の密度 $1/d$ が大きくなるほどき裂を含んだ岩盤全体の系としての剛性は小さくなり、き裂の開口量は大きくなる結果となった。したがって、掘削損傷領域の影響度の高いものとしては、岩盤基質部の弾性係数 E とき裂密度 $1/d$ であるとの結果が得られた。ただし、岩盤基質部の弾性係数 E は岩盤基質のみならず、き裂の剛性にも影響を与えるパラメータであること、MBCは岩盤基質部の破壊は考慮せず、き裂の破壊のみで岩盤挙動を表現するモデルであることから、掘削損傷領域を考慮した影響解析の検討に用いるパラメータとしてはき裂密度 $1/d$ が最も適当である。

4.4 解析結果

(1) MBCによる解析

感度解析で影響が大きいとの結果を得たき裂密度 $1/d$ を変化させた解析を行った。掘削損傷領域の特性の違いをみるため、既存のき裂が伸展する場合、壁面平行方向に新規のき裂が発生する場合の2種類の解析を行った。また、掘削損傷領域の幅を30cmと80cmの2種類について解析を行った。なお、解析条件は無支保とした。

解析の結果として得られた横坑断面のき裂開口量分布図を図5に示す。図5(a)は掘削損傷領域が無い場合の解析結果である。図5(b)(c)は、幅80cmの掘削損傷領域を設定し、掘削損傷により

表5 各感度パラメータでのき裂の開口量

パラメータ	壁面近傍（立坑北側）のき裂の開口量			考察 き裂開口に対する影響
	最大値	最小値	開口量差(-)	
岩盤基質部の弾性係数 E ($E/E_0=25\%$)	0.34mm	0.11mm	0.23mm	小さくなると、き裂開口量は大きくなる。 き裂開口条件にはあまり影響しない。
き裂の密度 $1/d$ ($1/d: 8$ 倍)	0.49mm	0.11mm	0.38mm	大きくなると、き裂開口量は大きくなる。 き裂開口条件にはあまり影響しない。
き裂の起伏角 ($=20^\circ$)	0.11mm	0.02mm	0.09mm	小さくなると、き裂開口量は小さくなる。 き裂開口条件にはあまり影響しない。
き裂の摩擦角 ($=20^\circ$)	0.14mm	0.11mm	0.03mm	小さくなると、き裂開口量は小さくなる。 き裂開口条件にはあまり影響しない。

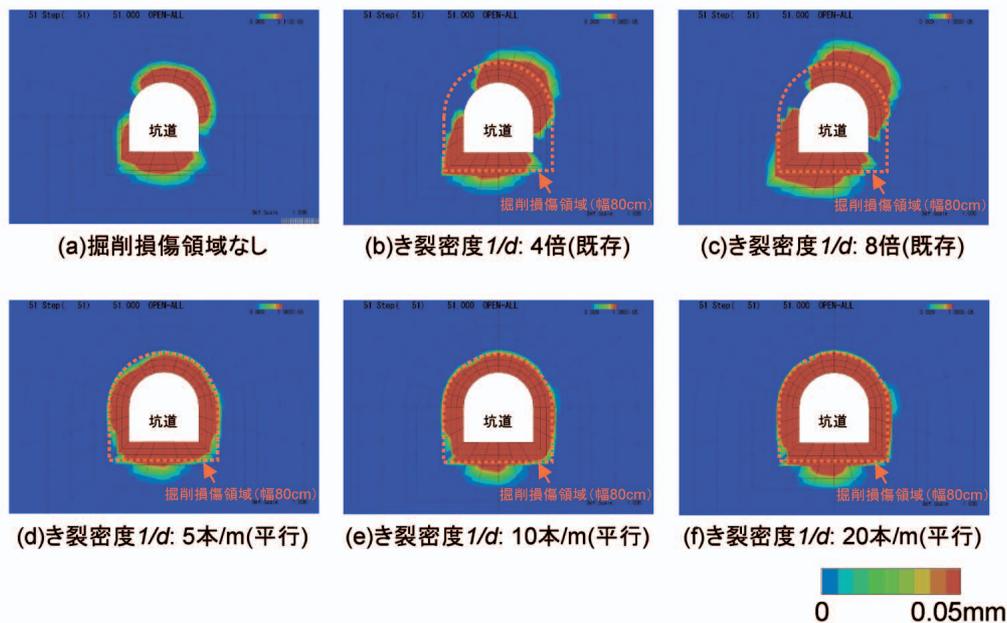


図5 MBCによる解析結果（き裂開口量分布図；き裂密度の影響）

掘削損傷領域内の既存き裂が伸展し、き裂密度が4倍及び8倍となった場合の解析結果である。図に示すように、き裂開口量の分布は掘削損傷領域を考慮しない場合の分布形状（右上部，左下部にき裂開口部が卓越）を維持したまま，その開口領域を拡大しており，き裂の開口が生じる応力再配分領域は，あらかじめ設定した掘削損傷領域の外にまで及んでいる。図5(d)(e)(f)は，幅80cmの掘削損傷領域内の掘削損傷によるき裂として，坑道壁面に平行なき裂を設定し，そのき裂密度を5本/m，10本/m，20本/mに変化させた場合の解析結果（開口量分布）である。図5(d)より，壁面に平行なき裂による掘削損傷領域を解析上考慮すると，坑道壁面全周にわたってき裂開口部が分布しているのがわかる。図5(e)(f)に示すように，壁面に平行なき裂の密度の増大により開口量の分布が変化する応力再配分領域の増大はごく

わずかであり，その領域は掘削損傷領域の外に及んでいない。

図6は既存き裂伸展及び新規き裂発生との2つのき裂発生パターンに対して，き裂密度を変化させた解析で得られた坑道天盤直上の変位量分布図である。変位量分布からも掘削損傷領域のき裂として既存き裂が伸展する場合の方が掘削損傷領域及び領域外の変位が大きいことがわかる。また，新規き裂が発生する場合は，掘削損傷領域が無い場合とほぼ同じ結果であることがわかる。

また，掘削損傷領域の幅を30cm及び80cmとした場合の解析結果の比較により，掘削損傷領域の幅が広がると，基本的にそのき裂開口量が増大する領域が拡大することがわかった。

(2) クラックテンソルモデルによる解析

クラックテンソルモデルによる解析については，掘削損傷領域の剛性が岩盤の剛性の50%及び

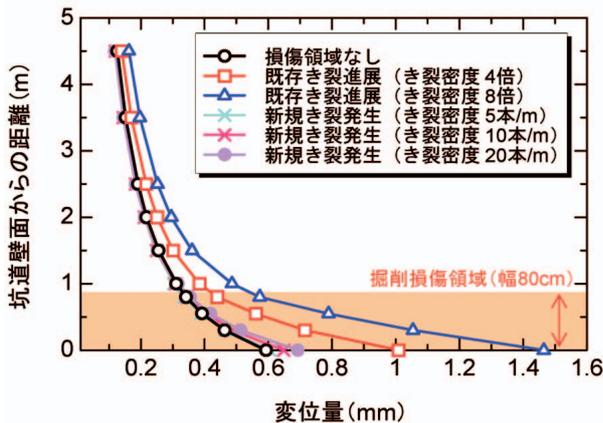


図6 MBCによる解析結果(坑道天盤の変位量分布)

25%となるようにき裂を設定した解析を行った。掘削損傷領域の幅は80cm、掘削損傷領域のき裂は、新規き裂がランダムな方向に発生するものとし、無支保条件で解析した。坑道の変形については、坑道の底盤部で最大変位が発生し、剛性が50%の場合1.91mm、25%の場合2.52mmとなった。掘削損傷領域を考慮しなかった場合は1.48mmであり、このときに比べ、29~70%変位が増大した。その他、新規き裂が壁面に平行に発生する場合の解析では、変位の差はほとんど無かった。岩盤の安全率分布については、剛性の違いによる差異はほとんど見られなかった。これはいずれの解析ケースにおいても、掘削損傷領域のほとんどの要素の局所安全率が、引張側のモードで決まっていることから、せん断強度の低下の影響を受けていないことがその要因と考えられる。

また、本解析で得られた応力分布を基に、仮想割れ目モデル²⁰⁾(岩盤の透水性を仮想的な割れ目(き裂)の方向分布と各割れ目の透水性から決定するモデル)により岩盤中の平均的な水の流れやすさを示す平均透水係数の分布を求めた。その結果、掘削損傷領域の剛性の低下に伴い、平均透水係数の低下領域が大きくなった。透水係数の変化率は、掘削損傷領域として新規き裂の発生を考慮しない場合は掘削前の500倍以下であるのに対し、掘削損傷領域を考慮した場合、掘削前の800~1,500倍程度と相当大きくなった。

5. まとめと今後の取り組み

本調査研究では、超深地層研究所計画第1段階での岩盤力学調査研究として、物理・力学物性及び初期応力の測定方法、坑道周辺岩盤の挙動予測

解析手法を示すとともに、研究所用地に分布する土岐花崗岩について、研究坑道掘削前の岩盤の物理・力学物性及び初期応力状態を調査した。

調査の結果、研究所用地における岩盤は、風化変質などによる強度低下部が一部認められるものの、見かけ比重が2.30~2.65、一軸圧縮強度が64~212MPa、ヤング率が20~68GPaであり、我が国における一般的な花崗岩とほぼ同様の物性であることが確認された。また初期応力状態はおおむね最大主応力方向がN-S~NW-SE方向であり、研究所用地周辺の測地学的な広域ひずみ場と同様の傾向が認められた。ただし、本調査研究においては、岩盤の物理・力学特性、初期応力状態ともに、深度や岩種によって様ではないことから、同種の地表からの調査の実施においては、複数の深度及び地点での調査の実施が必要である。

これらの結果に基づいて土岐花崗岩の力学物性及び初期応力状態を設定し、第2段階以降の研究坑道の掘削による坑道周辺岩盤の挙動予測解析を実施した。予測解析では、掘削損傷領域として、既存き裂の伸展や新規き裂の発生を考慮する方法を示すとともに、掘削損傷領域を考慮した解析により、変形や局所安全率、透水係数、き裂の開口量などの変化が坑道周辺に生じることが想定された。

今後、MIZ 1号孔における水圧破砕法による初期応力測定の結果を第1段階の調査研究結果として追加し、研究所用地の岩盤力学モデル(物理・力学特性、初期応力状態を表現したモデル)の構築並びに研究所用地における研究坑道の掘削影響予測解析を実施する。また、これら第1段階での成果は、研究坑道の設計の情報として活用されるとともに、今後の第2段階の研究坑道掘削段階において実施される測定結果との比較により、その妥当性が検証されることとなる。

参考文献

- 1) サイクル機構: “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 - ”, JNC TN1410 99-020 ~ 024 (1999)
- 2) サイクル機構: “超深地層研究所地層科学研究基本計画”, JNC TN7410 2001-018 (2002)
- 3) 今津雅紀, 佐藤稔紀, 他: “地下1,000mの立坑工事に着手 瑞浪超深地層研究所研究坑道掘削工事”, トンネルと地下, Vol.35, No.6, pp.31-42 (2004)
- 4) 菅原勝彦: “岩盤応力測定に関する研究の動向”, 資

- 源と素材, Vol.114, p.834-844 (1998)
- 5) 金川忠 林正夫 他: “岩石における地圧成分のAcoustic Emission による推定の試み”, 土木学会論文報告集, 第258号, pp.63-75 (1977)
 - 6) Yamamoto, K: “The rock property of in-situ stress memory: Discussions on its mechanism”, Proc. of Int. Symp. Workshop on Rock Stress Measurement at Great Depth, pp.46-51 (1995)
 - 7) Strickland.F.G., Ren.N-K.: “Use of differential strain curve analysis in predicting in-situ stress state for deep wells”, Proc. 21st U.S. Symp. on Rock Mech., pp.523-532 (1980)
 - 8) 松木浩二: “岩石の非弾性ひずみ回復を用いた三次元地圧計測法の理論的検討”, 資源と素材, Vol.108, pp.41-45 (1992)
 - 9) Yoshida, H. and Horii, H.: “Micromechanics-based continuum model for a jointed rock mass and excavation analysis of a large-scale cavern”, International Journal of Rock Mechanics and Mining Science, Vol.41, Issue1, pp.119-145 (2004)
 - 10) Oda, M.: “An experimental study of the elasticity of mylonite rock with random cracks”, International Journal of Rock Mechanics and Mining Science & Geomechanics Abstracts, Vol.25, No.2, pp.59-68 (1988)
 - 11) 相馬宣和, 瀬戸政宏, 他: “封圧環境下におけるAE法による原位置初期地圧測定法の開発”, 資源と素材, Vol.118, pp.546-552 (2002)
 - 12) 地震予知総合研究振興会: “日本の水平地殻歪1885-1983年”, pp.63-64 (1990)
 - 13) 松木浩二, 竹内考二郎: “ASR法による岩手県湯ノ森地域の三次元地圧計測”, 資源と素材, Vol.110, pp.625-630(1994)
 - 14) 森孝之, 田部井和人, 他: “亀裂開口現象を考慮した大深度坑道掘削の解析的検討”, 第33回岩盤力学に関するシンポジウム論文集, pp.457-462 (2004)
 - 15) 松井裕哉, 前田信行, 他: “MIU-3号孔における力学特性調査結果及び正馬様用地における土岐花崗岩体の岩盤力学的概念モデル”, JNC TN7420 2001-001(2000)
 - 16) 大津宏康, 田中誠, 他: “我が国の岩盤における亀裂特性とそのモデル化に関する研究”, JNC TY8400 2001-004 (2001)
 - 17) サイクル機構: “釜石原位置試験総括報告書”, JNC TN7410 99-001 (1999)
 - 18) Sato, T., et al.: “In-situ experiments on an excavation disturbed zone induced by mechanical excavation in Neogene sedimentary rock at Tono mine, central Japan”, Engineering Geology, 56, pp.97-108 (2000)
 - 19) 手塚昌信, 蓮井昭則, 他: “発破による爆破点近傍の岩盤の損傷に関する一考察”, 土木学会論文集, No.602/ -40, pp.139-144 (1998)
 - 20) 石井卓, 郷家光男, 他: “仮想割れ目モデルによる空洞周辺岩盤の透水性変化予測手法”, 土木学会論文集, No.715/ -60, pp.237-250(2002)



軽量形中性子線量当量率サーベイメータの開発

辻村 憲雄 吉田 忠義 山野 俊也* 松原 昌平*

東海事業所 放射線安全部
*アロカ株式会社

Development of Portable Neutron Ambient Dose Equivalent Rate Meter Using Two Li-Glass Scintillators Embedded in Stacked Polyethylene Cylinders

Norio TSUJIMURA Tadayoshi YOSHIDA Toshiya YAMANO* Shohei MATSUBARA*

Radiation Protection Division, Tokai Works
* Aloka Co.,Ltd.

現在一般に使用されている中性子線量当量率サーベイメータは厚さ10cm程度のポリエチレン減速材の中心付近に³He比例計数管などの熱中性子検出器を配置したものであり、質量が約7～10kgと携帯性に欠けるという課題があった。そこで、必要最小限の大きさを持つポリエチレン減速材内部の2カ所に熱中性子検出器を配置し、両検出器の信号比から入射する中性子のエネルギーを推定し、線量率を算出する方式の中性子線量当量率サーベイメータを開発した。

The authors developed the portable neutron ambient dose equivalent rate meter. This meter consists of two polyethylene cylinders with a Li-glass scintillation detector at the center of each. The ratio of the two cylinder count rates defines a 'spectral index' applicable to the energy distribution of the incident neutrons.

キーワード

中性子, 周辺線量当量 (1cm線量当量), サーベイメータ

Neutron, Ambient Dose Equivalent, Survey Meter

1. はじめに

現在使用されている中性子線量当量率サーベイメータ(レムカウンタ)は約7～10kgの質量があるため、移動可能型(transportable)ではあるが携帯型(portable)とは言い難い。そこで、こうしたレムカウンタによる放射線管理を支援する目的で、質量約2～3kgを目標に携帯性に優れた軽量な中性子サーベイメータの開発を進めている¹⁾。

2. 設計

設計では「軽量化」に主眼をおき、レムカウン

タのように熱中性子から10数MeVのエネルギーにわたってICRP Publication 74²⁾の中性子フルエンス-周辺線量当量(1cm線量当量)換算係数にほぼ合致するような応答特性を持たせるのではなく、エネルギー特性の異なる複数の検出器の信号比からエネルギー情報を推定し、それに対応した計数率から線量当量率への換算係数を算出する方法を用いる。このため、減速材の形状と寸法、熱中性子検出器の配置を少しずつ変えながら、エネルギー特性、方向特性及びエネルギー分析能力の観点で最適と思われる減速材の形状、寸法及び



辻村 憲雄

線量計測課 標準・校正チーム所属
チームリーダー、副主任研究員
放射線測定器等の校正に用いる放射線(能)標準の整備、開発業務に従事



吉田 忠義

線量計測課 標準・校正チーム所属
副主任研究員
放射線測定器等の校正に用いる放射線(能)標準の整備、開発業務に従事



山野 俊也

計測システム技術開発課 一課主事
放射線検出器の開発に従事



松原 昌平

計測システム技術部長
放射線検出器及び計測システムの開発に従事

熱中性子検出器の配置をモンテカルロ輸送計算コードMCNP 4B³⁾を用いて計算し、その結果をもとに10cmφ×7.5cmと3.8cmφ×3.5cmの高密度ポリエチレン円柱を二段重ねにし、その中心軸上に2個のLiガラスシンチレータ(GS)を配置する構造を取った。試作器の外観を図1に示す。減速材、GS、ライトガイド及び光電子増倍管を含めた現時点での質量は約1kgである。

3. 試作機の特性評価

試作した本サーベイメータについて、モンテカルロ計算によって得られたGS(小円柱側の表層部検出器及び大円柱側の深部検出器)の0°(正面)、45°及び90°入射条件でのエネルギー特性と両検出器の信号比を図2に示す。また、連続スペクトルを持つ中性子についても同様の計算を行い、両検出器の計数比から換算係数を求める換算関数(図3)を決定した。図中に実線で示した換算関数は、核分裂スペクトルを始点に主として水素含有物からなる遮へい体によって減速され、熱中性子化が徐々に進行していく中性子スペクトルを想定したものである。本サーベイメータでは、表層部と深部の2個のLiガラスシンチレータの計数(率)比から、測定の対象とする中性子のエネルギー分布に適切な計数率から線量率への換算係数を図3を

用いて算出する。同様のスペクトルを有する減速中性子校正場で照射試験を実施し、換算関数の妥当性を検証した。なお、核分裂中性子スペクトル

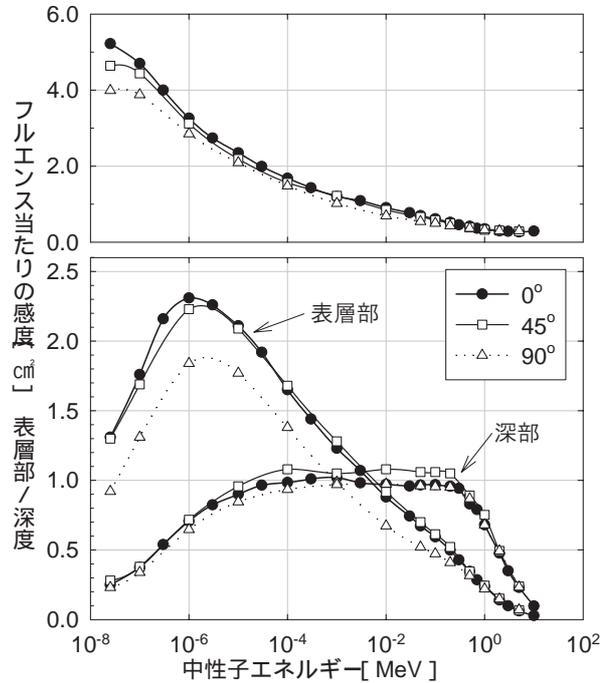


図2 0, 45及び90°入射時における単位中性子フルエンス当たりのカウント数(下図)と表層部及び深部検出器の計数比(上図)



図1 軽量形中性子線量当量率サーベイメータ試作機の外観写真

Liガラスシンチレータは大小円柱モデレータのほぼ中心付近に位置している。

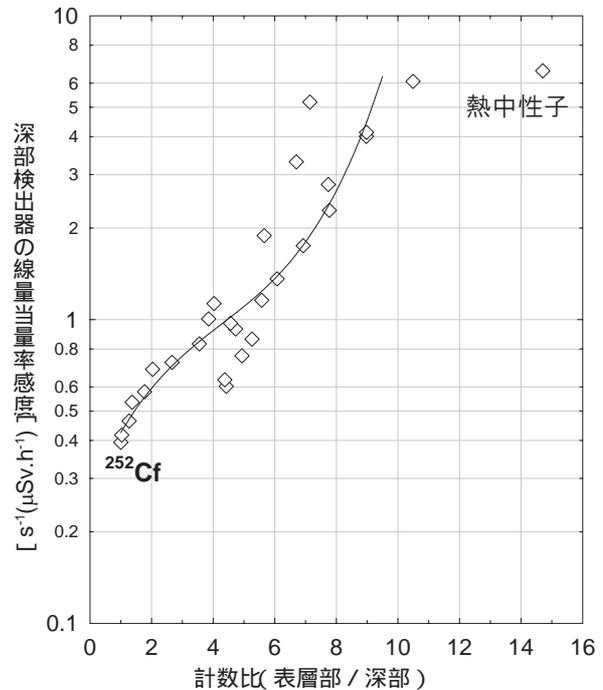


図3 計数比と深部検出器の線量当量率感度の関係 図中の実線はサーベイメータに組み込まれる換算関数を表している。

シミュレーション

(^{252}Cf) に対する感度 (計数率 / 線量率) は約 $0.35\text{cps}/(\mu\text{Sv/h})$ であり, サーベイメータとして十分な感度を有している。

4. おわりに

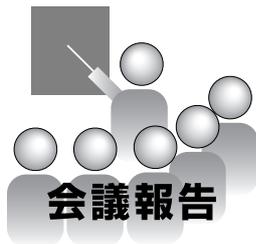
質量約 2 ~ 3 kg を目標に携帯性に優れた軽量な中性子線量当量率サーベイメータの開発を進めており, モンテカルロ計算による設計支援のもと, 2 個の熱中性子検出器と円柱二段形ポリエチレン減速材からなるサーベイメータを試作した。計算と実験の結果は一致しており, 実用化の目途がたった。ただし, 現在使用している熱中性子検出器は Li ガラスシンチレータであり, これは十分な中性子感度を有している一方で中性子と線の混在場での両信号の分離は必ずしも十分ではない。このため, 中性子と線の分離性能の良いシンチ

レータ (Li (Eu)) の適用検討を進めている。

なお, 本サーベイメータには, 一般的な構造のレムカウンタとの併用によって中性子スペクトロメータ的な活用を可能にし, かつ任意の中性子スペクトルに対して計数比 - 換算係数の関係を最適化する機能⁴⁾ を付帯させる予定である。

参考文献

- 1) 辻村憲雄, 他: 日本保健物理学会第38回研究発表会講演要旨集A 16, 34 (2004).
- 2) ICRP: Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation, ICRP Publication 74 (1996).
- 3) J.F. Briesmeister (Ed.): A general Monte Carlo N-particle code, version 4B Manual, LA 12625 M (Los Alamos National Laboratory) (1997).
- 4) 特願2004 70639.



IAEA/TWG FR国際会議 - 2004年12月1,2日開催 -

山口 勝久 吉川 信治 素都 益武

敦賀本部 国際技術センター

1. はじめに

国際原子力機関 (IAEA) の高速炉技術作業会 (TWG FR) の主催する「もんじゅ」の国際的活用についての技術会議が、2004年12月1,2日の2日間にわたり、敦賀本部国際技術センターにおいて開催された。このTWG FRは高速炉の開発を中心とした作業会として1968年に発足したもので、現在の加盟国は14カ国である。高速炉に関する国際的な技術交流、意見交換の場として、定期的な会合や、今回の技術会議のように一つのテーマについて詳細に議論するなどの活動を行っており、今回は日本、中国、フランス、インド、韓国、ロ

シア、イギリスそしてIAEAとOECD/NEAの計7カ国2機関が参加し、「もんじゅ」の国際的活用のための様々な議論・提案がなされた。

表1にプログラムを示す。

2. 技術会議 (第1日目, 一般公開, 写真1参照)

(1) 基調講演

演題: 「高速炉研究開発における国際協力のための「もんじゅ」の活用」

(IAEA原子力エネルギー局

高速炉WG事務局 A.スタンクレスク氏)

基調講演としてIAEAにおける高速炉開発に関

表1 IAEA/TWG FR国際会議プログラム

< 1日目 > (技術会議)	
日時: 2004年12月1日 (水) 11:00~17:45	
場所: 敦賀本部 国際技術センター MCホール	
言語: 日本語・英語 (同時通訳あり)	
11:00~11:05	開会の辞 敦賀本部長 岸本洋一郎
11:05~11:10	歓迎の挨拶 (代読) 敦賀市長 河瀬 一治
11:10~11:40	基調講演 「高速炉研究開発における国際協力のための「もんじゅ」の活用」 IAEA原子力エネルギー局 A.スタンクレスク
11:40~	昼食休憩
13:15~13:45	「もんじゅ」の現状と将来 高速増殖炉もんじゅ建設所長 伊藤 和元
13:45~14:25	ゲスト講演 「学術的な立場からの「もんじゅ」の効率的な研究利用」 大阪大学大学院教授 竹田 敏一
14:25~17:25	各国の現状と討論 座長: IAEA 原子力エネルギー局 A.スタンクレスク 中国 「中国高速実験炉 (CEFR) の現状」 中国原子能科学院 (CIAE) D. ツァン フランス 「フランスにおける高速増殖炉開発の現状と「もんじゅ」の位置づけ」 フランス原子力庁 (CEA) P. アンジウ, L. マルタン, G. ロドリゲス インド 「インドにおける高速炉計画の現状」 インディラ・ガンジー原子力研究センター S.C. チェタル 韓国 「韓国におけるナトリウム冷却高速炉開発の現状と「もんじゅ」への期待」 韓国原子力研究所 (KAERI) Y. キム
17:25~17:45	ロシア 「ロシアの高速炉の現状と開発の展望」 ロシア物理エネルギー研究所 (IPPE) Y. アシュルコ イギリス 「英国からの状況報告と進め方の提案」 英国原子燃料公社 T.J. アブラム OECD/NEA 「高速炉技術のためのNEAの活動」 GIF Technical Secretary/Nuclear Science Section D. ジャン
	閉会の辞 敦賀本部長代理 柳澤 務

< 2 日目 > (専門家会議)	
日時：2004年12月2日(木) 9:00~18:30	
場所：敦賀本部 国際技術センター 3階第1会議室	
言語：英語	
9:00~10:00 セッションA もんじゅの試験・運転計画 ・「もんじゅ」系統起動試験	「もんじゅ」技術課 宮川 明主幹
10:00~10:45 セッションB 炉心及び中性子物理 (1) 運転で得られる炉心性能データ ・「Reactor Physics Experiments」 (2) 炉心燃焼解析の手法開発 ・「Burn up Analysis」 (3) 燃料構成要素の照射後試験 ・「Post Tests Examination」	フランス原子力庁(CEA) P. アンジウ
10:45~12:00 セッションC プラント全般に関わる技術 (1) もんじゅのISIに関する研究開発 ・「もんじゅのISI施設を用いた次世代のISI技術の開発」 (2) 運転経験の共有 ・「Sharing Reactor Operational Experience」 (3) ナトリウム漏えい対策に関する研究開発 ・「Improvement of Effective System of Protection Against Sodium Leaks and Fires」 ・「Considerations About Anti sodium Leakage」 (4) 将来の高速増殖炉における研究課題 ・「Sodium Technology」	国際技術センター 山下 卓哉GL フランス原子力庁(CEA) L. マルタン ロシア物理エネルギー研究所 Y. アシュルコ 中国原子能科学院(CIAE) D. ツァン フランス原子力庁(CEA) L. マルタン
12:00~13:00 昼食	
13:00~15:30 セッションD 解析・評価手法に関する分野 (1) 熱過渡荷重評価法の研究開発 ・「熱過渡荷重評価法に対するフランスの見解」 (2) コード検証のための伝熱流動試験データの取得 ・「Updating and Validation of The Computer Codes Used for SFR Modelling」 ・「Study on local sodium natural convection and circuit characteristics」 ・「Thermal Hydraulic Tests」 (3) ナトリウム加熱蒸気発生器に関する研究開発 ・「Steam Generators」	フランス原子力庁(CEA) P. アンジウ ロシア物理エネルギー研究所 Y. アシュルコ フランス原子力庁(CEA) P. アンジウ フランス原子力庁(CEA) P. アンジウ
15:30~17:00 セッションE 知識保存への取組み (1) 高速炉の設計知識継承のための技術開発 ・「FBRプラント計画のケーススタディソフトウェア」 (2) 運転員訓練と技術者教育 ・「Operator Training and Engineer Education」 (3) IAEAの知識保存関係 ・「高速炉の包括的な知識体系(第1日目会議の補足)」 ・「高速炉の設備や系統の運転経験に関する得られた教訓と分析」	国際技術センター 吉川 信治主幹 フランス原子力庁(CEA) G. ロドリゲス IAEA原子力エネルギー局 A. スタンクレスク
17:00~18:30 総括(本専門家会議のまとめ)	



写真1 第1日目：技術会議の様子

する知識保存についての活動と「もんじゅ」の必要性が以下のとおり紹介された。

高速炉開発に対する経済的ニーズは当初予想されたほどには高まっておらず、今後もそのような状況が続く可能性があるため、高速炉の知識情報が失われることを真剣に考える必要がある。知識保存に取り組んだ国は、高速炉技術を発展させていく時に他に負けない強い競争力を有することができる。

高速炉開発参加国メンバーの技術ワーキンググループからの期待に答え、IAEAは、その広い専門

分野の研究活動グループの枠組のなかで、高速炉データ蓄積・知識保存計画（FRKP）に向けた具体的かつ着実な一歩を踏み出した。研究開発や設計作業からはいろいろな技術が提案されてくるが、それらは実際の運転経験を通じて具体的なものに仕上げられていく。それゆえ現実に動いている高速炉開発プラントを持ち、個々のプラント機器の運転及び機器装置間の相互作用に対する運転経験を蓄積することが必要である。

ゆえに、高速炉分野での国際的な研究、技術開発のための「もんじゅ」の役割は重要である。

2008 - 2009年にその原子炉寿命を迎える予定のフランスのフェニックス炉が閉鎖された後に、データ蓄積と運転経験を伝えることが可能な高速炉として「もんじゅ」は貴重な存在となる。さらにまた、「もんじゅ」は、アクチニド核種や長寿命核分裂生成物の燃焼消滅能力に関しての多様な炉心特性を研究し、有用な経験を得ることが可能な高速炉である。

また更なる研究開発や試験、そして先進的な炉心燃料・材料の運転照射経験の蓄積、炉物理研究や設計解析コードの検証、その他多数の開発作業を一層進めることが必要であり、これらすべてにわたり、「もんじゅ」は高速炉研究開発上の極めて貴重なプラントとなる。

最後にこの会議がFBRの国際的な研究開発協力の貴重な手段として、「もんじゅ」の有する能力・役割が明確に位置づけられることを切に要望するとともに、当機関はメンバー各国からのご要望にお応えして、このような活動推進に必要な枠組造りをいつでも行う用意がある。

(2)「もんじゅ」の現状と将来

（高速増殖炉もんじゅ建設所

伊藤 和元所長）

伊藤所長より、「もんじゅ」の現状と将来として以下のとおり報告された。

「もんじゅ」は1994年4月に初臨界、1995年8月に初送電を達成したが、40%出力条件で性能試験を実施していた1995年12月に2次主冷却系からのナトリウム漏えいを起こし、以来停止している。

原子力委員会が2000年に定めた原子力長期計画には、「エネルギー供給を確保するためには、高速炉と、これに関連する核燃料サイクル技術（高速炉サイクル技術）の開発に不断の努力を払うことが重要な戦略となる」、さらに「「もんじゅ」は高

速炉サイクル技術の研究開発の場の中核として位置付け、早期運転再開のための一連の手続きを行なうべきである」と指摘されている。

核燃料サイクル開発機構は、この長期計画に基づいて、「もんじゅ」の研究開発を継続していく上で必要な様々な努力を行っており、具体的には次のような活動が行なわれている。

- ① 地域住民の方々に改造工事への事前了解に対して理解して頂くための説明
- ② プラントの保守、維持の業務、詳細な設計や建設の手続きとの整合の確認、改造工事の準備、及び性能試験の計画

「もんじゅ」は世界で最新のナトリウム冷却高速増殖炉として国際的に価値のあるプラントである。「もんじゅ」は再開後5年から10年の間は発電炉としての信頼性を実証し、ナトリウムの扱いに関する経験を蓄積するために運転する。その後の「もんじゅ」の運転に期待される役割として、高速中性子による照射施設、経済的な競争力の実証が挙げられる。「もんじゅ」とその付帯施設は、日本はもとより海外の研究者に開かれており、その成果を世界で共有するための国際協力の拠点に発展させるべく、手段を講じていく。

(3) ゲスト講演

演題：「学術的な立場からの「もんじゅ」の効率的な研究利用」

（大阪大学大学院 竹田 敏一教授）

最初に日本学術会議からの原子力エネルギーに関する要求事項として「21世紀に向けた原子力の研究開発について」（1998）と「人類社会に調和した原子力学の再構築」（2002）の両報告書が紹介された。

これらの報告書は以下に挙げる原子力学に関する重要な項目、すなわち原子力学の系統立った構築、国家プロジェクトの遂行、研究炉の整備と展開、革新的原子力システム、持続可能な発展、安全と信頼性、核燃料サイクル等に触れている。持続可能な発展に関しては、軽水炉及び高速炉によるPuの効率的な利用が必須であり、そのために核燃料サイクルは確立されねばならない。

「もんじゅ」の望ましい将来的な活用について述べると、まず「もんじゅ」の性能試験の再開は非常に重要である。前回の炉物理試験で得られたデータは予測解析と良く一致しており、再開後の性能試験で得られるべき出力係数や燃焼反応度な

どのデータを今後、予測解析と比較していくことが重要である。また、設計手法の改良のためにも知識の保存は重要である。

また、マイナーアクチニドと長寿命核分裂生成物に関するデータはこれらを核変換処理する際に重要である。さらに、これらのデータは断面積を改良する際に貢献する。

最後に「もんじゅ」で今後得られるデータは、国際協力の資源として有効に活用できる。またこれらの国際協力は世界の若き研究者や、学生の訓練にとっても重要であると結論付けられる。

(4) 各国の現状と討論

各国の参加者による現状説明と議論を以下に記す。

① 中国

表題：「中国高速実験炉（CEFR）の現状」

（中国原子能科学院（CIAE）D. ツァン氏）

中国高速実験炉（CEFR）は中国最初の高速炉である。予備設計は1995年初頭に始まり1997年8月に終了した。その後約半年の間に必要な修正を行った後、詳細設計が1998年初頭に始まり、現在これは完了している。

この原子炉の建設は2000年3月に始まり、現在ディーゼル建屋以外のすべての建屋は完成している。大型機器のほとんどが既に設置され、CEFRの安全性を向上させるために、多くの新しい設計が採用され、それらの検証も既に完了している。運転と保守のために45人からなるチームが編成された。プロジェクトの計画では初臨界は丁度オリンピックが開催される年にあたる2008年の6月30日である。

なお、原子炉容器の開発に2年遅れた理由について質問があり、材料のステンレス鋼の調達が困難であったことと、製造工場にとって初めて経験する大きさの容器であったことから品質の保持に苦労した旨の回答がなされた。

② フランス

表題：「フランスにおける高速増殖炉開発の現状と「もんじゅ」の位置づけ」

（フランス原子力庁（CEA）P. アンジウ氏）

フランスにおけるナトリウム冷却高速増殖炉の開発計画は1953年に始まり、50年以上に及ぶ知識が以下の設備の設計、建設及び運転を通じて蓄積された。すなわちRAPSODIE（40 MW熱出力、1967～1983）PHENIX（250 MW電気出力、1973～2009）、

SUPER PHENIX（1 200 MW電気出力、1985～1998）である。また、SPX2（1 200 MW電気出力、1977～87）及びEFR（European Fast Reactor、1 200 MW電気出力、1988～1998）の研究においても知識が蓄積されてきている。

現在までのフランスにおける高速炉の状況は以下の通りである。SUPER PHENIXは1998年に政治的判断により停止された。数ヶ月の検討の結果、原子炉の廃止措置が1998年9月に始まった。EDF（フランス電力公社）の計画では中間的な貯蔵状態に置くことはせず、2025～2030年頃までに廃止措置を終えることとしている。

PHENIXはその30年にわたる商業運転の結果、3 990 EFPD（全出力換算日）を達成し、全電気出力は23 123 400 MWhに達した。PHENIXは技術的な効率を実証し、現在は2/3の出力で中性子照射炉として使用されている。その目的は長寿命放射性廃棄物の核変換処理の研究をサポートすることであり、原子炉の運転は2009年までとされた。

会場からフェニックスの運転期間を政府とともに決定したプロセスについて質問があり、フランスではプラントの寿命を10年ごとのレビューを行って判断するが、その中で決定される旨の回答がなされた。また、SPXの知識と経験を今後、どの様に活かしていくかという質問に対し、今後検討していくべきものであるが、エキスパートの意見を取り入れ、現在フラマトム等の電力会社と協力して文書などのデータをデータベース化していると回答された。

③ インド

表題：「インドにおける高速炉計画の現状」

（インディラ・ガンジー原子力研究センター

S. C. チェタル氏）

インドは、10億3千万人という世界で2番目の人口に対し、2004年3月の時点で約112 GWeの発電容量を有するので、一人当たりの発電量は約600 kWh/人年となる。生活水準の向上を達成するためには、発電容量の大幅な増加を必要とする。全世界平均の2 000 kWh/人年を達成するためには総発電容量を約400から500 GWe引き上げる必要がある。

現在は電力の8割を石炭で賄っている。消費の拡大を考えると、石炭は50～70年の内に枯渇する。というのもインドは世界で第4位の埋蔵量に恵まれているとはいえ、その品質は標準以下であるか

らである。石炭の使用は、環境汚染の観点から控えるべきであるし、石炭は化学工業や鉄鋼業のために保存する必要がある。

石油、ガス及び水力の発電量への寄与は非常に小さいであろう。再生可能エネルギーは全需要のほんの数パーセントにしかなり得ない。これらは、信頼性が低いことは別にしても、大規模なエネルギー源ではない。インドは約61,000トンの少量のウラン資源と約225,000トンの大量のトリウム資源を有する。高速増殖炉による原子力エネルギーは非常に大きなエネルギー源であって、インドにとって逃すことのできない選択である。従って、インドは、第1段階に加圧重水型炉(PHWR)、第2段階に高速増殖炉、第3段階にトリウム資源利用からなる原子力計画を選択した。

ナトリウムを冷却材とし、プルトニウムとウランの混合炭化物を燃料とする高速実験炉(FBTR)が、南インドのカルパカム(Kalpakkam)にあるインディラ・ガンジー原子力研究センター(IGCAR)で1985年から運転されている。この炉において液体金属冷却高速増殖炉の設計、建設及び運転について貴重な経験が得られている。ナトリウムの系統は過去15年以上にわたって順調に運転されてきた。ユニークな炭化物燃料は、いかなる燃料破損もなしに、125,000MWd/tの燃焼度を達成した。炉の設計とそれを含んだ燃料サイクルの研究開発を行なうために、いくつかの研究所がこれまでに建設された。

FBTRで得られた経験を基に、高速増殖原型炉(PFBR)と呼ばれる500MWeの発電炉の建設開始とともに商用段階のFBR計画が開始された。これはナトリウム冷却のタンク型で、混合炭化物を燃料とし、2次系には2つのナトリウム循環ループを有する。熱輸送系の機器の設計はIGCARにおいて、研究所内部及び国内の他の指導的な学術研究所での広範囲の研究開発に支えられて行われた。設計の妥当性を確認する作業は完成しつつある。大型機器の製造に関する信頼性を確保するために、主要な原子力機器の技術開発は民間企業が引き受けて順調に完成した。サイト内の組み立て作業場も間もなく完成する。インド政府がPFBRの建設承認に2003年9月に同意した後、サイトの掘削は完了し数ヶ月の内には最初のコンクリート注入が始まる見込みである。納入に長期間を要する機器の注文書は既に企業に対して発行されてい

る。PFBRは2010年までに運転が開始される見込みである。これに適合する燃料サイクル施設もまた高速炉計画を支えるために計画されている。

PFBRの開発が順調に行われた後に、インドでは(1基2ユニットからなる)500MWeの高速増殖炉4基を2020年までに建設する計画である。これらのユニットの設計は、PFBRの設計を参照しつつマイナーチェンジによって安全性と経済性の向上を目指したものとなる予定である。これには60年のプラント寿命、主容器の冷却系の削除、蒸気発生器の基数の削減、先進型材料による燃焼度の向上などがある。将来は、増殖性能に焦点を当てた金属燃料を用いた1,000MWeプラントの設計が取り上げられる予定である。

これに対し会場から3つの再処理工場があるとのことだが、それぞれ同じ原理かどうかという質問があり、西部にあるこれらの施設はすべて同タイプで同じ敷地内にある旨回答された。

④ 韓国

表題：「韓国におけるナトリウム冷却高速炉開発の現状と「もんじゅ」への期待」

(韓国原子力研究所 Y.キム氏)

現在韓国では15基の加圧水型軽水炉と4基の加圧水型重水炉が稼動中である。2003年では原子力発電所は韓国全体の電力の内、設備容量で28%、発電量では40%を占めるに至った。韓国における電力生産の中で原子力発電所の役割は、電力需要の増加と乏しい天然資源のために今後数年で更に重要になると考えられる。原子力の重要性は、温室効果ガスの排出を抑制できる能力を考えると更に大きくなるであろう。この原子力への強い依存によって、韓国が他国から輸入しているウラン資源と貯蔵される使用済み燃料の有効利用の問題が実際に浮上する。これらの問題を解決する最も見込みのある技術が高速炉技術である。

これらの問題に対処するために、科学技術部(MOST)は、原子力の研究開発の基本的な枠組みを定める「2001年総合原子力推進計画」を制定した。この計画には、ウラン資源の効率的な利用のためのナトリウム冷却高速炉技術の開発を支える主要技術にも焦点を当てながら開発することが盛り込まれている。この計画はまた第4世代原子力開発計画のような国際協力への参加も勤める内容になっている。さらに、韓国における「原子力技術ロードマップ」での作業の結果、2030年までに

採用されるべき2種類の将来炉の炉型の一つとしてナトリウム冷却高速炉が採用された。

「高速炉技術開発プロジェクト」は、「国家中長期原子力研究開発プログラム」に基づいてMOSTにより予算化され、1997年から実施に移された。2002年から2004年までのフェーズ3において、600MWeの容量を持つKALIMER 600の主要技術と先進型の概念が開発される予定である。この間、基本的な主要技術を開発するため、また核拡散抵抗性を有する炉心設計を重視した先進型の概念、経済性と安全性を向上させたシステム設計、高温構造解析技術及び安全解析技術の開発のための作業が行なわれる。

「もんじゅ」は日本にとってのみでなく、韓国を含む世界全体にとって、高速炉技術開発のための他に例のない貴重な資産である。「もんじゅ」の再開によって高速炉技術の開発を強力に後押しする様々な利益が得られる。これは高速炉技術開発のための我々の研究開発を加速するだけでなく、高速炉技術開発に関わるどの国にも有益な情報をもたらすものである。

⑤ ロシア

表題：「ロシアの高速炉の現状と開発の展望」
(ロシア物理エネルギー研究所)

Y. アシュルコ氏)

現在ロシアには2基の稼働中の高速炉(ディミトロブグラート(Dimitrovgrad)のBOR 60とザレチヌイ(Zarechny)のBN 600がある。オブニンスク(Obninsk)のBR 10は廃炉の準備段階にある。

ロシア政府が2003年4月に承認した「2020年までのロシアの電力戦略」に従って、4基目の高速炉であるBN 800炉の建設がBN炉のサイトで行なわれている。

一方、ナトリウムに代わる冷却材を用いた高速炉(鉛と鉛ビスマス)の設計研究がロシアで行われているが、ナトリウム冷却炉が原子力のエネルギー利用においては現在最も進んでいる。ナトリウム冷却型の高速炉技術を改良し、将来さらに利用するための開発が行なわれている。従来3ループを持つ原子力プラント(BN 1800)に加えて、ガスタービンサイクルを備えた2ループのナトリウム冷却高速炉も研究されている。

ロシアの専門家は、ナトリウム冷却高速炉の技術の開発と改良を継続するための国際協力の拠点として「もんじゅ」を利用しようとする日本の努

力を支援している。中でも2つの分野での協力を挙げることができる。それは科学技術的な研究と原子炉の実際の運転についてである。

双方が関心を有する次の2つの方向が、科学技術的な研究における協力の対象となる。

- ・「もんじゅ」を用いて特定の実験を行い、また高速炉の正当性を確認する技術の開発を行なってこの分野の技術の更なる改良を可能にする。
- ・「もんじゅ」で得られるデータを用いて、コンピュータコードと、高速炉の安全性と系統や機器の設計方法の正当性を検証する。

我々の見解では、高速炉の運転に関する課題での協力も日露双方に利益をもたらすもので、次の2つの分野で実行に移すことができる。

- ・高速炉の運転経験に関する情報の交換と保存
- ・稼働中高速炉での特定の研究(たとえば集合体の照射)

これに対し、会場からNaの温度を575℃に上げる技術の目的などについて質問があり、まだ概念のみであるが、目的は効率の向上と他の熱利用のためで、BN 1800の設計で想定しているが、高温に耐えられる先進的材料の研究を別途行っており、その結果を見て決定されるとの回答がなされた。また、BN 800を公開して、どの様に国際的な利用を検討しているかについての質問に対し、まだ検討段階であり、参加国も検討しているところとの回答がなされた。

⑥ イギリス

表題：「英国からの状況報告と進め方の提案」
(英国原子燃料公社 T. J. アブラム氏)

英国は、国産の化石燃料に恵まれており、このおかげで現在までエネルギーを自給でき、さらにはエネルギー全体では輸出国となっている。しかしながら、この状況はいつまでも続かない。英国の炭鉱はほとんど閉鎖され、それは枯渇ではなく経済的に見合う操業ができなくなったことと、産出される石炭が比較的粗悪なため、廃棄物が社会的に受け入れられなくなってきたことが理由である。

同様に、英国の油田は減少しており、2006年までに英国は天然ガスの輸入国に転ずるであろう。現在の英国政府の方針は再生可能エネルギー、特に風力の使用を奨励することだが、しかし多くの分析家は、風力エネルギーは比較的成本が高く継続性がないことから、エネルギー供給全体のほんの一部(おそらく10 - 15%)しか生産できない

と考えられている。そこで、英国の老朽化しつつある原子力発電所を新しい発電所に交換するという選択肢が真剣に検討されている。英国が第4世代原子力システム構想に参加しているのは、将来において持続可能で安全な原子力エネルギーの利用を確保するためである。

英国は1950年からナトリウム冷却高速炉システムを追求してきており、スコットランド北部のドンレイの敷地で2基の高速炉を運転してきた。熱出力6万キロワットの実験炉であるドンレイ高速炉（DFR）をまず1959年から運転し、そして熱出力60万キロワットの高速原型炉（PFR）を1974年から運転してきた。さらにこれらの原子炉に加えて、燃料リサイクルのための一連の施設を同じくドンレイに建設し、1982年にPFRの「増殖ブランケット」から抽出したプルトニウムが分離され、新燃料に加工されてまたPFRで燃やされ、高速炉の燃料サイクルが完成した。

英国の高速炉開発計画の目的は、ナトリウム冷却高速炉システムの技術的成立性を実証することであり、1994年に英国政府はこの目的は順調に達成されたと判断した。しかしながら、その時点では、ナトリウム冷却高速炉は化石燃料エネルギーと比較すると明らかに経済性で劣っていた。さらに、予測されていた世界規模でのウラン不足は生じておらず、ウランは比較的安価なままだった。従って、政府は英国の高速炉計画への投資を中止し、英国原子燃料公社だけがこの分野で小規模な開発を続けていた。

一方、第4世代原子力システム構想が打ち出され、先に述べた化石燃料の枯渇と化石燃料の燃焼による気候変動を避けることの重要性が顕在化するのに伴い、高速炉技術だけが長期間にわたって排気ガスの問題を伴わずに大量のエネルギーを供給できるものであることが明らかだと思われるようになった。このため、英国やヨーロッパの国々の協力によって高速炉技術への巨額の投資の結果として得られた知識や技術力を、将来活用できるように維持することは非常に重要である。しかしながら、これらの国の政府は、過去50年にわたって高速炉技術の開発に巨額の投資をしてきた当然の結果として、この分野で大規模な計画を自前で再び始めることを躊躇している。従って、培われた専門的技術を維持し、発展させるための最も確実なやり方は、「もんじゅ」のような稼働中の施設

を軸とした国際的な計画を進めることであろう。このことを考えれば、「もんじゅ」は極めて重要な施設になる。何故ならフランスで現在稼働中のフェニックスをまもなく閉鎖した後は、第4世代原子力システム構想に参加している国の中で、日本だけが運転可能な高速炉を所有し、原型炉クラスの発電機能を有する高速炉を運転することのできる国になるからである。

「もんじゅ」が国際的な研究や訓練の施設として利用できるならば、現在において長期間持続可能な安全な大量エネルギー源として実証されている唯一の手段であるナトリウム冷却高速炉の国際的な開発を継続するための重要な支えとなる。

⑦ OECD/NEA

表題：「高速炉技術のためのNEAの活動」

（GIF Technical Secretary/

Nuclear Science Section D. ジャン氏）

NEAはOECD（経済協力機構）の一部局で原子力分野での加盟国の協力を推進する任務を負っている。NEAには、日本を含む28カ国が加盟している。

NEAでは、高速炉技術に関わる科学的な活動は主に原子力科学委員会（NSC）の中で行われている。戦略及び安全に関する課題は他の委員会が担当している。NSCには専門別に4つの主な作業部会があり、「原子炉システムの科学課題に関する作業部会」では、革新的な燃料と原子動力システムに関する炉物理、燃料挙動、熱流動関連課題の技術開発を扱っている。また、「臨界安全性作業部会」は燃料サイクルに関連する原子炉の臨界安全性に関する加盟国の活動を推進、調整する役目を負っている。「燃料サイクルの科学課題に関する作業部会」は燃料サイクルに関するはるかに広い範囲の問題を扱っている。その活動は核種の分離に関する科学、化学的群分離、燃料と材料、燃料サイクルのシナリオ、そして核変換のための加速器技術に及ぶ。「国際核データ評価協力作業部会」は核データライブラリーに関する情報交換を推進するための部会である。核データライブラリーは、高速炉も含めて原子力システムの設計や運転のために不可欠な基本情報の一つである。

NEAは加盟国の共通の関心の対象となる業務やプロジェクトを遂行するが、それには高速炉技術とこれに付随する燃料サイクルに関する様々な活動があり、これは国際的な原子力業界が「もんじゅ」に対して多くの関心を寄せていることを意

味する。OECD加盟国の中では、「もんじゅ」は間もなくナトリウム冷却高速炉の技術開発に用いることのできる唯一の施設になる。

最近では、NEAは「第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)」の技術事務局を委託されており、このGIFにおいてナトリウム冷却型高速炉(SFR)は原子力システムの概念の一つとして国際的な研究開発の対象に選択された。OECD加盟国の中の5カ国、フランス、米国、英国、韓国と日本がこのナトリウム冷却型高速炉に関して協力している。

ナトリウム冷却型高速炉の概念は、非常にしっかりとした技術的な裏付けと経験に基づいている。そのナトリウム冷却型高速炉技術を拡大改良することにより、「もんじゅ」のような原子炉は、第4世代原子力システムが必要とする要求事項を満たすために必要な時間を大幅に軽減できる。以上のことを踏まえれば、「もんじゅ」を支えているすべての物が非常に貴重な資産であり、次世代システムの開発に貢献するものである。

3. 専門家会議(第2日目)

(1) セッションA: 「もんじゅ」の試験・運転計画 発表項目: 「もんじゅ」系統起動試験

(「もんじゅ」技術課 宮川 明主幹)

セッションAでは、「もんじゅ」での試験・運転計画が報告され、後備炉停止系と主炉停止系の制御棒の運用、反応度価値特性に関する炉物理試験、自然循環試験時の二次系のナトリウム流路や空気冷却器ブローの状態などの試験方法、設計想定外事象(主循環ポンプ停止時のSG除熱)などに関する質疑応答が行われた。

(2) セッションB 炉心及び中性子物理

発表項目:

- ① 運転で得られる炉心性能データ
 - ・「Reactor Physics Experiments」
- ② 炉心燃焼解析の手法開発
 - ・「Burn up Analysis」
- ③ 燃料構成要素の照射後試験
 - ・「Post Tests Examination」

(フランス原子力庁(CEA) P. アンジウ氏)

セッションBでは中性子照射利用を含む炉心性能に関する上記項目を議論した。フランスは照射試験施設として「もんじゅ」の利用への関心を示し、米国、フランス、及び日本における現行の3カ

国間協議の枠組みの中で、新素材の被覆管とMA装荷燃料の照射実験をJNCと協力しながら「もんじゅ」で行うことを提案した。

また、ロシアは、照射試験に対し、参加・協力したい意向を示した。

JNCは、IAEAの枠組みとは別に、米国、フランス及び日本の3カ国間で継続している国際協力の枠組みの中でMA実験に対するフランスの提案の可能性を考えることに同意した。

起動試験については、フランス及び他国から、実験の予測計算と解析で協力することが提案された。また、燃料集合体の経年化効果を研究するという提案がなされた。また、インドの被覆管材料照射試験が提案されたが、JNCからは「常陽」で行うことがより良い選択肢である可能性があり、「もんじゅ」で試験を実施するのであれば、新しいライセンスを必要とすると言及し、興味がある分野をまとめることとした。

(3) セッションC プラント全般に関わる技術

発表項目:

- ① もんじゅのISIに関する研究開発
 - ・「もんじゅのISI施設を用いた次世代のISI技術の開発(国際技術センター 山下 卓哉 GL)」
- ② 運転経験の共有
 - ・「Sharing Reactor Operational Experience」
 - ・「Experience gained from Monju operation」(フランス原子力庁(CEA) L. マルタン氏)
- ③ ナトリウム漏えい対策に関する研究開発
 - ・「Improvement of Effective System of Protection Against Sodium Leaks and Fires」(ロシア物理エネルギー研究所 Y. アシュルコ氏)
 - ・「Considerations About Anti-sodium Leakage」(中国原子能科学院(CIAE) D. ツァン氏)
- ④ 将来の高速増殖炉における研究課題
 - ・「Sodium Technology」(フランス原子力庁(CEA) L. マルタン氏)

セッションCではプラントの保守を中心に議論が行われ、フランスは「もんじゅ」でISI技術の継続的な開発とその発展に対し、知見が蓄積されていくべきであり、関心を寄せているとした。

また、フランスは、「もんじゅ」と、「常陽」と、フェニックスの間で原子炉の運転操作上の経験を

JNCと共有したい旨を提案した。例えば、

- 起動試験
- 運転安全性、信頼性の実証
- 設計の妥当性検証
- 運転・保守基準の確立
- ナトリウム化学における知見
- 炉心管理

についてである。

ロシアは、「もんじゅ」とロシア双方で行われるナトリウム漏えいと火災への対策についての経験と研究開発をまとめる作業に関して、JNCに協力すると提案した。

IAEAは、ナトリウム冷却型高速炉の運転開始から廃止措置までの経験から学んだ知見の反映に基づいて共同研究(CRP)を実施していく計画である。Na漏えいの経験に関する話題はCRPの一部であるともいえる(セッションE参照)。

JNCは、IAEAのナトリウム漏えい経験に関するCRPに参加する意向を示し、このJNCの要求に対し、IAEAはCRPの実施計画に関するドキュメントを配布した。

(4) セッションD 解析・評価手法に関する分野

- ① 熱過渡荷重評価法の研究開発
 - ・「熱過渡荷重評価法に対するフランスの見解」
(フランス原子力庁(CEA) P. アンジウ氏)
- ② コード検証のための伝熱流動試験データの取得
 - ・「Updating and Validation of The Computer Codes Used for SFR Modeling」
(ロシア物理エネルギー研究所 Y. アシュルコ氏)
 - ・「Thermal Hydraulic Tests」
(フランス原子力庁(CEA) P. アンジウ氏)
- ③ ナトリウム加熱蒸気発生器に関する研究開発
 - ・「Steam Generators」
(フランス原子力庁(CEA) P. アンジウ氏)

セッションDでは熱流動を中心とした解析手法に関する議論を行い、JNCと他の参加者は、特定の共同作業に関して議論する前に、共通の利益となる項目を抽出するためにもっと意見交換を行う必要があるとの共通認識に達した。例えば既に出されている話題に興味があるものはないか?具体的には、熱過渡による原子炉構造における機械的負荷の解析、熱流解析コードの妥当性検討、そして、局所自然対流の効果とその解析コードの妥

当性検討(もんじゅでの自然循環テストに基づいて)などである。これらはフランスが所有する解析コードの妥当性検討を行ううえでも関心のある事柄である。結論としてはこの試験の詳細を検討していくための議論がもっと必要とされた。

JNCは起動試験時に計画されている上部プレナム温度計測結果がフランスによって示された上部プレナムの流速域の検討に関して有用ではないかと提案した。

(5) セッションE 知識保存への取組み

- ① 高速炉の設計知識継承のための技術開発
 - ・「FBRプラント計画のケーススタディソフトウェア」
(国際技術センター 吉川 信治主幹)
- ② 運転員訓練と技術者教育
 - ・「Operator Training and Engineer Education」
(フランス原子力庁(CEA) G. ロドリゲス氏)
- ③ IAEAの知識保存関係
 - ・「高速炉の包括的な知識体系(第1日目会議の補足)」
 - ・「高速炉の設備やシステムの運転経験に関する得られた教訓と分析」
(IAEA原子力エネルギー局

A. スタンクレスク氏)

セッションEでは知識の保存と共有に関する議論を行った。その中でIAEAは高速炉データと知識保存に関する新しい企画を提示した。その目的、参加者及び専門家から期待できる貢献、計画の現況が提示された。IAEAは「高速炉設備とシステムの操作上の経験の一般化と分析」におけるCRPの範囲、目的、及び実行計画を提示した。

JNCは、提案されたCRPに参加するために必要な手段について確認し、今後協力していくこととした。

4. おわりに

2日間の本会議において、我が国からは「もんじゅ」の現状と今後の展望を、そして他の参加国からはFBR開発状況を相互に報告し、各々の国情に合ったFBR開発の今後の展望と具体的な研究開発項目について把握し合った(写真2及び3参照)。

今後も継続的に相互のFBR開発に基づき蓄積された知識を共有し、情報を交換しながら本会議を



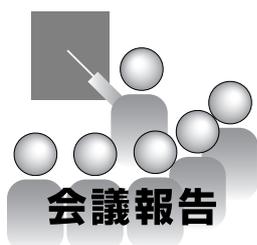
写真2 会議参加者

継続していくとともに、「もんじゅ」の運転・試験等の経験が世界へ大きな貢献をもたらすという



写真3 各国のメンバーによる取りまとめの様子

共通の認識のもと、1日も早い「もんじゅ」運転再開の必要性を確認し合った。



会議報告

サイクル機構シンポジウム

- 新たな信頼への創造～新たなステージにおける研究開発～ -
- 2005年1月27日開催 -

秋山 莞爾

本社 広報部

1. はじめに

2005年1月27日、核燃料サイクル開発機構は、東京の有楽町朝日ホールにおいて「サイクル機構シンポジウム - 新たな信頼への創造～新たなステージにおける研究開発～ -」を開催した。

当機構は、我が国の方針のもと核燃料サイクルの確立に向けた研究開発に鋭意取り組み、これまで多くの成果を挙げてきた。この度「独立行政法人日本原子力研究開発機構法案」が第161回臨時国会において成立し、2005年10月に核燃料サイクル開発機構と日本原子力研究所は統合され新法人として発足することになった。今後、統合に向けた準備をより一層推進するとともに、機構の本来使命である核燃料サイクル実用化のための技術確立することにより、地元の皆様方をはじめ多くの方々からより一層の信頼を得ていくことが重要である。

本報告会は、当機構業務について、「新たな信頼への創造 - 新たなステージにおける研究開発 -」を基調テーマに、総括報告及び個別報告、パネルディスカッション、並びに外交評論家 岡本行夫氏による特別講演を内容としている。

2. 内容

(1) 開会挨拶 理事長 殿塚 猷一

新法人が原子力に関する我が国唯一の総合的な研究開発機関として国民の負託にこたえられるよう鋭意準備している。核燃料サイクル政策については、昨年11月原子力委員会において核燃料サイクル路線を堅持することが確認された。原子力の推進にあたっては、国民や地域の皆様からの「信頼」が何よりも大切であるという思いから、「新たな信頼への創造」を経営スローガンに掲げ、機構の運営に取り組んでいる。

(2) 業務報告

総括報告 副理事長 岸本洋一郎

サイクル機構は、エネルギー資源に乏しい我が国において、高速増殖炉及びこれに必要な核燃料物質の開発並びに核燃料物質の再処理並びに高レベル放射性廃棄物の処理及び処分に関する技術の開発を鋭意進めている。

近年は、FBRサイクルの実用化戦略調査研究、瑞浪・幌延での地層研究などに取組むとともに、「もんじゅ」の改造工事についても、地元の了解を得て着手する段階にある。

これまで積み上げてきた技術成果・経験・ノウハウは、民間によるウラン濃縮事業、再処理事業、MOX燃料加工事業などに移転・活用され、その事業化への技術的支援・協力を行っている。

一方、原子力平和利用に関する国際協力も重要であり、ロシアの解体プルトニウム処分への協力、第4世代炉開発国際フォーラムなどで貢献してきている。

また、今年10月には、日本原子力研究所との統合を予定しており、そのための準備を着実に進めているところである。

個別報告

a. 「プルトニウム利用と核不拡散」

理事 河田東海夫

化石燃料の有限性や、地球温暖化問題を考慮すると、超長期にわたる原子力安定利用の道を確立することは、将来の人類にとってもっとも重要な課題の一つであり、それを達成するもっとも現実的な方策が高速増殖炉（FBR）サイクルの実現である。長計策定会議で再処理・リサイクル政策の堅持が確認され、六ヶ所再処理工場でウラン試験が開始されたが、軽水炉燃料の再処理と回収プルトニウムの軽水炉での燃焼、すなわちプルサーマル計画の推進は、将来のFBRサイクル実現に向け

での重要な一ステップである。リサイクル政策の目的は、プルトニウム利用を通じてウランのエネルギー資源としての価値を最大限にまで高めることにあるが、一方でそれは核拡散のリスクをきちんと抑え込むという重大な責任を負うことになる。その意味で、IAEAが「日本の原子力利用では核兵器への転用の疑いはない」ことを正式に認定し、そうした評価結果をうけて昨年9月に我が国が統合保障措置に移行できたことは大変重要な意味を持つ。すなわちこのことは、非核兵器国として濃縮や再処理を進める我が国が、国際社会において原子力平和利用国としての高い信用を勝ち得たことを意味する。

今回の報告では、諸外国での動向を含めたプルトニウム利用の現状と将来展望を述べるとともに、プルトニウム利用にからむ安全問題や核不拡散問題に関する対応状況についても紹介した。

b. 『もんじゅ』と世界の研究開発拠点

理事 柳澤 務

高速増殖炉(FBR)サイクルは、プルトニウム、マイナーアクチニド等の多種多様な燃料を柔軟に取り入れ、限りあるウラン資源を有効に活用できるだけでなく、また、高レベル放射性廃棄物の大幅な減少に役立つという環境負荷低減の観点からその技術開発が世界的に注目されており、小資源国である我が国にとってエネルギーの長期安定供給と地球環境の保全に寄与できる、国家として戦略的に進めるべき基幹技術として意義を持つものである。

FBR開発について、サイクル機構は高速実験炉「常陽」から高速増殖原型炉「もんじゅ」へと開発のステップを踏み、さらにこれらの成果を踏まえたFBRサイクル実用化戦略調査研究により、オールジャパン体制による実用化に向けた研究開発に取り組んでいる。

「もんじゅ」は、1995年12月のナトリウム漏えい事故の後、原因究明、安全性総点検を通じて、安全性の向上につながる改善策を策定し、すでに国及び地元による安全性の確認がなされている。地元の了解を得て一日も早い改造工事の着手を目指しており、さらに、地元のご理解の中、できるだけ早期に運転再開を目指していく。運転再開後は安全・安定運転を通じて10年程度を目途に、FBRサイクルを実用化するために必要不可欠な「もんじゅ」の所期の目的である「発電プラントとして

の信頼性の確立」と「ナトリウム取扱技術の確立」を図っていく。

このFBRサイクルの技術開発は、「もんじゅ」のみならず、実験炉「常陽」や仏国「フェニックス」等と連携して開発を進めていくが、「もんじゅ」においては実用化戦略調査研究によって得られた要素技術等の成果を確認実証するほか、燃料製造や再処理分野の技術開発とも連携して、高速中性子を提供する場としての役割を果たしていく。特に、FBRサイクルで重要となるマイナーアクチニドの燃焼等を実用化する上で「もんじゅ」の役割は重要であり、海外からの期待も大きく、協力しながら研究を進めていく。

「もんじゅ」は、世界の高速炉開発の現状の中で国際的にも貴重な施設であり、アジア地域も含め今後ますます世界からの期待が大きくなると考えられる。そのため、「もんじゅ」及びその周辺施設を国際協力の拠点、さらには福井県が進める原子力エネルギーの研究開発拠点の中核として整備し、FBR人材の育成も念頭に置いた国際的な「FBR開発道場」として内外の研究者に開かれた組織体制とし、情報を世界に向けて発信していく。まさにその「道場」で自らの技を磨き、その技を世界共通の資産としていくことができる、世界的な研究開発のフィールドとなることを目指していく。

(3) パネルディスカッション

「原子力は正しく理解されているのか」

モデレータ 科学ジャーナリスト 中村 政雄氏
パネリスト 衆議院議員 与謝野 馨氏
ノンフィクション作家 上坂 冬子氏
理事長 殿塚 猷一

中村：原子力ほど大事でありながら、世の中に理解されていないものはないのではないかと。環境省は原子力が地球環境温暖化防止に有効であることをもっと主張すべきである。原子力がなくてはならないという雰囲気があれば、自治体の首長も原子力に積極的になると思う。この世論をつくるのに国や政治が役割を果たす必要がある。

上坂：中国を訪問しているとき、もんじゅ事故について、日本はなぜあんな小さな事で大騒ぎをするのかと聞かれ、日本の報道は正しくなされていたのかと原子力に関心をもつようになった。昨年、将来の再処理に19兆円必要の旨のピラが出て、原子力界は大騒ぎをしたが、

原子力関係者は、自らの考えをもっと主張すべきである。原子力関係者は世論を動かす程の専門家集団として、主張を明確に発言する必要があり、自慢できることはもっとPRすべきではないか。

与謝野：韓国，中国，東南アジアの経済発展とともに資源の確保難，価格上昇が起きており，資源エネルギー外交が必要になってきている。よって，原子力は重要な選択肢である。地方自治体の首長が，客観的事実や科学的根拠に基づき原子力に反対するのは歓迎であるが，あまりにも政治的に偏った判断をするのは好ましくない。

殿塚：サイクル機構は，間違った報道にはこちらの見解をきちっとした場で述べるという姿勢に変わりつつあり実践している。

(4) 特別講演

テーマ：「日本をとりまく緊迫する国際情勢」

講演者：外交評論家 岡本 行夫氏（写真1）

講演内容：

世界の冷戦構造の崩壊をもって新しい時代の幕開けとなり，中国，ロシア，インド，インドネシアなどの経済人口が爆発的に増え，資源・エネルギーを大量に消費する時代になり，国際競争も激しくなりつつある。これからのエネルギー事情と中国とインドの急膨張を考えると日本は独自のエネルギー資源を持たなくてはならない。そして日本独自のエネルギー資源としてはFBRしかない。

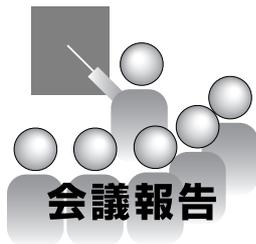


写真1 岡本行夫氏の特別講演

さや管一本の破損で，FBR計画を9年も止めてしまうという日本の国民性は世界の感覚からみると到底受け入れられないことである。また，日本の責務として日本の原子力のノウハウをアジアへも移転していく必要がある。

(5) 閉会挨拶 副理事長 木阪 崇司

パネルディスカッションや特別講演で頂いたご意見は 機構や新法人の運営に参考にさせて頂く。サイクル機構の業務は，一層の安全性の向上と各界の皆様のご理解とご協力が最も重要であるとの認識を肝に銘じ，核燃料サイクルの確立を目指して最大限の努力をしていく。また，新法人「原子力機構」が原子力に関する総合的な研究開発機関として国民の負託にこたえられるよう万全の準備に当たっていく。



NUCEF2005国際シンポジウム - 2005年2月9,10日開催 -

佐藤 義則

本社 安全推進本部

1. はじめに

2005年2月9日,10日に東海村テクノ交流館リコッティで「NUCEF2005国際シンポジウム」が開催された。日本原子力研究所の燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)のホット試験開始から10年が経過したことを機に原研が主催する同シンポジウムを,核燃料サイクル開発機構が共催した。

シンポジウムでは,サイクル機構,原研及び国内外の研究機関から,NUCEFでの研究実績を始めとする研究成果を発表するとともに,核燃料サイクル施設分野及び高レベル放射性廃棄物処分分野の安全研究成果や新しい核種分離プロセス研究分野における最新の研究成果等を発表して議論を行い,新法人の研究計画の検討に資することとした。

シンポジウムの開催に当たり,国,大学,関係機関等に対して案内状を送付するとともに,原子力学会誌誌上での案内,同学会再処理・リサイクル部会及びバックエンド部会会員へのメール配信,サイクル機構と原研のホームページでの案内等により広く参加者を募集した。

2. シンポジウム

シンポジウムには国内外の大学,研究機関,メーカー等から239名(サイクル機構・原研以外99名,サイクル機構+原研140名,;国内218名,国外21名)の参加が得られた(写真1)。発表等はすべて英語で行った。

挨拶,基調講演,基調報告等は主会場(第1会場)で行い,口頭発表は並行して第2会場も使って分野別に行った。また,ポスター発表は第3会場で行った。

プログラムの最後にはサイクル機構,原研の関連研究開発施設の見学ツアーを行い,25名(国内13名,国外12名)の参加を頂いた。

シンポジウムのプログラムを表1に示す。



写真1 会場の様子

2.1 講演,発表等の概要

(1) 挨拶と提言

住田・大阪大学名誉教授から「燃料サイクルの更なる安全性向上に向けて精力的な努力を」と題して挨拶と提言を頂き,この中でNUCEF建設までの経緯の紹介の後,独自の研究成果の情報を得ていくことが大事であり,この観点から今後の研究活動への期待が述べられた。

(2) 基調講演と基調報告

最初に,松本・埼玉大教授から「安全研究の今後の展開」と題して講演頂いた。化学プラントである燃料サイクル施設では通常運転と緊急事態の間にある運転異常状態への対応についての動的解析に関する研究が重要との内容であった。

次に原研から,NUCEFでの研究成果と今後の展開について,臨界安全研究,プロセス研究,廃棄物処分安全研究及びアクチノイド化学研究の4分野に分けて基調報告を行った。

続く独国L. Koch博士の特別講演では,核燃料サイクル施設や放射性廃棄物処分場から環境への放射性物質の放出,及び核拡散という公衆の懸念に

表1 NUCEF 2005国際シンポジウム プログラム

< 1日目 (2月9日) >

1. 開会挨拶	吉田 善行 (原研)
2. 挨拶と提言「燃料サイクルの更なる安全性向上に向けて精力的な努力を」	住田 健二 (大阪科学技術センター)
3. 基調講演 - 1 「安全研究の今後の展開」	松本 史朗 (埼玉大)
4. 基調報告「NUCEF10年間の研究成果と今後の展開」	石島清見 (他(原研))
5. 特別講演「核燃料サイクルの安全上の観点」	L. Koch (独国ITU)
6. 口頭発表 - 1	
(会場 - 1) 放射性廃棄物安全研究分野 - 地下水中核種移行評価課題 -	座長 長崎 晋也 (東大)
「岩盤亀裂中の核種移行に及ぼすコロイド及び微生物の影響」	黒澤 進 (サイクル機構)
「コロイド - 核種間相互作用に及ぼす共存有機酸の影響」	虎石 貴 (東大)
「アクチノイドコロイドの生成及び岩石への吸着挙動」	藤原 愛 (原環センター)
(会場 - 2) 核燃料サイクル施設安全研究分野 - 再処理施設の臨界安全評価手法 -	座長 岩崎 智彦 (東北大)
「燃料サイクル施設臨界安全評価用データの整備」	奥野 浩 (原研)
「臨界事故評価手法の開発」	C. Pain (英国Imperial College)
「臨界事故時の線量計測の国際比較 - SILENE2002」	I. Clairand (仏国IRSN)
7. ポスター発表	
8. 口頭発表 - 2	
(会場 - 1) 放射性廃棄物安全研究分野 - 人工バリア長期健全性評価の課題 -	座長 佐藤 努 (金沢大)
「セメントの長期変質影響」	杉山 大輔 (電中研)
「ベントナイトの長期変質挙動」	田中 忠夫 (原研)
「アルカリ性地下水の地球科学的影響 - 透水性変化に係わる母岩変質について」	新堀 雄一 (東北大)
(会場 - 2) 核燃料サイクル施設安全研究分野 - MOX燃料加工施設の臨界安全評価手法 -	座長 中島 健 (京大)
「MOX燃料加工施設臨界安全のためのKEOPS及び他のVENUS実験」	B.Lance (ベルギー-Belgonucleaire)
「原子炉/解体核由来MOX体系への実験適用性に関するTSUNAMIコード解析」	B.Rearden (米ORNL)
「MOX燃料加工施設の臨界事故評価手法の開発」	山本 俊弘 (原研)

< 2日目 (2月10日) >

9. 基調講演 - 2 「規制における独立した科学的及び工学的な分析の位置づけ」	W.C.Patrick (米国SwRI)
10. 口頭発表 - 3	
(会場 - 1) 放射性廃棄物安全研究分野	座長 新堀 雄一 (東北大)
- 安全評価シナリオ, モデル, データ設定のための基盤研究 -	
「ガラス固化体長期挙動の地球化学的評価」	稲垣八穂広 (九大)
「確率論的安全評価のためのパラメータ不確かさ評価」	山口 徹治 (原研)
「熱力学データベースの相互比較」	竹野 直人 (産総研)
「仏国の高レベル放射性廃棄物処分の安全評価モデリング」	C.D.Serres (仏国IRSN)
(会場 - 2) 核燃料サイクル施設安全研究分野 - 輸送・貯蔵施設の安全評価手法 -	座長 三澤 毅 (京大)
「米国の燃焼度クレジットの現状と今後」	D.Lancaster (米国 Nuclear Consultants)
「新燃料の陸上輸送における過酷事故時の安全性実証解析」	野村 靖 (原研)
「中間貯蔵施設の安全設計研究」	三枝 利有 (電中研)
11. 口頭発表 - 4	
(会場 - 1) プロセス開発研究分野 - 新しい核種分離技術の研究 -	座長 深澤 哲生 (日立)
「アクチノイド元素の溶液化学・錯体化学」	矢板 毅 (原研)
「アクチノイド元素の高温特性の把握」	赤堀 光雄 (原研)
「先進湿式分離プロセス技術開発の現状」	小山 智造 (サイクル機構)
(会場 - 2) 核燃料サイクル施設安全研究分野 - 事故時安全性評価手法 -	座長 榎田 洋一 (名大)
「燃料サイクル施設の事故時安全性評価研究」	阿部 仁 (原研)
「MOX燃料加工施設の閉じ込め安全研究」	土野 進 (JNES)
「再処理施設における火災爆発事故評価手法研究」	三浦 昭彦 (サイクル機構)
12. 閉会挨拶	鈴木 治夫 (サイクル機構) (写真2)
13. 施設見学 (原研NUCEF, サイクル機構ENTRY, QUALITY)	



写真2 鈴木・安全推進本部長代理の閉会挨拶

対して、乾式（高温化学）プロセスは利点を有するとの話があった。

二日目の米国W.C.Patrick博士の基調講演では、米国において放射性廃棄物処分の安全規制を支えるために、事業者から独立した形で実施している解析研究の現状が紹介された。

(3) 口頭発表

放射性廃棄物処分に関する安全研究分野においては、コロイド及び微生物の影響に着目した地下水での核種移行評価に関する課題、セメントの影響に着目した人工バリアの長期健全性評価に関する課題、及び安全評価シナリオ等の設定のための基盤研究について10件の発表があり、長期間を対象とする安全評価モデルを検討する際には種々の影響因子についてさらなる現象解明が必要なこと等の質疑応答が行われた。

核燃料サイクル施設の臨界に関する安全研究分野においては、再処理施設、MOX燃料加工施設及び輸送・貯蔵施設の臨界安全評価手法について9件の発表があり、事象のモデル化、解析コードの適用性等について質疑応答が行われた。

核燃料サイクル施設の事故時安全評価手法に関する安全研究分野においては、事故時の閉じ込めに関する安全研究、及び火災・爆発事故評価手法に関する研究について3件の発表があり、事故時解析コードの適用性、火災・爆発事象のシミュレーション方法や実験事象のモデル化等について質疑応答が行われた。

新しい核種分離プロセス研究分野においては、アクチノイド元素の溶液化学、高温特性について、また湿式プロセス開発の現状について3件の発表があり、溶解液を高濃度化することの具体的な効果等について質疑応答が行われた。

(4) ポスター発表

ポスターセッションでは、放射性廃棄物安全研究分野で12件、核燃料サイクル施設の臨界安全分野で10件、核燃料サイクルのプロセス開発と安全に関する研究分野で4件、合計で26件の発表が行

われ、活発な質疑応答がなされた。

2.2 施設見学ツアー

プログラム最後の施設見学ツアーでは、参加者が2班に分かれて、サイクル機構の地層処分基盤研究施設(ENTRY)と地層処分放射化学研究施設(QUALITY)、原研のNUCEFの3施設を見学した。

3. おわりに

サイクル機構は原研との統合を踏まえ、2002、2003年度の2回、原研主催の「NUCEFセミナー」を共催し、そこで核燃料サイクル施設分野の安全研究等に関する成果を発表してきた。今年度は統合を今年10月に控え、原研が3年に1度開催してきたNUCEF国際シンポジウムを共催した。

今回は、サイクル機構から3件を口頭発表し(表1のプログラム参照)、また以下に示す6件のポスター発表を行った。これらの研究開発分野では既に原研との融合研究や研究交流が行われているが、今回のシンポジウムをきっかけとしてさらに両者の交流が深まることが期待される。

・サイクル機構からのポスター発表テーマ

ボーリングコア中の火山ガラスを用いたナチュラルアナログ研究(東海・処分研究部)
圧縮ベントナイト中の CO_2 、Cl⁻及びI⁻の拡散挙動に及ぼすケイ砂混合率の影響(東海・処分研究部)

幌延地域の珪藻質泥岩の不均質性評価への検層解析手法の適用(東海・処分研究部)

圧縮ベントナイト中の陰イオン及び陽イオンの拡散及び活性化エネルギーの異方性並びに塩濃度の影響(本社・社内公募推進室)

臨界事故時に放出される放射性核種の排気ガスモニターによる評価手法に関する研究(東海・放射線安全部)

エポナイトを用いた臨界事故時の中性子線量評価に関する研究(東海・放射線安全部)



- 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」

2004年6月22日，プラント維持費節減のため，
2次主冷却系ナトリウムをドレンし，1次冷却系
1系統のナトリウムのみを循環する冷却系の運用

変更を行っている。

2004年度設備点検を，2004年7月5日から2005
年3月を目処に実施している。設備点検実績及び
計画を表1及び表2に示す。

表1 2004年度設備点検主要工程

□：計画 ■：実績

項 目	2004年度												備 考
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	
1次アルゴンガス系 設 備									圧縮機(A) ■				
1次メンテナンス 冷 却 系 設 備										エクステンション弁 □			
原子炉補機冷却水設備				熱交換機(A)等 ■							熱交換機(B)等 □		
原子炉補機冷却海水 設 備			原子炉補機冷却海水ポンプ(A,C1) ■										
機 器 冷 却 系 設 備								冷却ポンプ(B) ■					
制御用圧縮空気設備				制御用空気圧縮機(A)等 ■									
液体廃棄物処理設備								廃液加熱器(A)等 ■					
換 気 空 調 設 備								中央制御室空調装置浄化ファン(B)等 ■					
空調用冷媒・冷水設備				冷凍機(A)等 ■							冷凍機(B)等 □		
ディーゼル発電機設備				内燃機関(A)等 ■							内燃機関(B)等 □		
所 内 電 源 設 備				メタクラ(6.6kv)・パワーセンタ(A,D系:440v) (A系) ■ (D系) ■									
無 停 電 電 源 一 般 計 装 電 源 設 備			蓄電池	インバータ盤 充電器等 ■									
屋 外 開 閉 所 主 要 変 圧 器 設 備					275kV開閉装置等点検 ■				275kV送電線引込部・起動用 変圧器(1A,1B) ■				

構造検討を行っている。今までに行った予測解析及び試験により、センサー用磁石としてHalbach磁石構造を用いることにより、従来のEMATに比べて約2倍の検出感度が得られることが分かってきた。現在、更に小型化が可能な単一探触子法による検出性の検討を進めており、従来の2探触子法と同等以上の検出性能を有することを試験により確認した。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・試験を進めている。現在、短管試験片や実寸大のモックアップ装置を用いて各種人工欠陥の検出試験を実施するとともに、取得した欠陥信号を用いて欠陥の形状やサイズを予測する手法の検討を進めている。

(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・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，地震時構造健全性速報システムの開発を進めた。また先行高速炉のトラブル事例の調査を継続すると共に，一次主冷却配管系の応力解析を継続した。

(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実施している。

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ている。また，水・蒸気系設備を中心にスクラムフォルトツリーの検討・評価を実施している。

(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。

高温用蒸気発生器伝熱管体積検査技術の開発に

ついては，高温ナトリウム中に伝熱管を浸漬した状態における欠陥検出性能試験を開始した。

また，ナトリウム中目視検査技術の開発については，センサ小型化の検討を行った。

2.2 教育訓練

2004年度FBRサイクル総合研修計画及びシミュレータ研修計画を関係部署や大洗専門家等の意見を拝聴しつつ策定し，運転員や保守員の教育訓練を計画的に進めている。

2004年10月から12月にかけては，10コースのナトリウム取扱研修及び保守研修を計8回（延べ受講者数62名）シミュレータ研修を5コース計14回（延べ受講者数67名）開講するとともに，FBR技術者育成のためのFBR基礎講座とFBR応用講座を2コース計2回（延べ受講者数17名）実施した。

国際技術研修の展開の一環として，今年度より新たに文部科学省の「平成16年度原子力研究交流制度」に基づいて，中国から研究者を受け入れ，1ヶ月に渡る「ナトリウム取扱技術研修」を9月27日～10月27日，11月15日～12月15日の2回実施した。また，12月9日に行われたJNC CEA会合において教育研修に係る日仏連携協力強化策を提案し，今後具体的に協力内容を詰めるための協議を行うことで合意した。このほか，外部機関研修として12月17日に福井県消防学校のナトリウム研修（受講者21名）を実施した。

2.3 国際協力

本期間中，国際技術センターにおいて，以下の国際会議を開催した。

10月12，13日，原子炉を運転する際に発生する半減期の長いマイナーアクチニドを燃焼させ，地球環境への負荷を低減させることを目指した研究を米国，フランス，日本の3カ国で協力して実施する計画についてサイクル機構及びフランス原子力庁（CEA）の専門家が集い，検討した。

12月1，2日，世界の核燃料サイクル開発における「もんじゅ」の意義を明らかにすることを目的として，IAEA/TWGFRの技術会合を開催した。この技術会合において，「もんじゅ」の試運転及び本格運転で蓄積すべきデータや経験，並びに実施すべき研究開発，実証試験等について，機構の構想を提示するとともに，高速炉の開発経験を有する7カ国（日本を含む）2機関の専門家からの提

案を受け、技術分野ごとに討論した。

12月3日、第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)の活動の一環として、ナトリウム冷却高速炉計画に参加している4カ国(日本を含む)1機関の専門家が集い、「もんじゅ」を利用した共同研究利用について検討した。

12月8、9日、サイクル機構-CEA間の「原子力先進技術研究開発分野における協定」に基づく調整会合を開催した。CEA及びサイクル機構で行っている、金属冷却高速炉、もんじゅ-フェニックス間の協力及びもんじゅにおけるMA燃焼試験、将来の原子力システム、核燃料サイクル、廃棄物管理、シミュレーションコードの開発等の両機関における開発状況について確認するほか、FBR技術に関する教育研修に関する新規協力をやっていくこととした。また、第4世代原子力システムの開発に向けての取り組みについて検討した。

12月9、10日「第8回将来世代の原子炉および核燃料サイクルシステムの研究開発に関する日仏専門家会合」が開催された。日本及びフランス両国の原子力をとりまく情勢について紹介した後、各協力項目について前回の会合以降の進捗状況が報告された。順調に協力が実施され、良好な成果が示されるとともに、今後の協力を継続することで合意した。また、第4世代の原子力システム(Gen)に関する国際フォーラムの枠組みの中で作成された研究開発計画には、日仏二国間協力で取り上げられている項目も多く含まれているため、両国は、多国間協力と二国間協力をどのように管理するかについて議論した。Gen に関する項目については、多国間の活動を考慮することの重要性について合意した。

前回会合において検討を開始することで合意した「もんじゅ」を利用したマイナーアクチニドの燃焼実証試験については、日仏両国のほかに米国も含めた3国の専門家による計画具体化に向けた検討が開始されたことが報告された。仏側は、本実証試験のために「もんじゅ」を利用することの優位性に言及し、そのための「もんじゅ」の早期運転再開への強い期待が表明された。

2.4 技術情報管理

「もんじゅ」プラント運転支援に必要なネット

ワーク等情報処理環境、性能評価などに利用する共有科学技術計算機環境の運用・管理、事務業務・FBR研究開発業務に必要な計算機等のITインフラ環境の運用・整備・高度化を継続した。本期間中においては、「ソフトウェア管理台帳の作成と管理方法」についての説明会を開催するとともに、機構・原研の統合準備作業として両法人間のネットワーク・内線の統合作業の立会いを実施した。また、第39回業務改善提案の募集・取りまとめと、第37、38回業務改善提案表彰式を実施した。

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との研究協力では、「高速炉制御棒材の照射影響に関する基礎研究」など3件の2004年度の研究を実施している。

共同研究では、福井大学と「液体金属中のキャビテーション壊食に関する研究」「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」の2004年度の研究を実施している。また、福井大学、福井キヤノン事務機㈱と「ヘリカルコイル型蒸発管内の沸騰現象の可視化・事象解明」を開始した。

先行基礎工学研究協力では、福井大学と「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」、「光画像計測を応用した気液二相壁面乱流の特徴抽出に関する研究」を、また、京都大学との「Fe基系ホイスラー合金熱電モジュールの高温システム適合技術に関する研究」につき共同研究の2004年度の研究を実施している。更に、もんじゅ性能試験データに基づく増殖比・反応率評価と評価手法の高度化についても検討を進めた。

核燃料サイクル公募型研究では、九州大学と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を目的とした検討を進めており、プローブの機械振動を抑制するために考案した動吸振器をプローブとケーブル間に取付け、性能試験を実施した。現在、得られたデータの整理分析を実施している。

更に、福井大学大学院工学研究科に非常勤講師を派遣し、「エネルギー・環境概論」、「高速炉構造工学」等の講義を行っている。

(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、安全性を前提に、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創出し、軽水炉サイクル及びその他の電源と比肩する経済性を達成して、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している。本研究は、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、関係機関の参画・協力を得てオールジャパン体制で1999年7月から開始し、革新技术を採用した幅広い技術選択肢の検討評価を行い、有望な実用化候補概念を抽出するフェーズ（1999～2000年度）を経て、現在は5年間の予定でフェーズ（2001～2005年度）を実施している。フェーズでは設計研究によるプラント概念の具体化を通じた開発課題の抽出、工学的試験による技術的成立性の評価等を踏まえて、FBRサイクルとして技術的に整合した実用化候補概念の明確化を図るとともに、実用化に至るまでの研究開発計画を立案することとしている。

2004年度第3四半期においては、フェーズの研究計画に従って、設計研究や工学的試験による技術的成立性の評価等を着実に進めるとともに、フェーズ終了以降の計画や有望プラント概念について検討を行った。

2. 高速増殖炉システム

2004年度第3四半期は、2005年度に実施するフェーズ最終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。

ナトリウム（Na）冷却炉

大型及び中型Na冷却炉について設備設計の具体化を進め、原子炉の異常時に確実に原子炉を停止し、その後の崩壊熱を確実に除去する崩壊熱除

去設備のシステム構成を選定した。また、換気空調設備等、原子炉以外の設備（BOP設備）についても、具体化及び合理化を検討した。炉心設計では、熔融燃料排出特性を改良した再臨界回避概念を用いた場合の核特性と熱特性を評価し、炉心性能要求を満たすことを確認した。要素技術開発では、1/1.8スケール液面部分モデル水流動試験を実施し、横流れにより液面近傍に生じる渦からのガス巻き込みの発生条件を定量化した。ポンプ組込型中間熱交換器については、2005年度の総合試験の実施に向け装置の製作を開始した。大流量・大口径配管の1/3縮尺水流動・振動試験では、水温と流速をパラメータとした試験を実施中である。

鉛ビスマス冷却炉

被覆管最高温度を570℃に変更した強制循環炉心について炉心仕様のサーベイを行い、燃料ピン径、炉心高さなどの炉心仕様を選定した。また、選定した仕様の炉心について核特性解析及び熱特性解析を行い、要求される炉心性能を満たすことを確認した。

ヘリウムガス冷却炉

六角ブロック集合体の炉心について、核特性と安全性の両立に有効な方策（炉心高さ及び崩壊熱除去系の冷却能力向上等）を抽出した。また、安全解析を行い、減圧事故＋スクラム失敗＋自然循環除熱事象に対して、炉心除熱が可能な見通しを得た。

水冷却炉

BWR型の水冷却高速炉については、原研にて設計検討、要素技術開発が進められている。他の冷却炉との比較評価のために、サイクル機構 - 原研間の水炉検討会で、水環境下での高速中性子照射条件における燃料被覆管材料の開発課題や炉心損傷時の影響緩和対策等開発課題を検討し、これに基づき開発計画を策定した。

小型炉

小型炉については、電気出力300MWe程度で経済性を追求した概念（経済性追求型）及び電気出力50MWe程度で炉心寿命の長期化を追求した概念（極地利用型）について検討を継続した。

第3四半期は、主に経済性追求型概念を対象に検討を進めた。炉心設計では金属燃料炉心を採用し、運転サイクル長さ24ヶ月、炉心出口温度550℃、炉心等価直径2.6mのコンパクトな炉心概念を構築した。プラント設計では、原子炉構造と燃料貯蔵設備を合わせた物量を少なくできる概念検討に着手した。この検討においては、燃料貯蔵設備に炉内貯蔵方式（IVST）を採用して、燃料取扱系を簡素化したトップエントリ式1ループ型概念を選定し、冷却系・崩壊熱除去系の仕様設定とプラント物量評価を実施した。

極地利用型概念については、日米仏の共同設計概念（電気出力50MWe、30年間燃料無交換、タンク型炉）について設計レビューを行い物量評価に着手した。

また、小型炉を用いた水素製造プラントの検討では、ハイブリッド熱化学法を用いた水素製造プラントの安全性評価として、熱交換器の伝熱管破損時のナトリウム-硫酸反応について反応機構を調査し発生熱量等を評価した。

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に、フェーズにおける候補技術の明確化に向けた考え方の整理のための準備作業を継続している。また要素技術開発では、各種の試験による技術的知見の取得を継続している。

(1) 再処理システム

先進湿式法

システム技術開発では、先進湿式法について、これまでに取得したデータを反映して、工程ごとの詳細な設計見直しを継続している。また超臨界直接抽出法について、これまでの試験研究で得られた知見を踏まえた主工程条件等の設計検討を継続している。

高レベル放射性物質研究施設（CPF）においては、単サイクル共抽出試験及びマイナーアクチニド（MA）分離試験で採取した試料の分析・解析を継続し、ウラン（U）・プルトニウム（Pu）・ネプツニウム（Np）が共抽出できること、MA分離

条件を廃液量が減少するように変更してもMA分離が可能なこと、などに関する技術的知見を得つつある。また先進湿式法に係る晶析試験を実施し、採取した試料の分析・解析を行っている。

乾式法（酸化物電解法、金属電解法）

酸化物電解法については、Uを用いた電解試験及び蒸留試験を実施するとともに、熔融塩中での吸光度測定試験を継続した。また、ロシア原子炉科学研究所（RIAR）に委託して実施した混合酸化物（MOX）共析電解試験に立ち会った。

金属電解法については、電中研との共同研究に基づきCPFに設置した試験用グローブボックスにおいて、Puを用いたプロセス試験を実施し、U-Pu合金を回収した。

(2) 燃料製造システム

簡素化ペレット法

システム技術開発では、小規模施設の経済性向上を目指した設計検討を継続している。またMAの発熱の燃料製造への影響評価に関して、温度評価、安全対策の具体化等のより詳細な検討を継続している。

ショートプロセス製造技術については、造粒方法の異なるMOX粉末の調整等の成型・焼結試験準備を進めている。また、MA含有燃料ピン照射に供する燃料の製造条件に関する基礎試験を行うとともに、アメリシウム（Am）含有燃料ペレットの製造を開始した。

振動充てん法

スイスポール・シェラー研究所（PSI）及びオランダエネルギー研究機構（NRG）との共同研究において、オランダHFR炉で照射した振動充てん燃料試験ピンの照射後試験（前半分）を終了し解析を進めるとともに、後半の照射試験を開始した。また、模擬核分裂生成物（FP）を添加したU粒子を用いた振動充てん燃料製造試験及び充てんピン検査試験を継続した。

鋳造法

電中研と原研との共同研究において、U-Pu-Zr合金の射出鋳造試験を進めている。

4. 統合評価

フェーズの最終とりまとめに向けて、有望なFBRサイクル概念明確化のための多面的評価手法に関する評価の視点、評価構造、評価基準等の見直しを進めている。現時点までの検討結果の主な

ものは以下の通り。

- ・高増殖炉心FBRから低増殖炉心FBRへ移行していく導入シナリオに基づいて、FBR導入量を求め、全導入量に対して経済性等の視点の効用値を算出する。
- ・社会的受容性は一般社会の人々の心理的受容性を扱うこととし、導入主体から見た技術の受容性は事業容易性とし、新たな視点を設け評価する。
- ・経済性については発電原価に加えて、投資リスクを評価するための下位指標を新たに設ける。
- ・環境負荷低減性については現行の軽水炉との比較が明確になるよう比較の基準システムを軽水炉サイクルとする。
- ・技術的実現性についてはロードマップを十分に活用し、開発容易性や開発リスクをより精度よく評価するとともに、新たに研究開発柔軟性を評価するための下位指標を取り入れる。

また、日本の将来社会集団でのニーズを反映した各評価視点間の重み付けを行うためにアンケート調査を行うこととし、その具体化を進めた。

FBRサイクル導入の妥当性を探ることを目的としてFBRサイクルの投資対効果の検討を進めた。

軽水炉と比べた発電コスト削減効果のような経済性向上効果のほか、環境影響低減のような外部経済性向上効果にも着目し、経済的価値を算出した。現時点までの主な成果は以下の通り。

- ・世界規模での導入効果では研究開発投資総額が数兆円と想定されるのに対し、実用化戦略調査研究での設計に基づく発電コストを想定した場合の導入効果は約110兆円、高速増殖炉の導入時点で軽水炉と同等の発電コストを想定した場合には約44兆円の効果が期待できる。(割引率はいずれも2%とした場合)

- ・日本での導入効果では研究開発投資総額が約1兆円と想定されるのに対し、実用化戦略調査研究での設計に基づく発電コストを想定した場合の導入効果は約9兆円、高速増殖炉の導入時点で軽水炉と同等の発電コストを想定した場合、約4兆円の効果が期待できる。(割引率はいずれも2%とした場合)

FBRサイクルに対する社会的受容性向上への取り組みに関しては、FBRサイクルに対する国民各層の認知状況、受容性の支配要因及び各サイクル候補概念に対する心理的受容性の把握を目的とする国民一般を対象としたインターネットアンケート調査のための質問項目の作成などの検討を進めた。また、FBRサイクルに対する理解者の拡大を図るため、FBRサイクル技術と接点を持ち得る自然科学、社会科学等の関連領域の研究者や学生に対し、FBRサイクルの必要性と実用化戦略調査研究の概要を訴求するためのDVDの製作を進めており、そのためのシナリオの検討や素材の収集等を進めた。

FBRサイクルに対する安全性向上への取り組みに関しては、Na冷却炉の炉心損傷頻度の低減を目的として、中間評価における炉心損傷頻度の簡易評価の検討を深めた結果、設計の詳細情報を考慮すると原子炉液位喪失(LORL)事象の頻度は追加防止策が不要な程度まで低減する見通しを得た。また、サイクル施設のリスク評価については、超臨界直接抽出法施設及び酸化物電解法施設の評価を実施することとしており、これまでに前者の代表事象に対する解析検討を実施した。

(本社：経営企画本部
FBRサイクル開発推進部)



- 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、安全確保を前提として、「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、液体金属を冷却材として利用等）を踏まえ、「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、これらの研究を米国、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絞り込みと国の安全研究に成果を反映することを目的に、重点化を図って研究を進めている。

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及びサイクル機構が有する高速実験炉「常陽」・高速増殖原型炉「もんじゅ」の許認可及び安全性維持・向上に主体的に貢献する目的に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（PSA）に関する研究は、FBRの安全性を包括的に評価するためのPSA手法及びFBR機器の信頼性データベースの開発・整備と、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。

FBR機器の信頼性データベースについては、「もんじゅ」に関する追加データの登録作業を継続した。また、過去に実施した「もんじゅ」のPSA評価モデルの見直し及び最新知見に基づくPSA評価を継続した。

(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の開発及び混合酸化物（MOX）燃料を主としたFBR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。

燃料被覆管の破損限界評価については、実用化被覆管候補材料である酸化物分散強化型フェライト鋼（ODS鋼）等の材料破損限界の支配因子を検討するため、これらの加工硬化指数の定式化と破損限界への影響について評価を継続するとともに、Na中長時間強度試験並びに腐食試験、溶接材のクリープ試験を継続した。新型燃料の過出力条件下での破損限界評価については、米国アルゴン国立研究所（ANL）との共同研究で炉外基礎試験を実施し、試験結果の評価を開始するとともに詳細評価に資する解析コードの適用性評価を継続した。

(3) 炉心安全に関する研究

炉心安全に関する研究は、炉心損傷事象にかか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。

再臨界排除（溶融した燃料が再集合し、出力が上昇して有意な機械的エネルギー放出に至る事象を排除すること）可視化基礎試験については、冷却材逆流型FCI（燃料と冷却材の熱的相互作用）

試験のデータの整理・分析を継続した。カザフスタン共和国国立原子力センター（NNC）の試験炉 IGR を用いた再臨界排除に向けた試験研究（EAGLE プロジェクト）の炉内試験では、融体の排出経路の壁破損挙動に関する中規模試験（WF: Wall Failure）を実施した。WF 試験は、図 1 に示すように試験燃料を原子炉出力により溶融させ、その外側のスチール壁破損による試験燃料の挙動に着目したものである。また、大規模試験（FD: Fuel Discharge）の準備を継続した。

（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的な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。

サーマルストライピング（高サイクル熱疲労）に関する研究では、水を用いた試験装置により噴流と主流の速度変動を明らかにするとともに、流体と構造の伝熱特性の評価を行う平行三噴流試験により、流体と構造の温度変動伝達に関するデータを取得した。高燃焼度炉心内での燃料ピンバンドル変形時の熱流動現象の評価については、局所詳細解析コードによる乱流モデルの検証解析を継続するとともに変形バンドルに対応し得る解析メッシュ分割法の構築に着手した。

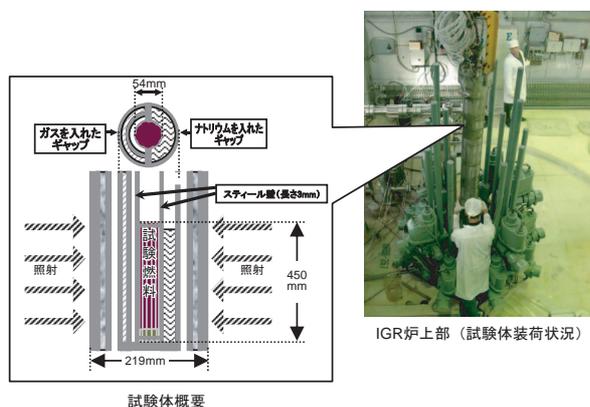


図 1 WF 試験装置概観図

（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、ナトリウムにかか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。

ナトリウム燃焼に関する研究では、ナトリウム - コンクリート反応に関する基礎試験としてナトリウム燃焼中に水素ガスの発生を模擬した「水素ガスバブリングナトリウムプール燃焼実験」結果を整理評価するとともに第 2 回試験の準備に着手した。また、落下液滴燃焼実験及び静止液滴燃焼実験の成果を燃焼シンポジウム（日本燃焼学会主催）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、ナトリウム - 水反応試験装置（SWAT 1R）を用いて、フリーズジェット試験（ナトリウム中に水蒸気ジェットを噴射）の試験結果の評価を継続した。蒸気発生器水リーク試験装置（SWAT 3R）の注水試験のための高温ラプチャ解析と水蒸気流調弁の感度解析を終了した。また、ナトリウム伝熱流動シミュレーション手法による SWAT 3R 体系での検証解析を継続した。ナトリウム微小漏えい検出手法の高度化として、レーザブレイクダウン蛍光発光法の感度評価試験を継続した。

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では、OECD/NEA への実験解析データベースの公開のため、「常陽」MK I 炉心性能試験、JUPITER 臨界実験及び DCA 実験に関する実験データベース、並びに最新解析コードと核データライブラリを用いた解析及び評価を継続した。

(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、MOX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、振動充填燃料、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では、燃料挙動解析コード“CEDAR”の化学的挙動モデルの高度化、燃料ペレットにおけるPu再分布挙動の評価に資するため、拡散係数測定試験の準備を継続した。

炉心材料開発では、露国高速実験炉BOR 60での第1期照射試験を終了し、ODS鋼燃料ピンの照射後試験に着手するとともに、第2期照射試験の準備を開始した。

(3) 照射技術開発及び照射後試験技術開発

「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評価の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照射後試験を行う。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試験技術開発を進めている。

照射技術開発では、プラントの状態監視・異常検知の観点から、安全性・信頼性の向上に反映するため、光ファイバーによる計測システムの開発を実施している。当該四半期では、光ファイバーケーブルの放射線誘起伝送損失低減方策の検討を継続した。

照射後試験技術開発では、燃料ピン試験技術開発として加熱炉を用いた熱過渡試験装置のモックアップ試験の検討を継続した。また、精密試験片加工機を用いて、照射済の材料から引張試験片の採取・加工を行い、精密寸法測定機による試験片の寸法測定を開始した。また、磁化測定装置をセル内に設置し、「常陽」で照射し、クリープ試験を行ったSUS304、316FR試験片の磁化測定を継続した。

(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。

全アクチニドの同時一括抽出法に関する露国フローピンラジウム研究所(KRI)との共同研究では実溶液を用いた試験を実施した。また、分離変換による地層処分の負荷低減効果の定量評価に関する米国カリフォルニア大学との共同研究を継続した。

1.3 構造・材料の研究

FBRの構造・材料の研究は、炉の使用期間にわたって運転温度が高温(「もんじゅ」の場合、原子炉容器出口最高温度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“FINAS”を、実用化戦略調査研究及び基盤研究における種々の解析ニーズ(計算速度の高速化、計算精度の向上など)に反映させている。実用化構造基準の開発として、実用高速炉構造設計基準(FDS)の暫定案作成を継続した。システム化規格技術の開発については、信頼度評価、裕度交換(裕度の重複を避け、過剰な裕度を適正な水準に設定すること)等の検討を継続した。

(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（Pb Bi）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。

高クロムフェライト鋼の材料開発では、FBR用12Cr鋼（HCM 12A）に関する化学成分範囲について、独国シュトゥットガルト大学主催のセミナーにて発表した。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）との共同研究で進めている酸化皮膜の安定性評価及び溶接部の耐食性評価について、腐食に伴う材料中の元素移動に関する分析を開始するとともに原子力学会の専門委員会（液体重金属利用技術研究委員会）にて報告を行った。水素製造技術開発に関しては、「ハイブリッド熱化学法」に基づく水素製造原理実証試験装置での100時間連続運転に向けた装置改造を進めるとともに、更なる性能向上に向けた開発課題並びに研究計画をとりまとめた。

(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、応答解析手法の精度向上を図るため構造の非線形部位をモデル化する手法の検討を開始した。また、3次元免震構造とその評価技術については、免震装置とロッキング抑制機構を組み合わせた試験を行い、免震性能と実機適用性を確認するとともに3次元免震の設計方針のとりまとめを進めた。

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炉心）による運転を経て、1983年から照射用炉心（MK炉心）として、熱出力100MWでの照射運転を、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炉心としての運転を終了した。

その後、照射性能向上を目的とした炉心・冷却系の改造を行い、2003年11月に高性能照射炉心（MK炉心）として使用前検査に合格し、2004年5月24日に本格運転を開始した。

当該四半期は、第2サイクル運転として、自己作動型炉停止機構（Self Actuated Shut down System: SASS）の炉内試験等を予定どおり終了した。また、第2サイクル運転として、燃料破損模擬試験を実施した。今年度の運転を計画通り終了し、第14回施設定期検査（2004年11月26日～2005年11月14日）を開始した。第14回施設定期検査では、5回定期検査ごとに実施する回転プラグ分解点検*を実施する（表1参照）。

表1 高速実験炉「常陽」運転工程表

	2004年度	2005年度	2006年度
「常陽」 運転工程	MK 運転 (140MW)	第14回定期検査	MK 運転 (140MW)
			第15回定期検査

* 回転プラグ：炉容器の蓋に相当するもので、炉心からの放射線及び熱を遮断し、原子炉容器内のカバーガスのバウンダリを形成する。また、回転プラグは大回転プラグと小回転プラグからなる二重回転方式であり、これらの回転角をあわせることにより、燃料交換時の燃料交換機孔の位置決めを行う（図2参照）。

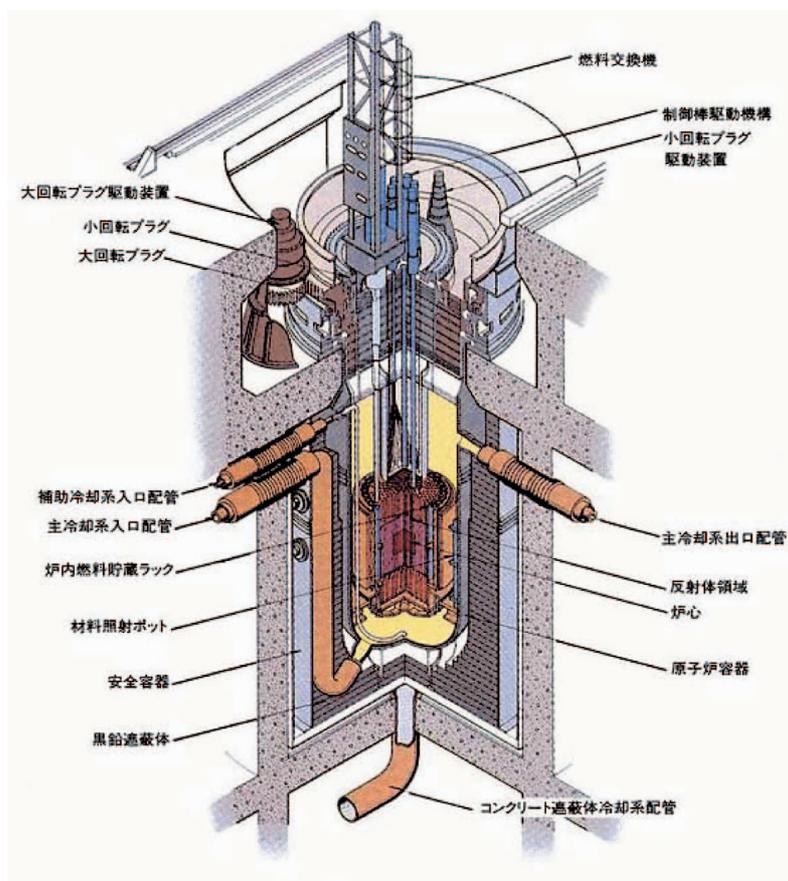


図2 原子炉本体断面

(大洗：開発調整室)



- 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. 燃料の研究開発等

燃料の高燃焼度化，原子炉の運転期間の長期化等によって高速増殖炉 - 燃料サイクルのトータルコスト低減が可能となる太径中空燃料を用いた炉心・燃料概念の検討・開発を進めている。

当該四半期では，太径中空燃料の炉内性能（高線出力化）等を確認するための溶融限界照射試験計画を検討した。

また，高速増殖原型炉「もんじゅ」の燃料に用いられるプルトニウム原料の有効利用，並びに多様化に対応して新たな炉心・燃料の設計が必要となっている。このため，その有力な一方策であるペレット密度を高めた「もんじゅ」炉心・燃料の概念検討を実施した。

2. 燃料製造技術開発

現行の燃料ペレット製造プロセスの簡素化を図り，工程を大幅に削減して製造コストを抑えることを目的とした簡素化プロセス法の基礎試験を行っている。

当該四半期では，再処理転換施設から転動造粒法^{*1}により流動性を改良したプルトニウム富化度調整済み原料MOX粉末を受け入れて実施した成型・焼結試験結果を基に原料粉末の特性を評価した。また，流動層造粒法^{*2}により流動性を改良したプルトニウム富化度調整済み原料MOX粉末を用いた成型・焼結試験を第4四半期に実施するため，再処理転換施設より当該原料粉末を受け入れた。

簡素化プロセスに係る機器開発として，乾式ダイ潤滑装置を組み込んだ中空ペレット製造用モックアップ試作機（成型設備）を用いた模擬粉末によるペレット成型試験を継続した。また，流動性不良粉末を強制的に成型機ダイスに押し込むエア

タップ充填法による強制充填試験を実施した。

スフェアパック燃料開発のうち，粒子燃料製造については，応用試験棟の振動充填燃料製造試験装置を用いて模擬FPを添加したウラン粒子の製造試験を実施している。充填試験については，ウラン試験と模擬粒子を用いたコールド試験を並行して進めるとともに，充填ピンの検査技術開発としてコールド試験用X線ラジオグラフィ検査装置を用いた試験を進めている（写真1参照）。

スフェアパック燃料の照射試験については，スイスPSK（ポール・シェラー研究所）及びオランダNRG（Nuclear Research and Consultancy Group）との共同研究により実施しており，2004年12月にHFR（High Flux Reactor）における後半の照射試

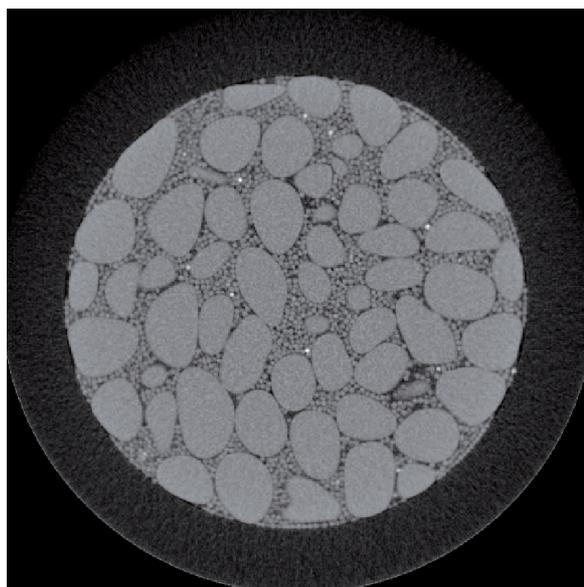


写真1 低真球度粒子の充填試験におけるスフェアパック模擬燃料ピンのCT断層写真（充填率：82.7%）

* 1 転動造粒法：円筒に始発粉末を供給し，円筒内で転動運動することにより水分により付着凝集させて微小球を製造する方法。

* 2 流動層造粒法：容器内に始発粉末を供給し，容器の底から空気を吹き込むことにより粉末を流動化させ，粉末を凝集させる乾式造粒法。

験を開始した。

スフェアパック燃料用設計コードの開発については、HFRにおける照射データとの比較検証作業を継続した。

3. 核変換技術開発

核変換技術開発は、高レベル放射性廃棄物（HLW）中の放射性物質を、核反応を利用して短寿命核種や非放射性核種に変換し、管理の時間を短縮することを目的に進めている。その中で、工学的に可能な技術とするために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いる。

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、原子炉中で照射した際に放出する即発ガンマ線データの解析結果よりTc 99の熱中性子捕獲断面積を決定した。本研究成果は、学術雑誌J. Nucl. Sci. Technol. の2004年11月号に発表した。

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中性子捕獲断面積測定手法の開発を平行して継続実施し、重水置換メラミンや安定Zr同位体をサンプルとして用いた測定試験を実施した。

核データ測定精度の更なる信頼性向上を目指して、文部科学省公募型研究の一環として「高度放射線測定技術による革新炉用原子核データに関する研究開発」を実施し、革新的な核データ測定装置の全立体角Ge検出器開発の技術要素であるBGO ($\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$) 検出器及びクラスター型Ge検出器の開発を継続実施した（写真2参照）。

4. 燃料製造に係る確認試験

プルトニウム燃料第三開発室において、低密度燃料ペレットの製造を安定的に行うため、これまでに開発・導入した設備の性能・特性を確認するとともに、低密度ペレットを製造する上で必要な条件を把握することを目的として、製造条件確認試験を10月中旬から開始した。

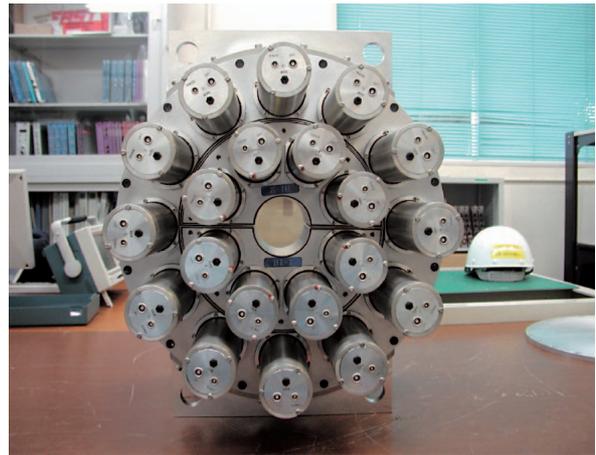


写真2 開発中のBGO検出器の一部

5. 輸送等

当該四半期では、「常陽」MK 一次取替燃料集合体の大洗工学センターへの輸送（1回）を行った。また、ロシアから調達した「常陽」MK 二次取替燃料集合体用の濃縮ウラン原料を東海事業所に受入れた。

6. プルトニウム系廃棄物処理技術開発

プルトニウム系廃棄物処理開発施設では、プルトニウム系廃棄物の減容・安定化処理技術の開発を目的として、難燃物焼却設備等の実証運転を実施している。

当該四半期では、本年度上期に実施した実証運転【04-01キャンペーン；4月～8月初旬】後の保守点検において、難燃物焼却設備の廃ガス冷却部に難燃性廃棄物の燃焼により発生した低融点物質（塩化鉛、塩化亜鉛等）の堆積が確認された。このため、本年度下期の実証運転を取りやめ、堆積物の除去作業の準備を行った。

今後、この堆積物の除去作業を行うとともに、堆積防止の観点から堆積物の形成状態、成分等を詳細に調査し、この結果を設備の運転条件等に反映する予定である。

（ 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、経済性等の高速炉燃料サイクル実用化の要件にこたえるため、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。

Uの晶析は、U溶解度の温度依存性を利用した沈殿分離法であり、新たな化学薬品の添加を必要としない分離プロセスである。高レベル放射性物質研究施設(CPF)では、高濃度溶解液から温度差を利用してUやPuを分離する晶析技術開発の一環として、2004年11月にはPu富化度とU + Pu濃度をパラメータとして、使用済燃料を用いた試験を実施した。Pu富化度(価数は、すべて4価に調整)10数%、U + Pu濃度400~600g/l程度の条件で、いずれの試験でも20~30程度でUの結晶析出が確認できた。現在、分析データの評価・解析を行っている(写真1及び写真2参照)。

(2) マイナーアクチニド等の湿式分離研究

MA回収技術開発の一環として、2003年に実施した使用済燃料溶解液の抽出試験により回収した高レベル放射性廃液を使用し、アメリカシウム(Am)等をCMPO溶媒(TRU抽出プロセスに用いられる溶媒)を用いて分離するSETFICS試験(溶媒抽出法ベースのMA回収プロセス試験)のデータ解析を継続している。

(3) 超臨界直接抽出試験(代替技術)

経済産業省公募研究の一環として、湿式法の代替技術候補である超臨界直接抽出の試験研究を進

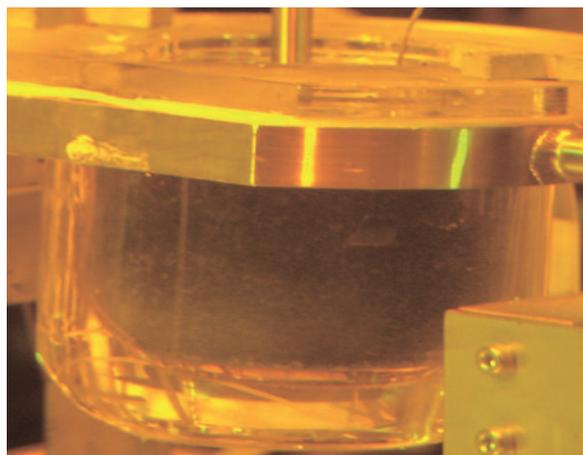


写真1 晶析槽外観(槽上部に溶解液(母液)、槽下部にUが晶析している状態)



写真2 回収結晶の外観(母液分離後)

めている。

超臨界直接抽出技術は、硝酸を抽出したTBP溶媒を超臨界二酸化炭素にて希釈し、使用済燃料粉と接触させてウランとプルトニウムを選択的に回収するという代替技術である。

CPFで実施した未照射MOX燃料を用いた超臨界直接抽出試験結果の評価解析を継続している。

1.2 乾式法

現行の再処理法と比較し、経済性に優れ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。

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、CPFに設置した金属電解法プルトニウム試験設備において、プルトニウムを用いたプロセス試験を実施し、U Pu合金を回収した。

酸化物電解法については、応用試験棟に設置した溶融塩電解試験装置を用いて、ウランを用いた電解試験及びその析出物の蒸留試験を実施した。

また、RIAR（ロシア原子炉科学研究所）に委託して実施するウラン・プルトニウムを用いたMOX共析電解試験に参加した。

分析技術開発については、溶融塩（NaCl CsCl 塩、温度約650℃）中で各種元素が混在する条件（Sm, Ndの共存）での吸光度測定試験を継続している（図1参照）。

2. 機器・材料開発

2.1 前処理工程機器開発

新型解体技術開発として、解体方式の絞り込みと装置概念の設計に必要な要素技術についての評価試験を実施している。

燃料ピン束をラッパ管内から引抜く方法は、燃料ピンへの損傷が少なく、ラッパ管解体において有望である。2004年12月から、ラッパ管引抜き方法の解体工程への適用可能性を確認するため、スエリングを模擬した燃料集合体に対するラッパ管引抜き試験を実施している（写真3参照）。

使用済燃料粉砕化技術開発としては、機械式脱被覆システム装置によるODS鋼製模擬燃料ピンを用いたコールド基礎試験を実施し、本技術がODS鋼製燃料ピンに適用可能であることを確認

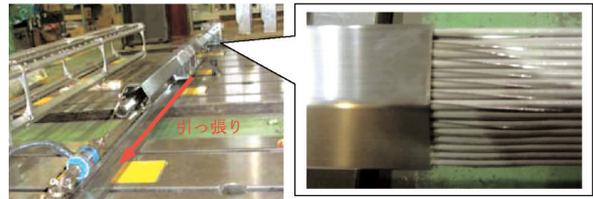


写真3 ラッパ管引抜き試験

した。また、燃料ピンの細粒化による燃料回収率及び燃料純度の向上を図るため、破砕機スクリーン部の改造を完了した。

2.2 分離工程機器開発

乾式再処理機器開発としては、るつぼ冷却式高周波誘導加熱（CCIM技術）を採用した形状管理型溶融塩電解槽の大型機（商用規模相当）における加熱特性評価の一環として、電極交換時の塩溶融状況について計算コードを用いた熱解析を実施した。

塩蒸留装置の開発では、コールド条件での塩蒸留基礎試験を継続し、長時間蒸留時における塩蒸留挙動のデータを取得中である。また、塩蒸留装置の運転条件を設定するため、塩蒸発速度に及ぼす圧力の影響を確認するコールド試験を開始した。

湿式再処理機器開発では、工学規模遠心抽出器の開発として、駆動部のアンバランス等による振動及び発熱への影響を評価するため、遠心抽出器の連続運転試験を開始した。

2.3 材料技術開発

乾式再処理用装置材料の高耐食化を図る目的で、封孔処理方法を改善したセラミックコーティング膜の腐食試験を実施し、引き続きデータ解析を実施中である。本試験では高濃度塩素・酸素雰囲気の下で、溶融塩中及び気相中におけるコーティング膜の健全性を評価している。

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

今後の利用計画についての検討を進めている。

（東海：環境保全・研究開発センター）

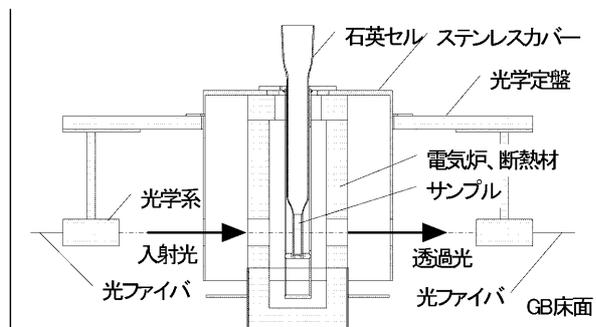


図1 吸光度測定試験装置概念図



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連成評価モデルの開発を継続して実施している。また、熱 - 水 - 応力連成試験設備 (COUPLE) を用いた連成挙動試験のための準備を継続した。

(2) 緩衝材の長期力学的変形挙動

緩衝材の基本特性については、海水条件下におけるデータの拡充という観点から NaCl 溶液及び幌延地下水を用いた透水試験を実施し、関係式の導出を行った。また、埋め戻し材の基本特性データの取得を目的とした降水及び海水条件下での試験を継続した。さらに、緩衝材の流出に関する研究として、X線CT装置を用いた亀裂内侵入ベントナイトの密度分布測定や降水・海水条件下での緩衝材クリープ試験を行うとともに、ガス移行試験を継続した。

(3) 緩衝材の化学的相互作用による変化

ベントナイト - 鉄反応の加速試験用試料として層間イオンを Fe^{2+} に置換した試料を用い、オートクレーブを用いて250 で1ヶ月・6ヶ月間加熱した試料のX線回折分析、SEM・TEM分析を行った。その結果、6ヶ月後の試料では、微量ではあるが非膨潤性の粘土鉱物に変質している箇所が認められた。また、雰囲気制御ボックス中の恒温槽を用いて150 での加熱試験を継続して実施している。

(4) オーバーパック材料の腐食評価に関する研究

炭素鋼の腐食挙動に関して、マグネタイト影響評価試験、溶接影響評価試験を継続した。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研究を継続するとともに、3年間浸漬した試料の取り出し、評価を継続した。銅については、酸化性環境及び緩衝材中における腐食局在化に関する試験、還元性環境に

おける硫化物の影響試験を継続するとともに、セメントの影響評価として、高pH下における腐食挙動試験を行った。

(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]

火山ガラス等のナチュラルアナログ研究については、既存のデータの整理や新たな試料の適用性に関する検討を継続している。金属ナチュラルアナログ研究として、国内の遺跡から出土した鉄器について出土事例の情報収集を継続している。

(6) 公募型研究

核燃料サイクル公募型研究で実施している「緩衝材及び周辺岩盤の力学的安定基準の作成」においては、2004年度に実施する試験研究を進めた。

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) を用いた試験研究では、沿岸域等での地下水中の塩水と淡水の境界の様子を調べることを目的として、均質な透水性の地層を模擬した場での塩水くさび (塩水と淡水の密度の違いにより、塩水が淡水の下部にくさび状に浸入する現象) を再現するための試験の準備を行った。

堆積プロセスを考慮した地質構造の推定手法開発については、幌延地域に分布する新第三紀層の堆積環境の推定及び地層ごとの空隙構造の調査の一環として、幌延地域の岩石試料の採取・分析を行った。

亀裂ネットワーク岩体水理物質移行試験設備 (NETBLOCK) に付設された岩体試料平面研削装置により、単一亀裂を有する花崗岩体 (1辺50cmのブロック岩体) の研削を開始した。

(2) 不確実性評価に関する研究

具体的な地質環境を対象とした不確実性評価を実施するために、地下水流動に関するパーティクルトラッキングの結果得られるパーティクルごとの移行経路や流速を取り込んだ核種移行解析を行うためのモデル化を行った。また、シナリオの不確実性として、天然現象の影響評価に供するための天然現象の発生やそれによる影響に関する情報の整理を東濃地科学センターと共同で継続するとともに、それら情報に基づく核種移行解析の条件設定に関する検討を開始した。

(3) 生物圏評価に関する研究

最新の知見に基づく評価式とデータの更新を行った生物圏評価モデルを用いて、パラメータの重要度を把握するための感度解析を継続している。

(4) 技術情報統合システムに関する研究

技術情報の体系化及びデータベースの機能を有する基本システムについて、試運用に向けての準備を継続している。

(5) 性能評価研究

2003年8月1日より外部公開した熱力学データベース及び収着データベースホームページの運用を継続した。収着データベースについては、利用者がより使い易いシステムにするための改良版を作成するとともに利用者がホームページ上で収着データ検索が行えるシステムを構築し、ホームページ上での運用のための準備を行っている。コロイドの影響を考慮した核種移行モデル開発に関しては、これまで開発を進めてきた計算コードCOLFRACを利用して、性能評価体系（評価距離100m、期間10⁷年）のもとで解析を実施した。その結果、これまでのフィールド試験では、核種-コロイドの脱着反応が遅い場合には核種移行が促進される結果が示されたが、性能評価体系のもとではその影響を無視できるほど小さいことが示され、技術資料として取りまとめた。緩衝材間隙水の研究に関しては、クニゲルV1を用いたこれまでの試験（蒸留水、低アルカリ性セメント液）で認められた溶液接触面付近の間隙pH低下の原因を把握するため、クニピアFを用いて黄鉄鉱の有無による影響を確認するための試験を行い、試験結果の取りまとめを開始した。

(6) 地層処分放射化学研究施設（QUALITY）等における核種移行研究

QUALITYにおいては、イオン強度（I）をパラメータとした $\text{NpO}_2 \cdot x\text{H}_2\text{O}(\text{am})$ の溶解度試験を

継続するとともに、溶媒抽出法による $\text{Np}(\quad)$ の加水分解定数導出試験を開始した。このうち、 $\text{NpO}_2 \cdot x\text{H}_2\text{O}(\text{am})$ の溶解度積について、重金属の微生物学の先進的研究に関する国際シンポジウム（2004年11月15日-16日、茨城）において、成果を報告した。また、フミン酸共存下での $\text{Np}(\quad)$ の溶解度試験については、これを継続実施している。収着試験については、CSH（Ca-Si水和物）への R_a の収着試験及びベントナイトコロイドに対するCsの収着試験を継続するとともに、ベントナイトコロイドに対する $\text{Np}(\quad)$ の収着試験を開始した。拡散試験に関しては、先行基礎工学研究で実施した成果を受け、鉄共存下での圧縮ベントナイト中の Np の拡散試験を継続した。

また、CPFにおいては、実ガラス固化体の浸出試験を開始した。プルトニウム燃料第一開発室においては、還元条件下での凝灰岩に対するPuの収着試験及び還元条件下での圧縮ベントナイト中のPuの拡散試験を継続した。ENTRYにおいては、塩濃度をパラメータとして、花崗岩中のCs及びIの拡散試験を継続している。

(7) 博士研究員による研究及び先行基礎工学研究

博士研究員による研究「海水系地下水条件での堆積岩及びその岩盤亀裂充填鉱物に対する核種収着挙動とそのモデル構築」においては、幌延地域の堆積岩に対するCs及びSeの収着試験を継続するとともに、 Np の収着試験準備を行っている。「均質化法に基づくマイクロ-マクロモデルによる核種移行解析の高度化」においては、K型パイプライトのMD解析を実施した。また、陽イオン拡散に対応したHAコードの改良に着手した。「画像可視化計測手法による地下深部単一岩盤亀裂内水理・物質移動メカニズムの解明及び高精度モデルの構築」においては、単一亀裂の可視化水理・トレーサー試験の準備及び画像可視化計測システムの開発を継続した。

先行基礎工学研究で実施している「セルオートマトン法による亀裂マイクロ構造を考慮した流体物質移動解析」においては、2003年度までに構築した解析手法の適用性検討として、単一亀裂を有する花崗岩体（1辺10cmのブロック岩体）で取得された亀裂開口幅データを用いた解析を継続した。

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

隆起・侵食に関する研究では、10万年オーダーの隆起・侵食による地形変化が地質環境へ与える影響を把握することを目的とした、地形変化シミュレーション・モデルの開発を継続するとともに、気候変動や地形変化が地下水流動に与える影響を評価するため、東濃地域を事例として、将来10万年間にわたる地形変化のシミュレーションを行った。また、気候変動や侵食速度の変遷を復元するための調査・試料分析、海水準変動が地質環境に与える影響を把握するため、海水準変動にともなう平野の地層・地形の発達を明らかにするためのボーリング調査・コア分析を継続した。

火山活動に関する研究では、地下深部のマグマ・高温岩体等の探査技術の一環として、地磁気地電流法（MT法）による観測データの品質が比抵抗構造解析に及ぼす影響についての調査を継続した。また、過去から現在までの火山・地熱活動の履歴を精度良く把握するための調査技術として熱年代学的手法や多量屈折率測定地質解析法（RIPL法）等の適用性調査を継続するとともに、マグマ・高温岩体等による周辺岩盤への影響を評価するため、坑井温度プロファイルから熱流束、熱水の上昇速度を算定する方法（一次元熱輸送モデル）についての検討を行った。

地震・断層に関する研究では、地下の震源断層を抽出する技術開発の一環として、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、潜在的震源断層の活動に伴う地形・地質学的特徴の解析方法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力学的及び水理学的な影響を把握する手法の開発を目的として、活断層帯の三次元分布と発達過程に関する調査・解析手法の検討を行った。

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（Geographical Information System：地理情報システム）データベースの整備を継続した。

陸域地下構造フロンティア研究のうち、地震発生に関する研究では、東濃鉱山内及びHi net等を用いた弾性波アクリスの長期・遠方観測試験及び正馬様用地内で地震計アレイ観測を継続し、送受信及びデータ処理のルーチン化を進めた。また、

東海・東南海地震震源域の能動監視を目的として、臨時観測点を設置し、観測を開始した。電磁アクリスについては、アクリス信号を正馬様用地内及び既存のボーリング孔内で受信する電場・磁場観測を継続した。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した。また、活断層破砕帯での地球化学的調査及びボーリング調査を実施した。

ナチュラアナログ研究については、地質環境の変化がウラン鉱床の長期保存に及ぼした影響の評価にかかわる研究の一環として、地下水・岩石・微生物の相互反応による酸化還元緩衝能力に関する研究を継続した。また、東濃ウラン鉱床において、月吉断層沿いの物質移行調査（ボーリング調査）を継続した。

2.2 地質環境特性に関する調査研究

(1) 広域地下水流動研究

地下水涵養量の算定及び表層部の地下水特性の長期的な変化を把握するため、表層水理観測機器を用いた長期観測を継続した。

深層を対象としたボーリング調査（DH 14, 15号孔）は、DH 14号孔については調査・試験結果の取りまとめを継続した。DH 15号孔についてはVSP調査及び地下水の長期観測装置の設置等の現場作業が完了し、調査・試験結果の取りまとめを継続した。また、既存ボーリング孔における地下深部の水圧及び水質の長期的な変化の観測を継続した。

2.3 超深地層研究所計画

2004年10月21日 - 22日に、瑞浪市総合文化センターにおいて「瑞浪地層科学研究国際会議 04」を開催した。本会議ではスイス、スウェーデン、カナダ、韓国等の海外研究者の参加を得て、地下研究施設の役割が討議された。会議後には、瑞浪超深地層研究所において現場見学を行った。

各調査研究における実施内容は以下のとおりである。

(1) 調査試験研究

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）及び第2段階（研究坑道の掘削を伴う研究段階）の調査研究の一環として、

瑞浪超深地層研究所用地の地質環境特性を把握するための調査研究を継続した。

第1段階の調査研究としては、2003年3月より開始した深層ボーリング調査において掘削長1,300mまでの調査試験を実施し、1,000m以深までの岩相、不連続構造、岩盤の透水性、地下水の水質などの地質環境に関する情報を取得するという所期の目的を果たしたことにより、10月初旬に現場作業を終了した。現在、調査結果の取りまとめを実施中である。また、深層ボーリング調査終了後に研究用地内の不連続構造などの地質構造を詳細に把握するため、深層ボーリング孔を用いてVSP調査、孔間弾性波・比抵抗トモグラフィ調査及び初期応力測定を実施した。12月末現在、研究用地内に存在する不連続構造の水理学的連続性などを把握するために、深層ボーリング孔を揚水孔とした孔間水理試験を実施中である。

長期観測としては、浅層ボーリング孔4孔を利用した地下水の水圧及び水質の長期観測を継続中である。

8月から9月にかけて実施した反射法弾性波探査については、測定データの解析が完了し、反射断面から数本の不連続構造が推定された。

地質環境のモデル化・解析については、文献調査・地表踏査・物理探査、既存ボーリング孔・浅層ボーリング孔による調査で取得された情報により構築した水理地質構造モデルを用いて、情報量の増加に伴う不確実性低減の過程を評価するための地下水流動解析を実施した。また、深層ボーリング調査及び2004年度に実施した物理探査で取得された情報に基づき、地質環境モデルの更新並びに解析を実施中である。

第2段階の調査研究としては、深度1,000mまでの調査研究計画の具体化に向けた検討、及び立坑坑口下部工事（深度約10m～50m）における坑壁の地質調査結果の取りまとめを実施した。

調査技術開発については、第2段階以降の調査研究で必要となる調査手法の整備に向け、ボーリング掘削技術の開発、初期応力測定装置の開発、データベースの機能整備に関する作業を開始した。

工学技術の基礎に関する研究については、情報化施工、品質保証、突発湧水対策、地震動評価に関する検討を開始した。

正馬様用地

既存ボーリング孔を利用した地下水の水圧の長

期観測及び地下水涵養量の算定を主目的とした表層水理定数観測を継続中である。

(2) 施設設計及び建設管理

瑞浪超深地層研究所における研究坑道掘削工事において、主立坑及び換気立坑の坑口下部（深度10mから深度50m程度まで）の掘削工事を2004年9月に完了した。現在、2005年から開始する予定の主立坑及び換気立坑一般部（深度50m程度以深）の掘削工事に向け、掘削設備として櫓組立、スcaffolding組立、防音ハウス設置、コンクリートプラント設置、受電設備設置、排水処理設備設置等を実施している。また、立坑掘削工事に対する施工計画事前評価委員会を開催し、施工計画や工事の安全に関する審査を実施した（2004年12月開催）（写真1）。

2.4 幌延深地層研究計画

2004年度第3四半期においては、2004年度調査研究計画に基づき、各種の現場調査を行った。また、2004年10月25日～26日に幌延町公民館において幌延深地層研究計画国際ワークショップを開催した（写真2）。本ワークショップでは、スイス、フランス、ベルギーの深地層の研究施設等における研究の現状紹介、幌延深地層研究計画の現状報告、現場見学を行った。

各調査研究における実施内容は以下のとおりである。

(1) 地層科学研究

地質環境調査技術開発

地表地質調査については、2004年度分の調査を継続実施した。地上物理探査（反射法地震探査、



写真1 瑞浪超深地層研究所：研究坑道掘削状況



写真2 幌延深地層研究計画国際ワークショップ
- 研究者との懇談 -



写真3 空から見た造成場所

重力探査)については、2004年度分の現場調査を終了し、解析作業を開始した。

表層水理調査については、これまでの観測結果を基に、河川流量観測システムの移設を行うとともに、観測を継続実施した。また、幌延町内の4箇所において気象観測を継続した。樹冠上蒸発散量計測については、装置の設置を終了し観測を開始した。

ボーリング調査については、2004年度のボーリング孔3本(HDB 9:予定深度520m, HDB 10:予定深度550m, HDB 11:予定深度1,020m)の掘削及び孔内での各種試験を実施した。

地質環境モニタリング技術の開発

2003年度までに地下水の水圧・水質長期モニタリング装置を設置したボーリング孔において地下水水圧のモニタリングを継続した。また、2003年度に掘削したボーリング孔への水圧・水質長期モニタリング装置の設置を開始した。

アクロス(電磁アクロス)を応用した遠隔監視システムを北進地区に設置し、試験観測を開始した。

深地層の工学的技術の基礎の開発

地下施設の実施設設計を開始した。掘削ズリの保管方法や排水処理方法についての検討を継続した。

施設の建設については、研究所用地の造成工事(第 期)を終了し(写真3)、地上施設(研究管理棟、コア倉庫・ワークショップ棟)の建設を開始した。

地質環境の長期安定性に関する研究

2002年度に開始した各種観測(地震, GPSなど)を継続した。

(2) 地層処分研究開発

下記の ~ の研究項目について、室内試験などを開始した。

- 人工バリア等の工学技術の検証
- 設計手法の適用性確認
- 安全評価手法の信頼性向上

(3) 環境調査

2004年度秋季のモニタリング調査を行った。

(4) 開かれた研究

国内外の研究機関との研究協力を進めている。原子力環境整備促進・資金管理センターとの共同研究として、高精度物理探査技術の適用性検討等に関する研究を開始した。

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フェーズ5・CRR(コロイドと放射性核種の遅延評価)プロジェクトでは最終報告書の取りまとめ作業を継続し、同HPF(結晶質岩中の高アルカリブルームの影響評価)プロジェクトでは、原位置試験試料を用いた室内調査・分析を実施するとともに、最終報告書の取りまとめに係る検討を開始した。また、同フェーズ6・CFM(コロイドの形成と移行の評価)プロジェクト及びLTD(放射性核種のマトリクス拡散)プロジェクトでは詳細な実施計画などの検討を継続した。瑞浪及び幌延の二つの深地層の研究施設計画に関わる技術的支援の一環としてNAGRAの研究者との

技術的打ち合わせなどを適宜行い、現在実施中のボーリング調査や研究坑道の掘削を伴う調査研究計画に関する技術的検討を継続している。

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、2004年7月より開始したフェーズ10における間隙水の地球化学的評価試験(PC試験)に継続参加中である。

(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HRL(Hard Rock Laboratory)における共同研究に関し、プロトタイプ処分場プロジェクト(PRIP)については、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。TRUE Block Scaleプロジェクトについては、トレーサー試験周辺岩盤の主要な割れ目や周辺の微小割れ目などを考慮した亀裂ネットワークモデルに基づいてトレーサー試験の予測解析を実施した。また、11月3日にストックホルムで開催された技術会議に出席した。

(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を実施している。LBNL(ローレンスバークレー国立研究所)とは、水理・物質移行にかかわるサイト特性調査及び予測技術に関する共同研究として、幌延深地層研究計画及びエスポ地下研究所HRL(スウェーデン)で取得されたデータを用いたモデルの改良及び解析を継続した。PNNL(パシフィックノースウエスト国立研究所)とは、ホウケイ酸ガラス中のトリウム溶解度制限固相の把握、シリカ系での3価のアクチニド元素の挙動に関わる熱力学データの検討を継続して実施している。SNL(サンディア国立研究所)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、不確実性評価についての共同研究を継続している。

UCB(カリフォルニア大学バークレー校)との高レベル放射性廃棄物処分場の広域安全評価モデルの統合化に関する共同研究について、2004年度中間報告会(2004年12月22日、東海)を開催し、共同研究の進捗を確認するとともに、2005年度以降の計画について協議した。

(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)におけるデータ取得を終了し、2003年度末に開始した解体・サンプリング

を継続した。また、共同研究に関する技術会議(2004年10月18日-19日、東海)を開催し、解体・サンプリングの状況、今後の予定等について確認した。

(5) その他の国際協力

多機関が参加している国際プロジェクトDECOVALEX(熱-水-応力-化学連成モデルの開発確証に関する国際共同研究)に関して、5つあるタスクの内結晶質岩における掘削影響領域(EDZ)のHMCに関する研究(TaskB)についての会議が開催され(2004年11月28日-29日、京都)、実施方法・計画等について協議した。

OECD/NEA熱力学データベースプロジェクト・フェーズに継続して参画した。

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、韓国原子力研究所(KAERI)と、地質環境調査に係る第1回技術検討会議(2004年10月19日-20日、瑞浪)並びに熱-水-応力連成に係る情報交換会議(2004年10月25日、東海)を開催し、当該分野における両国の現状について意見交換を図るとともに、今後の進め方などについて協議した。

4. 関係機関との協力

電力中央研究所とは堆積岩の変質作用に関する検討等4項目についての共同研究を継続実施した。このうち、コントロールボーリング技術の現地適用性検討では、コントロールボーリングによる掘削を542mまで実施した(2004年12月末現在)。

5. 研究成果の公的資源化

2005年度半ばにおける研究開発成果の取りまとめに向けて報告書の構成・目次案などを検討した。

2つの深地層の研究施設計画が、その第1段階である地上からの調査研究段階から第2段階である坑道掘削(地下施設建設)時の調査研究段階へとさしかかるのを機に、国内外の専門家から一般市民までの参加を得て「深地層の研究施設計画に関する国際会議」を開催した(岐阜県瑞浪市にて2004年10月21日-22日、北海道幌延町にて2004年10月25日-26日)(幌延地区の様子は、

<http://www.jnc.go.jp/zhoronobe/forum/04/workshop.html>にて公開)。2004年12月7日には、幌延町にて地域の方々を対象とした幌延フォーラムを開催した(<http://www.jnc.go.jp/zhoronobe/forum/04/forum04.html>)。

また、2004度の研究開発成果の進捗等の報告を目的とした「地層処分技術に関する研究開発報告会」を2005年3月8日に開催することとし、その準備を開始した。

(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2004年10月6日より04-2キャンペーンを開始し、11月30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、04-2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10.2tであり、2004年12月末における使用済燃料の累積処理量は、約1,062t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。

再処理施設は、2004年7月より第17回施設定期検査の受検を開始し、10月6日からは製品の回収率等の「施設運転中の検査」を受検した。検査は

表1 04-2キャンペーン実績工程

年・月 項目	2004年		
	10月	11月	12月
キャンペーン	6	30	
第17回 施設定期検査	注1		
		10	
	注2		

注1：使用済燃料せん断開始からPu及び核分裂生成物の押し出し終了まで

注2：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 原子炉名称	燃料重量(t) 炉装荷時ベース	集合体数 (体)	平均燃焼度 (MWD/T)	冷却期間 (年)
中部電力(株) 浜岡発電所2号機	6.5	36	24,500	5.0~ 21.8
サイクル機構ふげん 発電所(低濃縮 ウラン燃料)	3.7	24	14,700	13.9~ 22.4
合計	10.2	60	-	-

表3 使用済燃料の受入量

原子炉名称	受入量(t)	受入日
サイクル機構 ふげん発電所	5.2	2004年11月12日
東京電力(株) 福島第一5号機	5.8	2004年11月20日

11月10日に終了し、12月10日付で合格証を受領した。

施設定期検査の性能の技術上の基準に基づく検査項目は、以下のとおりである。

- ・警報装置、非常用動力装置その他の非常用装置、安全保護回路及び連動装置の作動
- ・放射性廃棄物の廃棄施設の処理能力
- ・主要な放射線管理施設の性能
- ・放射線管理を必要とする場所における線量当量率及び空気中の放射性物質濃度
- ・核燃料物質が臨界に達することを防ぐ能力及び使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める能力
- ・製品中の原子核分裂生成物の含有率
- ・製品の回収率
- ・火災及び爆発を防止する能力その他の性能

1.1 プルトニウム転換技術開発施設運転

プルトニウム転換技術開発施設は、混合転換に関する技術開発運転を2004年10月から12月に実施した。今四半期において、MOXとして約219kg(Pu + Uで約189Kg)を転換処理した。2004年12月末の累積転換量は、MOXとして約14.0t(Puとして約5.8t)である。

また、プルトニウム燃料センターに製品粉末をMOXとして約114kg(輸送回数5回)出荷した。

1.2 ガラス固化技術開発施設 (TVF) 開発運転

ガラス固化技術開発施設は、改良型溶融炉を用いた運転を2004年10月から11月まで実施した。運転中に改良型溶融炉の使用前検査を受検し、11月24日に合格証を受領した。今四半期において20本のガラス固化体を製造し、2004年12月末の累積製造本数は150本である。

2. 技術開発

2.1 軽水炉燃料の再処理技術開発

(1) ガラス溶融炉に係る技術開発

日本原燃(株)六ヶ所再処理施設のK施設ガラス溶融炉と同規模の確証改良溶融炉による試験(白金族元素非含有模擬廃液10バッチ、白金族元素含有模擬廃液50バッチ等)を2004年7月より10月にかけて実施した。

また、電力会社との共同研究として進めているガラス溶融炉の解体に関する研究については、モックアップ試験を2004年11月に終了し、12月よりガラス固化技術開発施設(TVF)内への解体設備の据付を実施している。

(2) 低レベル放射性廃棄物処理技術開発

1) クリプトン除去技術開発

固定化ホット試験として、回収クリプトンを固定化した固化体(固定化容器)のクリプトンの保持特性試験を継続実施した。

固定化コールド試験として、ターゲット電極(200mm × H520mm)の冷却部を拡張改造した容器を使用し、特性試験を実施した。

クリプトン回収技術開発施設については、高圧ガス保安法に基づく定期自主検査等の設備保全を実施した。

3. 関連施設の設計・建設

3.1 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)及び発電機棟から成る。

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、低放射性液体廃棄物の受入及び払出しのため、技術開発棟は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の間に設置された配管トレンチと接続する。

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

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)

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

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、直接ドラム缶へ充填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0.3m³/日以上 1基

約1.5m²/日以上 2基

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

再処理施設に関する設計及び工事の方法に係る一部変更について、2004年9月30日に経済産業省へ申請し、2004年10月22日に認可された。

2) 工事

技術開発棟建設工事は、地上階躯体工事を継続した。

発電機棟建設工事は、12月をもって建築工事を終了し、引き続き、試運転調整を継続した。

写真1にLWTFの工事外観を示す。



写真1 LWTFの工事外観

(東海：建設工務管理部
再処理センター)



環境保全技術開発

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の処理処分技術開発

サイクル機構から発生する低レベル放射性廃棄物について、安全性を確保しつつ合理的な処理処分を進めるため、以下の対応を図っている。

(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、合理的に廃棄体化処理を行う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いる。

合理的に廃棄体化処理を行う方法の1つとして、MOX系廃棄物、再処理系廃棄物の処理設備を統合して合理的に処理する廃棄体化処理施設の概念検討を実施している。図1にMOX系、再処理系廃棄物を対象とした廃棄体化処理施設の概念フローを示す。

また、廃棄物データの精度向上に向けた取り組みとして、再処理系の雑固体廃棄物に付着している核種の組成、放射能濃度のデータ取得を実施している。

(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開発

焼却処理が困難な廃フッ素油、廃溶媒等の難処理有機廃棄物の処理技術評価を目的として、水蒸

気改質処理（スチームリフォーミング）法による分解・酸化処理技術開発を実施している。

この方法は、有機物を高温の水蒸気と混合することにより分解・ガス化し、次に空気との酸化反応により水、二酸化炭素等に完全分解・酸化する技術であり、焼却炉と比較して小型、単純構造のため腐食対策が容易、設備コストが低い、大気圧に対し負圧運転可能等の特徴を有している。

2003年度までに、対象廃棄物を模擬したTBP（リン酸トリブチル）溶媒、フッ素系油等の分解・酸化処理のコールド実証試験、コールド試験装置の改造及び管理区域内への移設を行った。

2004年度は、改造・移設後の実証試験装置を用いた処理試験を開始する予定である。これまでに、文部科学省による施設検査を受検し、7月5日付けで合格した。試験開始に向け準備を継続実施している。

(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

セメント系材料の地下水溶存成分・廃棄体溶出成分による変質、地下水溶存成分等やセメント系材料起源の高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及び硝酸塩の変遷に関する研究について、2004年度の計画に基づき研究を実施している。

また、第2次TRUレポートにおける核種移行解析における場の設定に資するため、これまで開発及び取得を行ってきたモデル及びデータを用いて、ニアフィールドの化学場の変化及びそれに伴う水理場の変化を評価している。具体的には、ニアフィールド化学場変化を評価するためシナリオ及び解析体系の整理を行い、緩衝材変質化学反応パラメータなどを決定して解析を実施している。

2) 処分システムの長期安定性

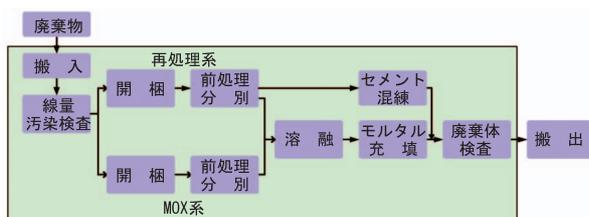


図1 MOX系、再処理系廃棄物を対象とした廃棄体化処理施設の概念フロー

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に関して、化学的変遷及び力学的変遷に関する個別モデルの開発/確証を行い、これらを組み込んだ二次元評価システムの高度化を継続した。

また、第2次TRUレポートにおける水理場条件の設定に資するため、化学的変遷及び力学的変遷を考慮した水理場の解析及び試験を実施している。

3) システム性能評価

第2次TRUレポートの性能評価における決定論に基づく核種移行解析を行うために、核種の溶解度及びセメント系材料に対する収着分配係数等のデータセットを作成した。

また、これまで開発してきた包括的感度解析手法を取り込んだ第2次TRUレポートにおいて採用する「安全評価の進め方」の(案)についてまとめた。図2に「安全評価の進め方」の(案)を示す。

4) 処分材料の高度化

2004年度はヨウ素フィルタの長期保持に関する、サイクル機構の自主技術である銅マトリックス固化法について、処分環境における固化体の長期性能に係わる試験、評価を継続して実施している。

(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、配管等が払い出されるとともに、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・除染を行う技術を確立する必要があり、それらの技術開発に取り組んでいる。

ナトリウム洗浄技術開発については、洗浄時の浮遊ナトリウムが不安定燃焼に及ぼす反応を確認する試験を継続した。ナトリウム処理技術開発においては、ナトリウム転換基礎試験装置を用いた注入ノズル特性試験及び4時間連続注入試験を実施した。

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る。

2.1 「ふげん」の廃止措置

(1) 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所は、廃止措置に向けた準備作業を実施中である。

廃止措置に向けた準備作業の一環として、「ふげん」サンプル重水のカナダ・オンタリオパワージェネレーション(OPG)社への輸送を終了した。11月より次年度からの今後の重水輸送に向け、重水輸送容器への詰め替え等の準備作業に着手した。

このほか廃棄物減容安定化処理装置の設計検討等を実施中である。

原子力安全監査(社内監査)は、10月20日より3日間実施され、品質マネジメントシステムの構築状況等について確認が行われた。

また、12月6日から2週間にわたり原子力安全・保安院による2004年度第3回保安検査が実施された。保安検査では、原子力安全に係る品質マネジメントシステムの保安規定への取り込みを踏まえ、廃棄物管理に係るプロセス確認等を中心に詳細な検査が行われた。

今後、安全確保のもと施設の適切な維持管理と廃止措置に向けた準備作業等を着実に実施していく。

(2) 「ふげん」用燃料の措置

1) 使用済燃料の搬出、輸送等

2004年度2回目の使用済燃料(UO₂:34体)輸送は11月8日に「ふげん」から搬出され、11月12日に再処理センターに搬入され、今年度計画していた使用済燃料輸送は終了した(写真1)。

なお、2004年12月末現在、「ふげん」の使用済燃料貯蔵プールには636体の使用済燃料を保管中である。

2) 保障措置

IAEA及び文部科学省による通常査察(12月期)

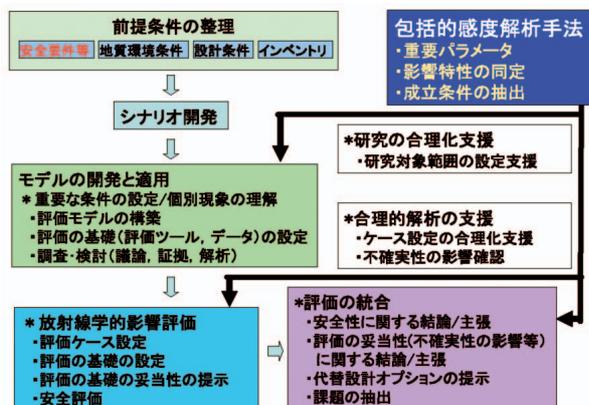


図2 第2次TRUレポートにおいて採用する「安全評価の進め方」(案)



写真1 使用済燃料輸送（ふげん発）

は、11月8日の使用済燃料払出に伴い使用済燃料貯蔵プール貯蔵状況の確認及び、在庫変動記録の確認が行われた。また、原子炉建屋内のDSOS（監視カメラ）2台及びCFRS（放射線測定機器）の撤去が行われた。

（3）関連技術開発

1）照射後試験

「ふげん」で高燃焼度（約40GWd/t）を達成したMOX燃料の照射特性を把握するため、大洗工学センターにて照射後試験が実施されている。本期間中は、大洗工学センターにおいて、ペレット融点測定を実施した。また日本原子力研究所東海研究所で、集合体を東海再処理施設へ搬入し再処理するための集合体再組立作業を開始した。

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、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。今期間中は、前期間に実施した約0.5kgのMOX燃料（燃焼度約40GWd/t）の溶解試験で得たサンプルの分析作業を進めた。

3）国際貢献

文部科学省原子力研究交流制度

同制度の2004年度計画に基づき、9月6日に3名と9月27日に1名の研究者が中国から来日し、「ふげん」で研修を実施している。そのうち1名については予定していた研修のすべてを終了し12月3日に帰国した。また残りの3名については帰国予定の1月まで引き続き研修を実施している。

同制度に基づく中国への講師の派遣については、10月24日～11月3日に本年度の派遣団として4名を派遣した。

これまでの同制度に基づく研究者の「ふげん」への受け入れ実績は、2004年12月末現在累計で72名である。

4）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（DEXUS）の構築作業を継続して進めている他、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。

サイクル機構とフランス原子力庁（CEA）との先進技術協定に基づき、廃止措置に係る今後の技術協力を進めるため、10月中旬にCEAの廃止措置実施中の原子力施設を訪問した。また12月17日には、CEAの廃止措置関係者が「ふげん」を訪問し、今後の技術協力内容について打合せを実施した。

10月18日から22日にかけて、ドイツのアーヘンで開催されたOECD/NEA廃止措置協力計画・技術交換会議に出席し、原子炉本体解体技術の検討状況について報告するとともに、海外の廃止措置状況についての情報収集を実施した。

サイクル機構は、文部科学省が原子力安全技術センターに委託した「試験研究炉等廃止措置安全性実証試験」について協力を実施している。11月から、「ふげん」を対象とした具体的なプラント調査などの作業が開始された。

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、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。

2.2 製錬転換施設の廃止措置

（1）スクラップウラン処理

UF₆破砕乾燥設備による二級品UF₆の乾燥処理を継続している。

（2）含ウラン硝酸廃液処理

マイクロ波脱硝試験に用いた硝酸廃液を分解処理する廃液処理試験装置の運転を継続している。

2.3 ウラン濃縮施設の廃止措置

（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。

（2）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（フッ化ヨウ素）製造設備の運転を実施している。また、ウラン濃縮原型プラント第二運転単位（DOP 2）で、滞留ウラン除去・回収試験を実施した。

（3）遠心機処理技術開発

使用済み遠心機の解体・除染処理技術の開発を目的にパイロットプラント遠心機の処理試験及び原型プラント遠心機の分解調査等を行った。

2.4 解体エンジニアリングシステムの構築

人形峠環境技術センター施設設備に関する仕様、物量、性状等を含むデータベース化の業務を継続するとともに、解体エンジニアリングシステム（プロトタイプ）の構築として三次元CADとサブシステムとのリンク化を継続した。

また、センターのウラン系施設廃止措置計画策定に関する検討を継続した。

2.5 デコミッションング技術の開発

大洗工学センターにおいて解体を進めている施設（重水臨界実験装置（DCA））及び今後解体が予定されている施設（旧廃棄物処理建家：旧JWTF）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、放射能量等）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ンング評価システム“DECMAN”を開発している。

解体技術開発として、旧JWTFの配管を用いた除染試験の計画検討を継続した。また、解体技術評価手法では、DECMANによる旧JWTF解体計画の評価計算結果のまとめを継続した。

2.6 DCA廃止措置

DCAでは、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年度開始）、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）に分けて実施する計画で、現在第1段階を終了し、第2段階を実施中である。図3に廃止措置の概略を示す。

当該四半期においては、残存放射性物質の評価のための試料採取に係る工事方法等明細書を国に提出し、試料採取を行った。

3. 鉱山跡措置

鉱山保安法及び環境保全協定等に則して構内及び構外の鉱山関連施設の維持・管理を継続した。また、方面捨石たい積場からの捨石撤去、措置に係る調査に着手した。

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方法については、実証試験を終了し、10月1日から本格運転を開始した。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。

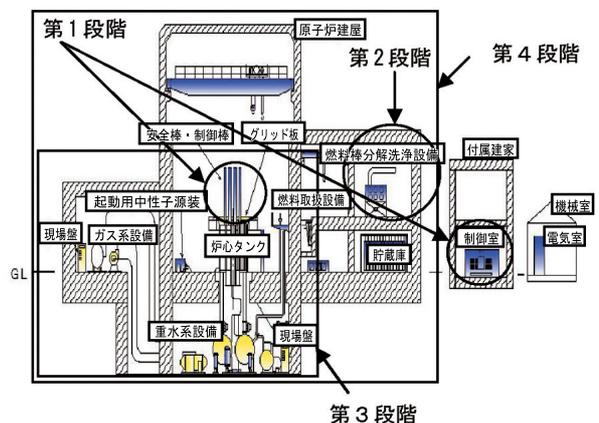


図3 DCA廃止措置概略図

4.2 固体廃棄物処理技術開発施設 (LEDF)

大洗工学センターの「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・保管を行っているが、廃棄物発生量が貯蔵容量限界に近づいてきている。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4にLEDFの処理フローと建家の概念を示す。

当該四半期においては、表1に示す計画に基づき、2003年度の基本設計の成果を受けて、内装設備の詳細設計として処理プロセス系統、設備機

器等の具体化・詳細化及び建物実施設計として建屋躯体・意匠設計、構造設計等を継続した。



図4 処理フロー及びLEDF鳥瞰図

表1 固体廃棄物処理技術開発施設 (LEDF) 設計工程

	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度
固体廃棄物処理技術開発施設 (LEDF)	基本設計	詳細設計	詳細設計	
(1) 内装設計				
(2) 建家設計		実施設計	実施設計	
(3) 建設工事等				許可等 着工

本社：経営企画本部
バックエンド推進部
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



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) 東海事業所核物質防護管理者の選任・解任の届出(10月13日)。
- (2) 第32回中央核物質防護委員会を開催し、核物質防護対策の強化への取り組み等について審議した(12月7日)。
- (3) 東海事業所に対する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(12月20日～22日)。

1.2 核物質の輸送

(1) 輸送業務

- ふげん使用済燃料の輸送(ふげん 東海)
常陽用新燃料の輸送(東海 大洗)
濃縮ウランの輸送(ロシア 東海)

(2) 輸送及び輸送容器関係許認可業務

輸送に係る許認可

主務大臣の確認が必要な輸送物及び輸送方法について以下の許認可手続きを行った。

許認可手続き	2004年		
	10月	11月	12月
核燃料物質等運搬物確認申請 (原子力安全基盤機構)	0	1	1
核燃料輸送物運搬確認申請(国土交通省又は原子力安全基盤機構)	3	0	1
件数	3	1	3

輸送容器に係る許認可

特になし

(3) 輸送容器の開発等

六ヶ所再処理MOX粉末用輸送容器の遮蔽性能改善のため設計を一部見直すとともに、原型試験容器の製作設計を継続実施した。

輸送の核物質防護に係る技術開発について、米国サンディア研究所との共同研究作業を継続実施

した。

(4) 計量管理報告

国及びIAEAによる実在庫検認を以下の施設が受検した。

事業所名	施設名	実在庫検認日
東海	プルトニウム燃料施設(PPFF)	10月18日～22日
もんじゅ	高速増殖炉もんじゅ原子炉施設	10月14日
	高速増殖炉もんじゅ核燃料物質使用施設	
大洗	照射装置組立検査施設(IRAF)	10月19日
	重水臨界実験装置(DCA)	11月18日～19日
	大洗R&D施設	11月30日

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。

(12月9日現在)

報告書名	件数	提出日(2004年)
在庫変動報告書(ICR)	47	10/8,13,11/5,12,12/8
実在庫量明細報告書(PIL)	12	10/5,8,27,28,11/5,12/3
物質収支報告書(MBR)	11	10/5,8,27,28,11/5,12/3
国籍管理報告書(OCR)	81	10/5,8,13,14,28,11/9,10,30,12/3

2. 核不拡散・保障措置

2.1 核不拡散

(1) 第4回(10/1,東海),第5回(11/25,東京)の核不拡散対応研究会を開催し、保障措置,核拡散抵抗性,核物質防護制度の現状と課題等について検討を行った。

(2) 第1回核拡散抵抗性評価手法検討委員会を開催した(11/15,東京)。

2.2 保障措置研究・技術開発

(1) IAEAとのワーキンググループ及びプレナリーミーティングにて,各施設における保障措置実施及びサイトに対する統合保障措置に関する議論を

行った(11/30 - 12/ 8)。

(2) 保障措置担当者を対象とした保障措置レベルアップ研修を東海研修所にて実施した(10/29)。

2.3 統合保障措置移行に向けての取り組み

(1) 追加議定書の発効と適用

わが国は、1999年12月に、保障措置協定に追加する議定書(以下「追加議定書」)を発効するとともに、関連する国内法の改正を行い、8番目の追加議定書の適用国となった。大規模な原子力活動を有する国としては、最初の適用国であり、その後、カナダ、韓国、ドイツ、ベルギーといった国が続いている。

追加議定書は、イラク、北朝鮮等の核開発問題を受けて議論が行われた「IAEA 保障措置の強化と効率を改善するための計画(93+2計画)」に基づいて策定されたもので、未申告の核物質及び原子力活動を発見することができる能力をIAEAに与えるための新たな枠組みである。その特徴として、IAEAに対する情報提供の拡大(拡大申告)、IAEAのアクセス権限の拡大(補完的なアクセス)、環境サンプリング等の新技術の導入

が含まれている。

2004年2月に追加議定書を発効した韓国においては、一連の追加議定書に基づく活動によって、過去のウラン濃縮(関連するウラン転換等を含む)や再処理に関連する活動が明らかになった。このような実績により、本議定書の有効性に対する評価が高まっている。

(2) 統合保障措置への移行

統合保障措置は、従来の包括的保障措置協定に基づく申告された核物質の転用がないことを検認する査察(従来型の査察)と、追加議定書に基づき、IAEAに新たに付与された権限を行使して、当該国に未申告の核物質及び原子力活動がないことを確認する査察を、最適な形で組み合わせて、保障措置の強化と効率化を同時に実現しようとするものである。

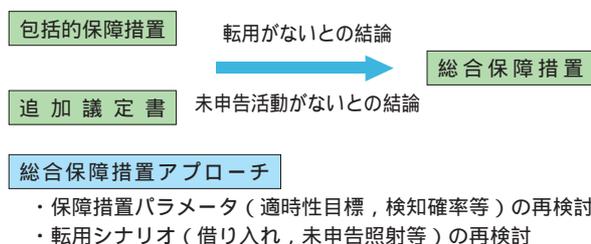
統合保障措置への移行の条件は、核物質の転用がないこと及び未申告の核物質及び原子力活動がないことについて良好な結論が得られるとともに過去の未解決案件についても問題ないことが確認されることである。

1999年に追加議定書が発効した以降、国及びIAEAの主導で統合保障措置への移行に対する取

り組みが行われてきた。その内容としては、包括的保障措置の課題の解決、追加議定書に基づく活動の実施、国レベルの保障措置の評価、統合保障措置アプローチの検討である。

これらの取り組みの結果、2004年6月IAEA理事会において、IAEAより「わが国の原子力活動に関して、すべての核物質がIAEAの保障措置下であり、平和的目的のために利用されているとの趣旨の結論」が発表された。これによって、国レベルで、転用と未申告活動がないとの結論が得られ、統合保障措置移行の要件が満たされた。

2004年9月、軽水炉(MOX燃料なし)、研究炉・臨界集合体、使用済燃料貯蔵施設について統合保障措置への移行が決まり、日本における統合保障措置に基づく査察の効率化が始まった。



(3) サイクル機構の統合保障措置移行に向けての取り組み

サイクル機構に対するIAEA保障措置業務量が世界全体の10%以上(日本全体の約40%)を占めていることから、サイクル機構の保有するプルトニウム取扱施設に対して統合保障措置を適用し、査察の効率化・合理化を進めることは、IAEA査察資源の有効利用を図り、国際的な核不拡散体制を強化する上で、極めて重要である。また、サイクル機構のプルトニウム取扱施設に対する統合保障措置の適用が、将来、大型商業核燃料サイクル施設に対する統合保障措置適用に結びつくものと考えられる。これらの観点から、統合保障措置適用を優先課題とし、保障措置の課題解決、追加議定書の適用に関する国・IAEAの支援に精力的に取り組んできた。

保障措置の課題解決の一例として、東海再処理工場の受払間差異(SRD)の問題があり、測定手法の改善等により、SRDを大幅に削減した。

また、追加議定書については、日本が大規模な原子力活動を有する国で最初の適用国であったことから、補完的なアクセスのトライアルの実施や、

積極的な情報提供を通じて、IAEAに対する協力を行ってきた。

サイクル機構は、国内法に従って、2000年1月に、拡大申告の最初の報告（冒頭報告）を行い、その後、年次報告を行っている。それらには、5つのサイトで約700の建物（日本全体では、約5,000）核燃料サイクルに関連する研究開発活動、ウラン鉱山等に関する報告が含まれている。また、2000年11月以降、約40回（日本全体では約120回）の補完的なアクセスを受け入れてきた。これらのアクセスは、24時間の事前通告、又は、通常査察等がサイト内で行われている場合は2時間の事前通告に基づいて、行われている。

これらの対応の結果、2003年の保障措置実施報告書（SIR）においては、サイクル機構のすべての施設において、保障措置の目標を完全達成したとの結論が得られ、国レベルの統合保障措置移行の要件を満たしたことに寄与した。

（4）プルトニウム取扱施設に対する統合保障措置アプローチの検討

既に統合保障措置が適用されている3タイプの施設（軽水炉（MOX燃料なし）、研究炉・臨界集合体、使用済燃料貯蔵施設）については、施設タイプごとに統合保障措置アプローチが作成・合意されており、近く統合保障措置に移行するウラン加工施設、軽水炉（MOX燃料あり）についても、アプローチが合意されつつある。この場合には、遠隔監視装置や短期通告ランダム査察（SNRI）を有効に活用し、例えば、保障措置パラメータのひとつである軽水炉使用済燃料の適時性目標を、従来の3ヶ月から1年に延長し、査察の際の探知確率を1ランク下げることにより、査察の効率化を図っている。

サイクル機構の保有するプルトニウム取扱施設に対する保障措置アプローチについては、2004年

7月頃より、サイト内の関連が強い施設群を対象としたアプローチ（サイト・アプローチ）を中心に議論が行われており、9月に国とIAEAとの協議において、TERMS OF REFERENCEが合意されたことから、以下の考え方によって対応を行っている。

- ・サイクル機構のすべての施設に対して統合保障措置の適用が可能。
- ・各施設タイプの統合保障措置アプローチの考え方を延長して適用可能な施設については、遅滞なく統合保障措置への移行を進める。
- ・サイクル機構がこれまで導入してきた計量管理設備、非立合検認装置、プロセスモニタリング、遠隔監視等を再評価し、統合保障措置への移行に反映させる。
- ・統合保障措置の導入による効果が大きい施設について、国、IAEAとともに種々の技術開発に取り組む。
- ・再処理については、核不拡散を取り巻く国際情勢を配慮しつつ、国とも相談し、統合保障措置への移行を進める。

2004年12月、国・IAEA・サイクル機構の間で開催された「サイトに対する統合保障措置アプローチ（ISAS）」第1回ワーキンググループにおいて、上記の考え方を説明し、今後の作業について議論を行った。その結果、当面の作業として、サイクル機構の東海事業所の施設を対象とした統合保障措置アプローチのコンセプトを作成することが合意された。

今後の検討の中では、サイクル機構にとっても、効率化につながるようなアプローチになるように主張していくことが重要である。

（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

臨界事故時における個人被ばく線量の評価手法の高度化を目的とした、モンテカルロ計算コードMCNPによる想定場所におけるスペクトル計算を開始した。個人線量計による線量評価に必要なとなる換算係数は、事故により放出される放射線のスペクトルに大きく依存することから、まず再処理施設の一工程に着目し、建家構造のモデル化を行った。

また、東海事業所で管理区域境界の線量測定等に使用しているTLD線量計(UD 200S)について、エネルギー補償キャップの効果に係る試験を実施した。UD 200Sは、上下2個の硫酸カルシウム素子に、エネルギー補償用キャップを被せる構造となっている。このキャップは、内側に鉛及びスズをらせん状に貼ったもので、照射線量(空気吸収線量)の測定に合ったエネルギー補償を行うよう設計されている。そこで今回、周辺線量当量 H^* (10)用に設計・試作されたキャップを入手し、両者のエネルギー特性の比較試験を行った。その結果、後者の H^* (10)用キャップは、約36keV～662keV(137Cs)の範囲の γ 線に対し10%以内の相対レスポンスとなり、周辺線量当量を精度よく測定できることが確認された。

1.2 内部被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

イメージングプレート(IP)システムを用いた胸部モニタリングの可能性を検証した。IPシステムは、1980年代初めに医療用X線画像診断装置として開発された放射線二次元分布検出システムであり、放射線検出部であるIP、IP読み取り部である画像解析器、データの解析、保存、出力を行う計算機及びIPを初期化して繰り返し使用するための消去機から構成される。IPシステムの特徴とし

ては、種々の放射線に対して検出することが可能であり、X線フィルムに対して感度が高く、広いダイナミックレンジを有している点であり、放射線管理分野や医療分野への適用例も近年多く見られる。

^{241}Am を含む肺形状線源を挿入した肺モニタ校正用ファントムの前面、側面及び背面にIP(富士フィルム製BAS MS)を固定し、30分から5時間照射を行った後、IP読取器(富士フィルム製FLA 5000)によって潜像を読み取った。実験の結果、ファントムに固定したすべてのIPについて、肺形状の画像を得ることができた。ファントム前面、背面、右側面及び左側面の計数比は1:0.62:0.27:0.22であり、IPシステムの場合、背面からの検出も有効であると考えられる。また、IPシステムの検出下限は、IPをファントム前面に固定した場合において、照射時間30分で28Bq、1時間で16Bq及び5時間で7Bqとなり、IPシステムを用いた胸部モニタリングは適用可能であることが示された。本IPシステムを、従来の胸部モニタリング手法である肺モニタと組み合わせることにより、一層の精度向上が期待できる。

なお、当四半期では、前述したIPシステムの研究成果を取りまとめ、放射線安全管理学会(2004年12月:札幌)で発表するとともに、傷汚染部の定量方法の検討及び日本原子力研究所との体外計測に係る相互比較を継続した。

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

中性子線量当量測定器等の校正において、被校正器を設置する校正台車からの散乱線の影響についてモンテカルロ計算コードMCNP 4C2を用いて評価している。ここでは図1に示す校正台車(材質:主としてAl)を使用する場合の評価結果を示



図1 被校正器を設置する校正台車（材質：主にAl）

す。計算にあたっては、被校正器を設置するテーブル天板部と主要な構造をモデル化し、室内散乱線との相互関係を見るため、照射室構造も可能な限り忠実にモデル化した。図2に室内散乱（空気含む）と校正台車のテーブルとの散乱による中性子周辺線量当量 $H^*(10)$ の変化を示す。縦軸は $H^*(10)$ に $4\pi \times (\text{距離})^2$ を乗じているため、理想的（Scatter free）な条件では1になる。線源に近接した距離ではテーブルからの散乱、遠方では室内散乱による $H^*(10)$ の増加が見られる。距離50cmでは理想条件下における $H^*(10)$ に対して前者が1.6%、後者が14%の増加をもたらす。前者は、主としてAlとの散乱のため、高エネルギー成分が多い。また、後者は壁、床のコンクリート等に含まれる水素との散乱のため、低エネルギー成分が多く、線量当量としての寄与は小さい。

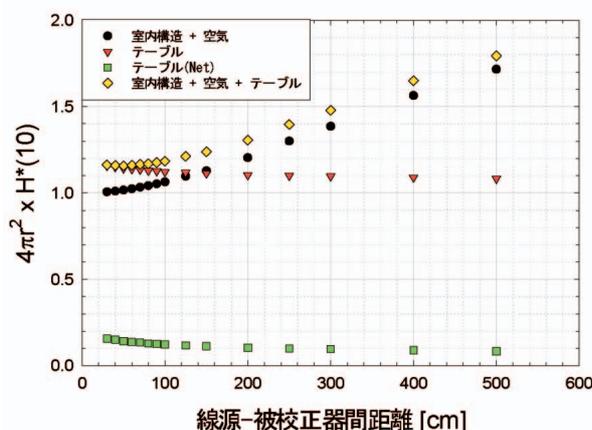


図2 室内散乱(空気含む)と校正台車のテーブルとの散乱による中性子周辺線量当量 $H^*(10)$ の変化

中性子レムカウンタのような周辺線量当量測定器の場合、線源に近接した距離（例えば50cm）では、室内散乱線による影響よりもむしろ校正テーブルからの散乱影響を大きく受ける。これらの影響の補正方法について検討が必要である。

2.2 臨界監視技術の高度化に関する研究

臨界事故時に再処理排気筒から放出される放射性希ガス元素を測定する装置開発の一環として、実用機的设计を行った。臨界事故時には大量の線が検出器に入射するため、現状の測定体系では測定が困難になる可能性がある。大量の線を測定するための対策として以下の2点を実用機的设计に加えた。

MCA(マルチチャンネルアナライザ)の高速化検出器とサンプリングユニットの距離の調整についてはデジタルオシロスコープを採用した。また、についてはモンテカルロ計算コード(MCNP)により検出器の効率と距離との関係を計算した。その結果、最適な距離は1mであることが分かった。この成果を反映し、実用機を製作する予定である。

2.3 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

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いる。

今期は、中性子線量計への適用を見込んでいる熱/高速中性子同時検出型中性子計数管のうち、円筒形計数管を対象とした応答評価を行っている。線量計への適用を想定し、さまざまな中性子場を模擬した入力に対する出力と中性子線量評価値との対比を継続している。

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

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、日本海プルトニウム(Pu)移流拡散スキャベンジングモデルについて、過去の大気圏核実験時に供給(降下、移流等)された $^{239,240}\text{Pu}$ を利用して検証した。その結果、日本海海水中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度の観測値352点のうち本モデルによる計算値と観測値の比が1/2以上2以下と計算されたのは全体の74%、1/5以上5以下と計算

されたのは95%であった。このことから、本モデルは広域・長期的なPuの海洋拡散評価に適用可能であると考えられる。

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

時間間隔解析法を用いた天然放射性核種と人工放射性核種の弁別測定を目的とし、試作器による相関事象率の評価を行った。

評価は実際にろ紙上に空気中の²²²Rn娘核種を採取し1,000sごとに4回測定した。検出器は空乏層2,000μmであるSi半導体検出器を使用した。相関事象率は全計数に対する0.1msの時間間隔を持つパルスの比と定義した。その結果、相関事象率は3.8-4.0%程度であると評価された(表1参照)。

本方法を用いて実用器の相関事象率についても評価する予定である。

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する研究では、誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS)と陰イオン交換法を用いた化学分析法との組み合わせによる尿試料中ウラン濃度(²³⁵U, ²³⁸U)の定量法の高度化を検討した。バックグラウンドレベルの試料20件について分析・定量を行い、²³⁵U, ²³⁸Uは、それぞれ 0.19 ± 0.07 ng/L, 32 ± 12 ng/Lの測定結果を得た。本定量法により、バックグラウンドレベルまでの尿中のウラン同位体、特に²³⁵Uの測定が可能であることを確認した。本法による定量下限値を表2に示す。

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、地表からのラドン散逸

表1 試料採取後の相関事象率の時間変化

測定時間	全計数 (count)	0.1msの計数 (count)	相関事象率
採取直後0s	2,480	99	4.0
採取後1,000s	1,950	78	4.0
採取後2,000s	1,456	55	3.8
採取後3,000s	1,051	39	3.8

表2 各分析法におけるウランの検出下限値とバックグラウンドレベルの尿中ウラン濃度測定結果の比較

分析法	²³⁵ U (ng/L)	²³⁸ U (ng/L)
-spectrometry *1	25	160
ICP-MS *2 (陰イオン交換法)	0.01	0.13
尿中ウラン濃度測定結果(20件)	0.19 ± 0.07	32 ± 12

*1 供試量500mL, 8万秒測定, 計数効率25%, 分析回収率70%, BG 5×10^{-5} cps

*2 供試量500mLを25倍濃縮, 分析回収率50%

量の測定等の調査を継続した。さらに、各種測定器の試験を実施した。その他、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。

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

爆発時の圧力によるHEPAフィルタ、グローブボックスの健全性に係る研究について、前期に引き続き調査を実施するとともに、核燃料施設の事故トラブル情報の中から火災・爆発、プルトニウム漏えいに係る情報の抽出を実施した。

また、事故時のプルトニウムの飛散率、移行率に関する情報の収集、整理を実施した。

4.2 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

中性子及び線線量評価コードシステムの合理的な遮へい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。

MOX非均質系の臨界ベンチマークとして、これまで実施されたものに加えて、International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experimentsに示されている実験に対する評価・検討を許認可評価用解析コードシステムSCALE4及びモンテカルロ計算コードMCNP4を用いて行った。また、最新計算コードの核燃料施設へ迅速な適用のため、MCNP5及びSCALE5のMOX均質系及びMOX非均質系ベンチマーク計算に対する検討・評価を実施するとともに、MOX均質系の不均一効果に対する検討をSCALE5の新機能である最適条件計算モジュールSMORESを用いて実施した。

また、プルトニウム燃料センター第三開発室等の加工事業許可申請に対する協力として、臨界安全に関する評価・検討を行った。

4.3 核燃料施設の確率論的安全評価の適用研究
MOX施設へのPSA適用性研究として、核燃料施設の事故シナリオ、事故評価・解析手法の検討のため、引き続き化学プラントでの定量的安全評価手法について調査を継続し、米国化学工業協会(AIChE)及び化学プロセス安全センター(CCPS)

によって構築された半定量的な簡易リスクアセスメント手法であるLOPA(Layer of Protection Analysis)について調査、検討を実施した。

(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 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
2004年 10月13～14日 25～27日	敦 賀 東 海	マイナーアクチニド照射に係る日仏米会合
12月1～2日	敦 賀	国際原子力機関(IAEA)国際会議「各国の高速炉開発ともんじゅ」
12月8～9日	敦 賀	JNC/フランス原子力庁(CEA)先進技術協定に基づく調整会合

1.2 国外

期 間	開 催 場 所	会 議 名
2004年10月18～20日	英 国 セラフィールド	JNC/英国原子燃料会社(BNFL)湿式分離技術に関する情報交換会合
10月18～22日	仏 国 グルノーブル	JNC/独国カールスルーエ研究所(FZK)/CEA/仏国原子力安全・放射線防護総局(IRSN)高速炉の安全解析コードに係るレビュー会合
12月11～14日	カザフスタン共和国 クルチャトフ	JNC/カザフスタン共和国国立原子力センター(NNC)EAGLプロジェクトに係る技術会合

2. 海外派遣・留学

期 間	派 遣 ・ 留 学 先	目 的
2004年10月～2005年10月	米 国 ニューブランズウィック研究所	プルトニウム標準物質及びスパイク標準資料の調整に関する研究
2004年12月～2006年5月	仏国CEAサクレー研究所	次世代炉物理解析システムの開発

3. 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 場 所	訪 問 者
2004年10月13日	東 海	英国保健安全執行部首席原子力検査官兼原子力安全局長等
10月25日	東 京	OECD/NEA事務局長等
11月11日	東 京	英国BNFL社長等
11月16日	大 洗	国際科学技術センター(ISTC)次長等
11月29日	敦 賀	中国国際協力局アジア・アフリカ担当局長等
12月4日	敦 賀	仏国原子力安全・放射線防護総局(IRSN)局長等
12月7日	東京/敦賀	仏国CEA原子力開発局長

4. 国際協力協定

4.1 文部科学省原子力研究交流制度に基づく協力
研究者受入れ計画14名中の1名を受入れ、全員の受入れを実施した。

同制度に基づく講師の派遣計画、合計6テーマについて、5テーマを関係国へ派遣実施した。

4.2 国際特別研究員制度に基づく研究者招へい
同制度による研究員は現在、合計7名が在籍(東海3名及び敦賀、本社、大洗、瑞浪の各1名)している。

研究報告会(9月開催)の報告書の取りまとめを実施した。

2005年度の研究者の募集及び在籍研究員の延長調査を実施した。

5. 余剰兵器解体プルトニウム(解体プル)処分協力

5.1 日露共同研究

① ロシア解体プルトニウムを高速炉BN 600¹⁾で燃焼処分する3体デモ照射は、ロシア原子炉科学研究所(RIAR)との共同研究契約に基づき実施中である。現在、照射後試験として燃料ピンの非破壊試験(燃焼度測定、残留ガス分析)を実施終了し、最終報告書の入手のための手続を進めている。

② BN 600安全解析は、ロシア物理エネルギー研究所(IPPE²⁾)とのBN 600のハイブリッド炉心化に際しての安全性についての共同研究を終了し、国内での評価報告書を作成している。

③ RIAR施設整備は、RIARとの共同研究契約に基づき、BN 600ハイブリッド炉心へ燃料供給す

る設備増強のための改造を実施している。先方の工程の都合から、12月1日付けで変更契約して、契約納期を8月末に延期した。

5.2 21体デモ処分²⁾

① 21体デモ処分は、解体プルトニウムを振動充填法によりMOXバイバック燃料集合体(21体)とし、高速炉BN 600で燃焼処分するRIAR(株)ペスコとの共同研究に基づき実施中である。11月1~4日にRIARにて第2回のレビュー会合を開催し、12月に納入予定の技術報告書の内容確認・コメント、燃料検査の方法についての検討、PIE計画について調整した。11月22~25日にRIARにて製造済みあるいは製造中の燃料について検査を実施した。

5.3 海外の動向調査

① 露・仏・米国担当者との意見交換を通じて、日露の共同研究の状況について紹介するとともに、先方の取組状況について把握した。

② 米露間で検討中の核兵器解体に伴って発生するプルトニウム処分に関する米露の取組み及びその他の国際動向について、情報収集の契約に基づき、公開資料、米国行政担当者等へのインタビューを通じ、調査を行っている。

1) BN 600 : Buistrui Neutron (Fast Neutron)600 ロシアの高速原型炉

2) バイバックMOX燃料集合体の製造及び照射に係る共同研究

(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

2004年度の業務実施計画に係る年度途中(上期)の業務の実施状況を各部門から理事長に報告する業務推進・品質改善に関する中間報告会を10月、11月に開催した。また、中間報告会に先立ち、各部門において2004年度上期の業務の実施状況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．理事長診断会

経営者が要求品質の達成状況を確認し、改善プロセスについて必要な指導を行う2004年度の第1回の理事長診断会を、東海事業所を対象に「技術者層の空洞化と技術の継承」を診断テーマとして12月に開催した。

3．指導会

2004年度は、2事業所が各1検討テーマについて指導会活動を行っている。品質保証の専門家による指導のもと、敦賀本部及び人形峠環境技術センターの指導会を11月に開催した。

4．監査

東海事業所及び大洗工学センターを対象に、安全・品質監査を10月、11月に実施し2004年度の定期監査を終了した。また、敦賀本部、もんじゅ建設所、ふげん発電所、人形峠環境技術センター加工施設、東海事業所再処理施設及び本社を対象に

原子力安全監査を10月、11月に実施した。

5．品質保証委員会

2004年度第2回品質保証委員会を12月に開催し、2005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、2004年度安全・品質監査の結果等を報告した。

6．ISO等の認証維持活動の推進

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。ISO9001(JEAC4111)内部監査員スキルアップ研修、ISO9001内部監査員養成研修を東海事業所にて、ISO14001内部監査員スキルアップ研修を東濃地科学センターにて実施した。

7．品質保証活動強化月間

毎年11月は、品質意識の高揚を目的に「品質月間」として全国的な運動が展開されている。機構においても、11月を「品質保証活動強化月間」と定め、これを機会に、一人一人が品質保証につい



写真1 品質保証講演会の様子

での認識を一層深め、今後の活動の充実を図ることを目的として、各事業所において品質保証の専門家による講演会等を開催した（写真1参照）。

8．業務品質保証に関する階層別教育

業務品質保証に関する階層別教育の一環とし

て、役員層と外部の品質保証専門家との意見交換会を10月に開催した。講師として、米山日科技連理事長をお招きし、「企業経営とリーダーシップ」と題して、講演して頂くと共に活発な意見交換を行った。

（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

2004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（FBR）関係（56件）		
1	繰返し熱負荷を受ける環状き裂の低サイクル疲労挙動の局所的破壊解析	第23回日本シミュレーション学会大会 （東京）2004年6月16日
2	A New Concept of Hydrogen Production System for Sodium Cooled FBR	第15回世界水素エネルギー会議 （パシフィコ横浜）2004年6月30日
3	Numerical Simulation of Thermal-Damage-Stress Fields in Steel Structural Members under Thermal Loading	6th World Congress on Computational Mechanics （北京）2004年9月10日
4	大洗工学センターにおける「水素製造技術開発」等技術開発の「産学官技術交流フェア2004」への出展	産学官技術交流フェア2004 （東京ビックサイト）2004年9月29日
5	将来のエネルギー問題解決の扉を開く - 高速炉サイクルの実用化への取り組み - 第3回 高速増殖炉サイクルの実用化へのステップ	原子力eye 50巻11号 2004年10月
6	Monju as International Asset: International Assistance and Cooperation	ANS Symposium-Building Bridges to Greater Cooperation （フロリダ）2004年10月4日
7	Experimental Study on Temperature Fluctuation near Wall for Evaluation of Thermal Stripping	NUTHOS 6 （奈良）2004年10月4日
8	Experimental Study on Void Development Behavior in a Simulated Coolant Channel	NUTHOS 6 （奈良）2004年10月4日
9	Improvement of a Reactor Safety Analysis Code SIMMER III for Transient Bubble Behaviors	NUTHOS 6 （奈良）2004年10月4日
10	Interpretation of the Cabri Raft TPA2 Test Investigating Fuel to Steel Heat Transfer Characteristics	NUTHOS 6 （奈良）2004年10月4日
11	Model Improvement of the Simmer III Fast Reactor Safety Analysis Code to Freezing Phenomena for Molten Core Materials	NUTHOS 6 （奈良）2004年10月4日
12	Turbulence Mixing Characteristic in T Junction Pipe with Elbow Pipe in Up-stream Side	NUTHOS 6 （奈良）2004年10月4日
13	Validation on Numerical Simulation Accuracy of the Commercial CFD Program for Fast Breeder Reactor Thermal Hydraulic Conditions and Applications	NUTHOS 6 （奈良）2004年10月4日
14	Nano Mesoscopic Structural Control in 9Cr ODS Ferritic/Martensitic Steels	第8回日中シンポジウム （東北大学）2004年10月4日
15	Irradiation Behavior of Oxide Dispersion Strengthened (ODS) Ferritic Steels for FBR Core Application	第8回日中シンポジウム （東北大学）2004年10月6日
16	Thermal Fatigue Evaluation of Partially Cooled Pipes	9th German Japanese Seminar （シュツットガルト）2004年10月6日
17	The Present Status of Development of High Chromium Steel for FBR	第30回MPAセミナー（シュツットガルト）2004年10月7日
18	Thermophysical Properties of Lead Bismuth Eutectic Alloy for Use in Reactor Safety Analysis	2nd Meeting of the NEA Nuclear Science Committee Working Group on LBE Technology of the Working P （NEA HEADQUARTERS Iss）2004年10月20日
19	Current Status of the Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems	第26回原子力産業セミナー （東京）2004年10月22日
20	・「もんじゅ」配管の肉厚管理について・「もんじゅ」における品質保証、保守管理および作業員の安全確保等の検討にあたって	もんじゅ安全委員会 （アトムホーム）2004年10月28日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
高速増殖炉 (F B R) 関係 (56件)		
21	高速増殖炉の開発の現状	東京工業大学原子炉工学研究所院生講義 (東京工業大学) 2004年10月29日
22	「常陽」アルコール廃液処理装置の開発	FAPIG (第一原子力産業グループ) 機関 168号 2004年11月
23	将来のエネルギー問題解決の扉を開く - 高速炉サイクルの実用化への取り組み -	原子力eye 50巻12号 2004年11月
24	Core Concept of Compound Process Fuel Cycle	The 1st COE-INES International Symposium (INES 1) (京王プラザホテル) 2004年11月1日
25	The Feasibility Study on Perfect Burning Reactor System	The 1st COE-INES International Symposium (INES 1) (京王プラザホテル) 2004年11月1日
26	Current Status of the Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems and Reactor Core Performance of the Promising Fast Reactors	The 1st COE-INES International Symposium (INES 1) (京王プラザホテル) 2004年11月2日
27	Nano Meso Structures and Ring Tensile Properties of Neutron Irradiated ODS Steels	The Fifth Pacific Rim International Conference on Artificial Intelligence 2004 (北京) 2004年11月2日
28	「もんじゅ」の目指すもの	サイクル機構シンポジウム (茨城県) 2004年11月5日
29	Development of Non Destructive Post-Irradiation Examination Technique Using High Energy X Ray Computer Tomography	2004 ANS Winter Meeting (ワシントンDC) 2004年11月14日
30	Dispersion Behavior of Nanometer-Sized Metallic Particles in Liquid Sodium	2004 ANS Winter Meeting (ワシントンDC) 2004年11月14日
31	ステップ形状炉心を適用したENHSの炉心設計	2004 ANS Winter Meeting (ワシントンDC) 2004年11月14日
32	The Performance Test Result of JOYO MK III Core	The 2004 American Nuclear Society Topical Meeting (ワシントンDC) 2004年11月14日
33	Design and Renovation of Heat Transport System in the Experimental Fast Reactor JOYO	2004 ANS International Topical Meeting on Operatin (ワシントンDC) 2004年11月15日
34	構造物中の応力再配分軌跡を決定する機構	日本機械学会第17回計算力学部講演会 (仙台) 2004年11月18日
35	熱過渡応力スクリーニング法の開発 (Green 関数法の応用)	日本機械学会第17回計算力学部講演会 (仙台) 2004年11月18日
36	非弾性解析による構造設計アプローチの検討 (4) 高温構造設計用非弾性解析手法の指針化検討	日本機械学会第17回計算力学部講演会 (仙台) 2004年11月18日
37	粒子法によるクリープ疲労解析手法の開発	日本機械学会第17回計算力学部講演会 (仙台) 2004年11月18日
38	球形管板の多孔構造のための簡易解析に基づく設計法の開発	日本機械学会第17回計算力学部講演会 (仙台) 2004年11月19日
39	平成16年度安全研究成果発表会資料 (動力炉分野)	平成16年度安全研究成果発表会 (動力炉分野) (大洗工学センター) 2004年11月19日
40	Na ₂ O ₂ によるFeの腐食反応のその場ラマン分光観察 (2)	第36回溶融塩化学討論会 (京都大学) 2004年11月25日
41	Numerical Study on Onset of Gas Entrainment from Free Surface	第4回日韓熱流動国際会議 (NTHAS4) (北海道大学) 2004年11月28日
42	Numerical Analysis of Gas Core Length Prediction in a Steady Free Surface Vortex	第4回日韓熱流動国際会議 (NTHAS4) (北海道大学) 2004年11月28日
43	Experimental Study on Gas Entrainment at Free Surface in Reactor Vessel for a Compact Sodium Cooled Fast Reactor	第4回日韓熱流動国際会議 (NTHAS4) (北海道大学) 2004年11月28日
44	Large Eddy Simulation of Gas Entrainment Vortex and Applicability Analysis of Possible Criterion Parameters for LMFBR Design	第4回日韓熱流動国際会議 (NTHAS4) (北海道大学) 2004年11月28日
45	VOF Simulation for Gas-Liquid Interface Deformation Due to Free Surface Vortex	第4回日韓熱流動国際会議 (NTHAS4) (北海道大学) 2004年11月28日
46	Current Status of the Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems and Thermal-Hydraulic Study of the Promising Fast Reactors	第4回日韓熱流動国際会議 (NTHAS4) (北海道大学) 2004年11月29日
47	核燃料サイクル開発機構におけるナトリウム火災研究 (1)	火災誌 54巻5号 2004年12月
48	高速炉サイクルシステムの経済性評価手法	日本原子力学会誌 46巻12号 2004年12月
49	Current Status and Future Direction of Monju	IAEA/TWGFR 技術会議 (茨城県) 2004年12月1日
50	Monju System Start-up Tests	IAEA/TWGFR 技術会議 (茨城県) 2004年12月2日
51	Thermoelectric Power Generation Using Hot Fluid Flow of Sodium	JGSEE and Kyoto University Joint Internatinal Conference on Sustainable Energy and Envionment(SEE) (タイ国 Hua Hin 市) 2004年12月1日
52	静止ナトリウム液滴の着火現象の詳細観察	第42回燃焼シンポジウム (岐阜) 2004年12月1日
53	ナトリウム - 水蒸気の対向流反応場の数値シミュレーション	第42回燃焼シンポジウム (岐阜) 2004年12月3日
54	ひずみ制御による高温超高サイクル疲労試験技術	第42回高温強度シンポジウム (IHI 横浜ゲストハウス) 2004年12月9日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
高速増殖炉 (FBR) 関係 (56件)		
55	高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズ の中間とりまとめ成果 (1)高速増殖炉システムに関する研究成果	日本原子力学会九州支部第23回研究発表講演会 (九州大学) 2004年12月24日
56	水プール中における固体粒子層の圧力過渡挙動に関する研究	日本原子力学会九州支部第23回研究発表講演会 (九州大学) 2004年12月24日
先進リサイクル技術関係 (17件)		
1	アクチニドリサイクル技術の現状	第 2 回アクチニドマネジメント戦略検討会 (東京) 2004年10月21日
2	Supercritical Fluid Extraction of Uranium Using Tributyl Phosphate: Determination of Distribution Coefficient for Nitric Acid and U(VI) between Aqueous Phase and Supercritical Fluid Phase , and Demonstration of Stripping with U(VI) Extracted in Supercritic	Super Green 2004 : 3rd International Sym. on Supercritical Fluid Technology for Energy and Environment Applications (天津大学) 2004年10月23日
3	Separation of Rare Metal Fission Products in Radioactive Wastes in New Directions of their Utilization	The 1st COE-INES International Symposium (INES 1) (京王プラザホテル) 2004年11月 2 日
4	シミュレーションによる溶融塩電解除染条件の検討	第 4 回溶融塩技術と計算シミュレーションワークショップ (日本原子力研究所東海) 2004年12月20日
5	Recent Research and Development Activities on Partitioning and Transmutation of Radioactive Nuclides in Japan	8th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation (ラスベガス) 2004年11月 9 日
6	Fission Cross Section Measurements up to 200 MeV	2004年核データ研究会 (日本原子力研究所東海) 2004年11月11日
7	Measurements of Neutron Capture Cross Sections for sup 237 , 238 Np	2004年核データ研究会 (日本原子力研究所東海) 2004年11月12日
8	Measurement of Oxygen Potential of Mixed Oxide Fuel Containing Np and Am	2004 ANS Winter Meeting (ワシントンDC) 2004年11月14日
9	Remote Fabrication of MOX Pellets Containing AmO ₂ in Hot Cell	2004 ANS Winter Meeting (ワシントンDC) 2004年11月14日
10	中性抽出剤 - アミノポリ酢酸系の溶媒抽出における希土類元素の分離	第23回溶媒抽出討論会 (東京理科大学) 2004年11月15日
11	Technical Approach of the Reasonable Nuclear Energy System for a New Era	2004 ANS Winter Meeting (ワシントンDC) 2004年11月18日
12	溶融 NaCl 2CsCl 中での UO ₂ 電解	第36回溶融塩化学討論会 (京都大学) 2004年11月25日
13	アクチニド回収率の目標値について	第 5 回アクチニドマネジメント戦略検討会 (東京) 2004年11月26日
14	即発ガンマ線を用いた Pd 104の熱中性子捕獲断面積測定	第36回原子力学会中部支部研究発表会 (名古屋大学) 2004年12月 7 日
15	FBRサイクルの実用化戦略調査研究における先進再処理技術の中間評価について	第 4 回溶融塩技術と計算シミュレーションワークショップ (日本原子力研究所東海) 2004年12月20日
16	ディファレンシャルパルスボルタメトリーによる NaCl-2CsCl 中のサマリウムイオン濃度測定	第 4 回溶融塩技術と計算シミュレーションワークショップ (日本原子力研究所東海) 2004年12月20日
17	高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズ の中間とりまとめ成果 (2)燃料サイクルシステムに関する研究成果	日本原子力学会九州支部第23回研究発表講演会 (九州大学) 2004年12月24日
プルトニウム燃料(MOX)関係 (3 件)		
1	MOX 燃料製造における分析	日本分析化学会関東支部茨城地区分析技術交流会 (東海村リコッティ) 2004年11月 5 日
2	Development of Innovative Nuclear Reactor Technology to Produce Protected Plutonium with High Proliferation Resistance (P3 project) (II) 238Pu Production in 237Np Irradiated in Japan Experimental Fast Reactor JOYO	2004 ANS Winter Meeting (ワシントンDC) 2004年11月14日
3	Model of Oxygen Potential of (Pu sub 0.3 U sub 0.7)O sub 2 ± X and (Np sub 0.02 Am sub 0.02 Pu sub 0.3 U sub 0.66)O sub 2 X Based on Lattice Defect Theory	Materials Models and Simulations for Nuclear Fuels (ワシントン) 2004年11月18日
放 射 性 廃 棄 物 関 係 (4 件)		
1	Effective Application of Partitioning and Transmutation Technologies to Geologic Disposal	8th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation (ラスベガス) 2004年 9 月 9 日
2	解体廃棄物の有効利用調査・検討	平成15年度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 第 6 巻 2004年11月
3	Encapsulation of Radioactive Metals inside Multilayered Polyhedral Shells of Carbon as a Barrir to Radionuclide Release	The 1st COE-INES International Symposium (INES 1) (京王プラザホテル) 2004年12月 2 日
4	核燃料サイクルの物質利用による水素製造技術 (1)研究開発戦略	第24回水素エネルギー協会大会 (日本工業大学) 2004年12月10日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
地層処分技術に関する研究開発関係 (30件)			
1	In Situ Radionuclide Retardation in Groundwater Conducting Systems Overview of the Research Carried out at Nagra'S Grimsel Test Site , Central Switzerland	Environmental Radiochemical Analysis II	2004年
2	完新世浅海堆積物の堆積速度の変化から見た桑名断層の活動間隔	第四紀研究 43巻	2004年
3	The Hydrogeochemistry of Argillaceous Rock Formations at the Horonobe URL Site, Japan.	2nd International Meeting on Clays in Natural and Engineering Barriers for Radioactive Waste Confinement (ツール) 2004年3月14日	
4	水の遠隔電磁探査における誘電分散の基礎研究 改良四極法による1/f型誘電分散の測定	Conductivity Anomaly (CA) 研究会報告書	2004年10月
5	高レベル放射性廃棄物地層処分の初期調査段階におけるモデル化と不確実性 - ENTRY2003国際ワークショップの概要 -	地下水学会誌 46号	2004年10月
6	沈み込むプレート境界の連続的アクティブ・モニタリングの提案	日本地震学会秋季大会 (福岡)	2004年10月9日
7	2004年度バックエンド基礎講座 研究最前線2 地層処分と深部地質環境 サイクル機構東濃地科学センターにおける研究を例にして	日本原子力学会 バックエンド専門部会主催 週末基礎講座 (京都大学)	2004年10月10日
8	Study on Retardation Effects in the Excavation Disturbed Zone Using a Two-Dimensional Radionuclide Migration Model	GoldSim International User Conference 2004 (ラスベガス)	2004年10月13日
9	諏訪湖周辺の塩嶺火山岩類の年代 - 塩嶺層における火成活動(その2) -	日本火山学会秋季大会 (静岡)	2004年10月20日
10	幌延深地層研究計画国際ワークショップ講演資料集	幌延深地層研究計画国際ワークショップ (幌延町)	2004年10月25日
11	堆積岩中の不飽和領域調査への連続波レーダーの適用	平成16年度日本応用地質学会研究発表会 (新潟)	2004年10月28日
12	物理検層結果による割れ目帯の評価	平成16年度日本応用地質学会研究発表会 (新潟)	2004年10月29日
13	幌延深地層研究計画における原位置計測装置の概念と現状の計画	日本地下水学会秋季講演会 (熊本)	2004年11月2日
14	水頭分布の不連続性に着目した断層の透水性の評価	応用地質学会中部支部研究発表会 (応用地質学会 中部支部)	2004年11月5日
15	ポーリングコアを利用した土岐花崗岩の割れ目の方位・特徴の解析	応用地質学会中部支部研究発表会 (名古屋大学)	2004年11月5日
16	13C and 14C Investigations of Bacterial Carbon Cycling in the Deep Subsurface near the Tono Uranium Mine , Toki , Japan.	Geological Society of America (GSA) National Meeting (デンバー)	2004年11月7日
17	Solubility Product of Tetravalent Neptunium in the Reducing Condition	Advanced Science Research Advances in Heavy Element (日本原子力研究所東海)	2004年11月15日
18	新第三紀堆積岩における地下水中の細菌群集 - 北海道幌延地域を対象とした研究(第一報) -	日本微生物生態学会第20回大会 (仙台)	2004年11月21日
19	瑞浪超深地層研究所立坑における騒音・振動対策	第14回トンネル工学研究発表会 (東京)	2004年11月25日
20	Numerical Analysis of Hydraulic Fracturing Test by Fracture Mechanics and Continuum Mechanics	Asian Rock Mechanics Symposium 2004 (3rd ARMS 2004) (京都)	2004年11月30日
21	Risk Assessment Approach for Underground Research Laboratory	Asian Rock Mechanics Symposium 2004 (3rd ARMS 2004) (京都)	2004年11月30日
22	Study on Hydraulic and Transport Characteristics of Rock Fracture Using Lattice Gas Automaton	Asian Rock Mechanics Symposium 2004 (3rd ARMS 2004) (京都)	2004年11月30日
23	Estimation of Residual Stress for Heterogeneous Rock Mass by FEM	ISRM International Symposium 3rd ARMS 2004 (国立京都国際会館)	2004年11月30日
24	Analysis of Deep Tunnel Excavation in Consideration of Joint Opening Phenomena	ISRM International Symposium 3rd ARMS 2004 (国立京都国際会館)	2004年11月30日
25	大規模火砕流による基盤岩への熱的影響の検討 - フィッション・トラック法による熱履歴解析 -	応用地質 45巻5号	2004年12月
26	幌延地域における地質環境の長期安定性に関する研究 - 地域特性を考慮した地質環境の長期安定性 -	第14回環境地質学シンポジウム (東京大学)	2004年12月4日
27	Overview of R & D Activities on the Geological Disposal for HLW , and the Diffusion Properties of Radionuclides in the Bentonite Buffer	Korea Japan Joint Workshop on Radioactive Waste Disposal (大田)	2004年12月7日
28	Current Status of Shaft Sinking at the Mizunami Underground Research Laboratory	SKB Excavation Workshop (ストックホルム)	2004年11月3日
29	Determination of In-Situ Porosity and Investigation of Diffusion Processes at the Grimsel Test Site , Switzerland	AGU 2004 Fall Meeting (サンフランシスコ)	2004年12月13日
30	Travel Time Estimation from a Transfer Function in Frequency Domain: The Revised Sompi Event Analysis	AGU 2004 Fall Meeting (サンフランシスコ)	2004年12月13日

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日	
再 処 理 関 係 (6 件)			
1	保障措置分析のためのネオジウムを内標準物質とした吸光光度法による高放射性廃液中のプルトニウムの定量	核物質管理学会第25回年次大会論文集	2004年
2	第9回 東海再処理施設技術報告会 東海再処理施設における経年変化の経験 ~30年を経て判ったこと~	第9回東海再処理施設技術報告会 (日本原燃 六ヶ所事業所) 2004年11月1日	
3	核燃料再処理施設における分析	日本分析化学会関東支部茨城地区分析技術交流会 (東海村リコッティ) 2004年11月5日	
4	保障措置分析のためのNdを内標準物質とした吸光光度法による高放射性廃液中のPuの定量	第25回核物質管理学会日本支部年次大会 (六ヶ所村) 2004年11月11日	
5	Numerical Simulation of Melting/Solidification Phenomena Using Extended Finite Element Method	第4回日韓熱流動国際会議 (NTHAS4) (北海道大学) 2004年11月28日	
6	硝酸/ヒドラジン混合溶液系の熱的危険性評価	第37回安全工学研究発表会 (国立オリンピック記念青少年総合センター) 2004年11月29日	
環 境 保 全 関 係 (1 件)			
1	核燃料サイクル施設廃止措置へのシステムエンジニアリングの適用	デコミッショニング技報 30号	2004年10月
新 型 転 換 炉 (A T R) 関 係 (4 件)			
1	Reduction of N 16 Dose in the BWR's Main Steam Line by Adsorption	International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems (サンフランシスコ) 2004年11月11日	
2	「ふげん」における原子炉廃止措置計画	京大原子炉実験所放射性廃棄物管理専門研究会 (京都大学) 2004年11月18日	
3	六価クロム含有廃液の無害化処理技術の開発	第15回廃棄物学会 研究発表会 (高松) 2004年11月18日	
4	重水炉	機械工学便覧 5編「エネルギー供給システム」 2004年12月31日	
核 物 質 管 理 関 係 (5 件)			
1	Experience of the Additional Protocol; JNC's Experience on the Complementary Access	核物質管理学会韓国支部年次大会 (大田) 2004年10月5日	
2	Regional Cooperation in Nuclear Non Proliferation	核物質管理学会韓国支部年次大会 (大田) 2004年10月5日	
3	核燃料物資を収納したA型輸送物の航空機による輸送の経験	第24回核物質管理学会日本支部年次大会 (六ヶ所村) 2004年11月11日	
4	PFPPにおけるNDAシステムの信頼性向上への取り組み	第25回核物質管理学会日本支部年次大会 (六ヶ所村) 2004年11月11日	
5	PFPPにおけるリモートモニタリングシステムの将来計画とその期待される効果	第25回核物質管理学会日本支部年次大会 (六ヶ所村) 2004年11月11日	
放 射 線 (安 全) 管 理 関 係 (1 5 件)			
1	Simulation of the Advection Diffusion Scavenging Processes for sup 137 Cs and sup 239 , 240 Pu in Japan Sea	International Conference on Isotopes in Environmental Studies Aquatic Forum 2004 (モンテカルロ) 2004年10月26日	
2	天然石英からのルミネッセンス特性	第48回放射化学討論会 (東京大学) 2004年10月27日	
3	時間間隔解析法を用いたラドンフリー空気モニタの開発(1) - 測定システムの設計 -	2004日本放射化学学会年会・第48回放射化学討論会 (東京大学) 2004年10月28日	
4	中性子個人線量計の校正における室内散乱線及びジオメトリ効果による影響	保健物理 39巻4号	2004年12月
5	イメージングプレートシステムを用いる 241 Am 肺モニタリングの可能性	日本放射線安全管理学会・第3回学術大会 (北海道大学) 2004年12月1日	
6	ZnS(Ag)シンチレーション検出器による波高弁別法適用の検討	日本放射線安全管理学会・第3回学術大会 (北海道大学) 2004年12月2日	
7	尿中ウラン濃度のバックグラウンドレベルについて	日本放射線安全管理学会・第3回学術大会 (北海道大学) 2004年12月2日	
8	イメージングプレートを用いた放射性エアロゾル粒径分布測定法の開発	日本放射線安全管理学会・第3回学術大会 (北海道大学) 2004年12月3日	
9	これまでの排気管理経験を活かしたトリチウム・炭素14サンプリングシステムの設計	日本放射線安全管理学会・第3回学術大会 (北海道大学) 2004年12月3日	
10	光ファイバー型サーベイメータの開発	日本放射線安全管理学会・第3回学術大会 (北海道大学) 2004年12月3日	
11	循環換気施設内のラドン濃度と放射性エアロゾル量変動傾向について	日本放射線安全管理学会・第3回学術大会 (北海道大学) 2004年12月3日	
12	低圧カスケードインパクトのエアロゾル分級特性の評価	日本放射線安全管理学会・第3回学術大会 (北海道大学) 2004年12月3日	

発 表 内 容		発 表 先 及 び 発 表 年 月 日
放射線（安全）管理関係（15件）		
13	東海再処理施設からの液体廃棄物の放出モニタリング	日本放射線安全管理学会・第3回学術大会 （北海道大学）2004年12月3日
14	排気中放射性ヨウ素のモニタリング手法の最適化	日本放射線安全管理学会・第3回学術大会 （北海道大学）2004年12月3日
15	フォールアウトを用いた放射性物質海洋拡散シミュレーション - 日本周辺海域の 137 Cs 及び 239, 240 Pu 濃度について -	第46回環境放射能調査研究成果発表会 （東京）2004年12月15日
そ の 他（11件）		
1	広範なエネルギー領域をカバーする中性子検出器の開発	平成15年度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 第6巻 2004年
2	The Need for Public Information Program to Promote Understanding of the Validity of the Safety of IAEA Transport Regulations for Shipment of Radioactive Materials	PATRAM2004 （ベルリン）2004年9月20日
3	Neutron Irradiation Fields for Space Technology Application in Experimental Fast Reactor JOYO	6th International Workshop on Radiation Effects on Semiconductor Devices for Space Application （宇宙航空研究開発機構）2004年10月
4	原子力研究開発と地域共生	国際シンポジウム「原子力の新しい展開」（安全と共生を目指して） （福井大学）2004年10月2日
5	Current Status of Nuclear R&D Management in Japan	1st Meeting on Innovation in Nuclear Energy Technology （パリ）2004年10月11日
6	Simulation of the Advection Diffusion Scavenging Processes for Cs 137 and Pu 239, 240 in Japan Sea	International Conference on Isotopes in Environmental Studies Aquatic Forum 04 （モンテカルロ）2004年10月25日
7	溶融塩冷却型原子力バッテリーの設計	The 1st COE INES International Symposium (INES 1) （京王プラザホテル）2004年10月31日
8	原子力年鑑2005（製錬・転換）	原子力年鑑2005 2004年11月
9	研究開発拠点化に向けた取組み - 地域との連携を目指して -	第6回サイクル機構敦賀フォーラム（敦賀）2004年11月17日
10	新法人における原子力分野の人材育成について	月刊 エネルギー 12巻12号 2004年12月
11	核燃料サイクル開発機構におけるPSA手法の研究及び活用状況	原子力安全委員会安全目標専門部会性能目標検討分科会 （虎ノ門三井ビル）2004年12月17日



技術情報管理 情報システム

1. 技術情報管理

研究開発成果をまとめた成果報告書（機構作成成果報告書，委託研究報告書，共同研究報告書等）及び外部発表資料を効果的に利活用するため，これらの書誌情報・要旨・全文のPDFファイルをデータベース化するとともに，利便性向上のため，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）の社内運用を行っている。

研究開発成果情報の普及とそれらの活用の促進並びに情報公開の一環として，社外利用者のため，インターネット利用によるJSERVを整備し，公開の研究開発成果情報に関する検索閲覧サービス（<http://jserv-internet.jnc.go.jp>）を行うとともに，技術資料と外部発表資料の目録をサイクル機構のホームページ（<http://www.jnc.go.jp>）に掲載している。

四半期ごとに発行する技術広報誌であるサイクル機構技報については，既刊第24号の別冊特集「高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズ中間とりまとめ」及び第25号を編集し，それぞれ2004年11月30日及び12月20日に社外に広く配布した。さらに，全頁をホームページに掲載すること

により，サイクル機構の技術動向，技術開発成果及び事業計画の進ちょく状況の啓蒙に努めている。

2. 情報システム

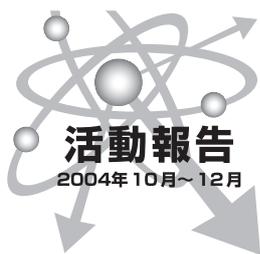
サイクル機構では，大洗工学センター内の情報センターにおいて，大型計算機システム（科学技術計算用及び業務処理用）の運用・整備，全事業所を結ぶ情報処理ネットワークの運用・整備，情報セキュリティ対策等を実施している。

大型計算機システムについては，科学技術計算機並びに業務処理用計算機の運用を継続している。

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している。

電子情報セキュリティについては，イントラネットを活用したWindows Updateの推進，セキュリティ情報の掲載，ウィルスソフトの更新等，コンピュータウィルス感染を防止するための活動を継続している。なお，年末年始（2004年12月下旬～2005年1月初旬）におけるセキュリティ確保の一環として，機構公開サーバ等のセキュリティ診断を実施したが，特段問題のないことを確認している。

（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、募集に当た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。2004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)。2005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月上旬から11月中旬まで行い、募集件数8件程度に対し3倍を超える応募(25件)があり、選考作業を進めている。

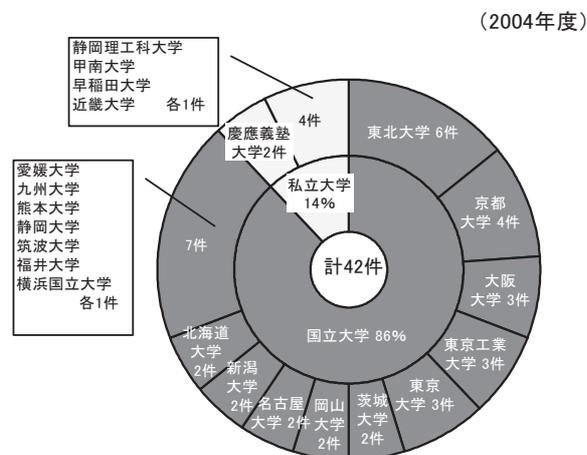


図1 先行基礎工学研究に関する実績
＜研究機関別 研究協力課題の実施状況＞

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。2004年度は、4件の研究テーマについて実施している。

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任期付(原則1年間:最高3年間)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。

2004年度は、17名の博士研究員により研究を実施している(図2参照)。2005年度の博士研究員の募集を8月初旬から10月下旬まで行い、募集人員

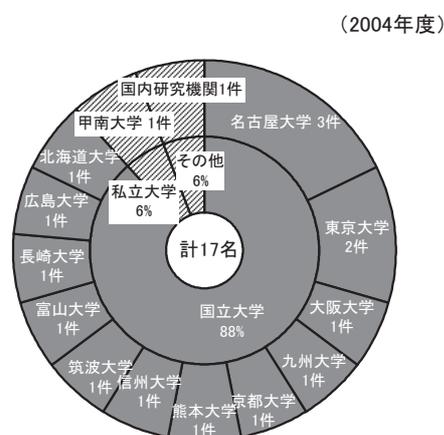


図2 博士研究員の実績＜出身別採用状況＞

4名程度に対し5倍弱の応募（19名）があり，6名を選考した。

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発掘・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・選定し，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2期（2002年度）の採択研究は，炭素系内包構造体を利用した放射性核種の処理法及びその利用技術の研究，及び溶融塩電解プロセス制御に資する電気化学的元素濃度測定手法の研究の2件であり，当該期間においては，2005年3月末までに研究を完了させるべく，研究の遂行，成果の取りまとめ，学会等への発表を積極的に行った。

第3期（2003年度）の採択研究は，原子力施設非破壊検査用小型高輝度電子銃の実用化研究，及

び原子力技術の受容に関する個人及び集団の意思決定過程分析とシミュレーション研究の2件であり，当該期間においては，それぞれ内部関連部署及び外部機関との協力，外部機関の装置を利用して本格的に試験研究に取り組んでいる。この2件の研究は，2005年1月6日に社内公募型研究評価委員会において中間評価を受ける予定である。

第4期（2004年度）の採択研究については，2004年4月から，ミュオン誘雷手法に関する研究，及び地質媒体微細間隙中での核種拡散移行過程における固液界面現象に関する研究を進めている。

第5期（2005年度）の研究テーマ募集は2004年8月から10月20日までの間行われ，3件の応募があった。一方，本制度では，各研究テーマの研究期間は原則3年である，研究者から延長申請があり，社内公募型研究評価委員会で認められた場合は，最大2年の期間延長ができることとなっている。今回は，2002年度採択研究から，新たな発展的研究テーマを掲げた2件の延長申請があった。2005年1月6日に開催予定の社内公募型研究評価委員会において，新規と延長の合計5件の研究提案について選考審査が行われることとなっている。採否は2005年2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：技術展開部 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㈱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実施した。

(2) ウラン濃縮

ウラン濃縮の技術協力については、技術情報の提供等を実施するとともに、「新型機開発に関する技術支援」及び「濃縮工学施設 真空弁締切性能調査」の受託業務を継続実施するとともに「長期ホット運転遠心機の材料表面分析」業務を新たに受託した。

(3) MOX燃料

MOX燃料加工技術については、技術情報の提供等を実施するとともに、日本原燃㈱と「MOX燃料加工施設の詳細設計等に係る技術協力業務（その4）」、「燃料製造プロセス条件の最適化検討に係わる小規模MOX追加試験（その2）」及び「MOX燃料加工に係わる確証試験（実規模MOX試験その2）」の受託業務を継続実施した。

(4) FBR

FBRについては、技術情報の提供等を実施するとともに、日本原子力発電㈱と「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に基づき当該研究を継続実施した。

(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、技術情報の提供等の技術協力を継続実施した。

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。

2004年度は7社と実用化共同研究開発を実施している。また、福井県福井市で開催された「北陸技術交流テクノフェア2004」、岡山県津江市で開催された「2004夢と技術の産業展」へ出展して技術紹介を実施した。

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2,730件、外国で約1,050件（このうち、2004年12月末現在、開発成果として保有している特許権は、国内約700件、外国約370件）である。2004年10月から12月における登録件数は国内6件、外国15件である。（表1参照）。2004年度12月末における出願件数は国内24件、外国32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35件である。

(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

表1 2004年10月から12月における特許登録一覧

種類	登録日	登録番号	発明の名称	特許権者
国内特許	1998.8.21	2137949	管継手信頼性試験方法及び装置	サイクル機構
	2004.9.10	3595439	圧縮・引張荷重型鉛ダンパ	サイクル機構 三菱重工(株) 新型炉技術開発(株)
	2004.9.17	3597165	原子炉容器の熱荷重緩和装置	サイクル機構
	2004.9.17	3597741	溶融塩電解用処理装置および電解処理方法	サイクル機構
	2004.10.8	3604613	混合酸化物燃料ペレット焼結炉からの排ガス処理装置	サイクル機構
	2004.11.26	3619998	保守管理システム、方法及びプログラム	サイクル機構 富士通(株)
国外特許	2003.11.19	0753648 イギリス ドイツ フランス ベルギー スイス スウェーデン	バックー式地下水採水装置および採水方法	サイクル機構 基礎地盤コンサルタンツ(株)
	2004.1.21	0907186 イギリス ドイツ フランス	ウラン・プルトニウム混合酸化物の均一化混合方法	サイクル機構
	2004.8.6	2745658 フランス	高性能中性子吸収材料	サイクル機構
	2004.9.14	6792069 アメリカ	伝熱管及び伝熱管群検査装置	サイクル機構
	2004.9.21	6793799 アメリカ	使用済核燃料中の希少元素FPの分離回収方法およびこれを利用した原子力発電・燃料電池発電共生システム	サイクル機構
	2004.9.21	6793894 アメリカ	使用済核燃料の乾式再処理法及び乾式再処理法に用いる誘導加熱装置	サイクル機構
	2004.9.23	0451521 韓国	保守用グローブボックス一体型連続焼結設備	サイクル機構
	2004.10.20	2374927 イギリス	放射性ダストモニタ	サイクル機構

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21件で、現在は9件の許諾を継続している。

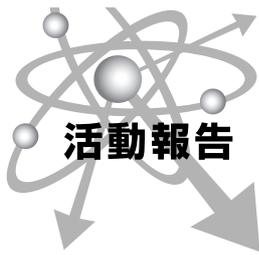
3. 施設・設備の供用

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。2004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(目的:深地層研究)の供用を継続実施した。

4. 国内技術協力研修

日本原燃(株)MOX燃料加工技術者の研修は、4名が継続実施した。そのほかに、東電環境エンジニアリング(株)技術者1名が放射線管理分野の研修を継続実施した。また(財)核物質管理センター技術者1名の分析研修を9月末で終了し、10月より新たな技術者を受け入れ、分析分野で2名、放射線管理分野で1名の研修を開始した。

(本社:技術展開部)



特許・実用新案紹介

中ぐり座金を用いるボルト締め付け構造

出願番号：特願2000 - 283317

出願日：平成12年9月19日

特許番号：特許第3452542号

登録日：平成15年7月18日

特許権者：核燃料サイクル開発機構

本発明は金属材料からなる平板状円環体の片面中央に、ボルト挿通穴と同心状の円形凹部を形成して、内側を薄肉、外側を厚肉の構造とし、厚肉部分のみにボルトの締め付け力が伝達されるようにした中ぐり座金を、その凹部が締付相手となる被締結部材に対向する向きで当接し、凹部形成面とは反対側の面からボルトを挿通して締め付けることにより、被締結部材に等分布荷重が加わることで中心部に曲げ応力を発生させないようにしたボルト締め付け構造である。

1. 目的

電解試験槽においては、電気絶縁性が要求されるため、電気が流れる金属部品との間に電気絶縁性に優れた材料からなる電極板取付用ボルト絶縁部材を介在させている。

電極板の取り付け部には、多数の電極板取付用ボルトを要するが、機密保持のために規定の締め付けトルクにて均一に締め込む必要があるため、電極板取付用ボルト絶縁部材の締め付け方によっては、金属に比べて曲げ強度が弱い電極板取付用ボルト絶縁部材が破損する可能性があり、締め付けトルク、被締結部材の強度によっては、ひびや割れ等が生じ、そのために電気絶縁性が失われたり、機密性など機器としての必要な機能が損なわれることを防止するために開発したものである。

2. 技術の概要

実施例で説明する。図1に電解試験槽の全体構成を示し、図2にはその要部である電極板取付部Xの詳細構造を示す。電解試験槽は、本体10の内部の液体中に電極12を浸漬し、電極板14から直接通電することにより液体を電気的に分解する装置であり、金属製部品との間に電気絶縁性に優れている部材を取り付けている。本発明の中ぐり座金は、電極板を取り付ける部分の構成部品として使用されている。電極板14は、本体10から取り外しが可能な天板16に、電極板用絶縁部材18、電極板当板20、電極板取付用ボルト絶縁部材22、中ぐり座金24を介し、電極板取付用ボルト26で天板16のボルト穴28にねじ込み締め付ける。

次に組み立て手順を図3に示す。

電極板取付用ボルト絶縁部材22は、円筒部22aの上端にフランジ部22bを形成した構造であり、そのフランジ部22bが電極板用当板20の上に載置され、上面から中ぐり座金24で押さえられている。

また、中ぐり座金24は図4に示したように、平板状円環体の片面中央にボルト挿通穴24aと同心状の円形凹部24bを形成して、内側を薄肉、外側を厚肉の構造としたもので、ステンレス鋼製である。この厚肉部分のみにボルトの締め付け力が伝達されるように設計してある。中ぐり座金24の円形凹部24bの外形は電極板用当板20の穴径に一致させる。こうすることで電極板取付用ボルト絶縁部材22のフランジ部22に曲げ応力が発生することはなく圧縮応力のみが加わる。

図5に従来構造におけるボルト締め付けによる荷重分布を、図6に本発明の中ぐり座金を用いたボルト締め付けによる加重分布を示す。図中において矢印の位置と長さが加重の大きさと分布を表わしている。これからも分かるように外側内側にかけかわらず荷重は一定でかつ小さい。つまり、電

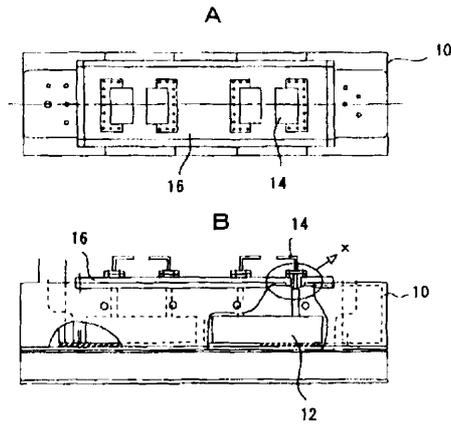


図1 適用例（電解試験槽の全体構造）

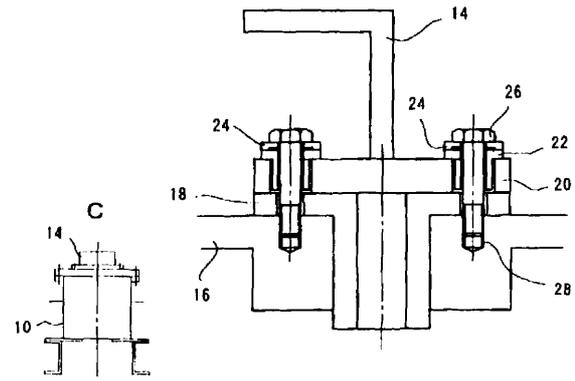


図2 電極板取付部Xの詳細構造

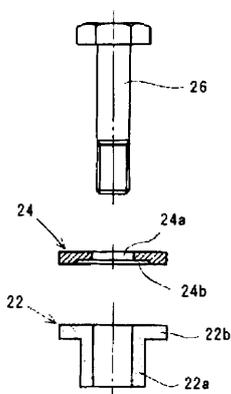


図3 組立手順説明図

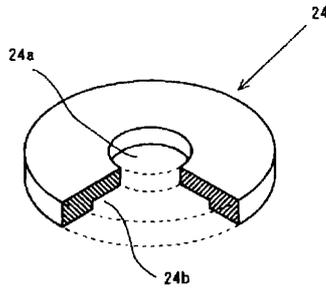


図4 本発明の一実施例

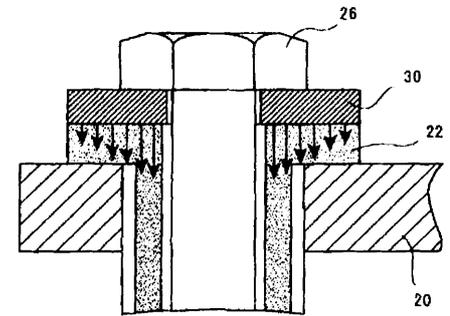


図5 従来の締め付け構造の荷重分布図

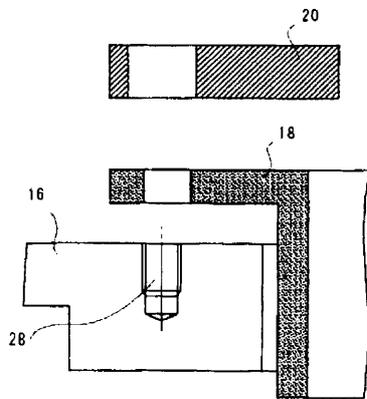


図6 本発明品を使用した締め付け構造の荷重分布図

符号の説明	
10	本体
12	電極
14	電極板
16	天板
18	電極板用絶縁部材
20	電極板当板
22	電極板取付用ボルト絶縁部材
24	中ぐり座金
24a	ボルト挿通穴
24b	円形凹部
26	電極板取付用ボルト
28	ボルト穴

極板取付用ボルト26の締め付けトルクが加わっても、中ぐり座金24に曲げ応力は発生しない。その結果、ひび、割れなどを防止でき、精密機械部品の高精度が要求される締め付け構造部位、電気絶

縁性材料の締め付け部などで機密性、電気絶縁性、耐薬品性が必要な機能の維持ができる構造設計を可能ならしめる。

（本社：技術展開部）

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4-4-9	TEL (029) 282-1122
敦賀本部	〒914-8585	福井県敦賀市木崎65-20	TEL (0770) 23-3021
新型転換炉心げん発電所	〒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4-3-3	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	岡山県苫田郡鏡野町上斎原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	〒100-8577	東京都千代田区内幸町2-1-8 新生銀行本店ビル11階	TEL (03) 5157-1911
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駁字沖付	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 (011) 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

1825 K Street, N. W., Suite508 Washington D.C.20006
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.26 2005.3

2005年3月20日発行

©2005 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4-4-9

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/

©2005 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

サイクル
機構

核燃料サイクル開発機構
Japan Nuclear Cycle Development Institute