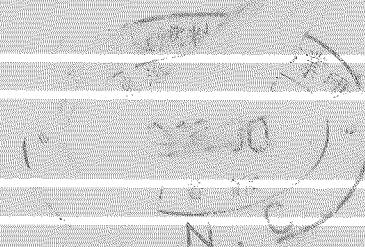


**動燃技報** 1997. 9  
No. 103

*PNC Technical Review*



**概 情 (平成 9 年度 第 1 四半期)**

高速増殖炉の開発	1
新型転換炉の開発	5
ウラン資源・探鉱と技術開発	7
ウラン濃縮技術の開発	9
核燃料サイクルの開発	10
使用済燃料の再処理	11
放射性廃棄物の環境技術開発	12
新技術開発 (フロンティア研究)	15
核物質管理と核不拡散対応	16
安全管理と安全研究	18

**技術概説**

高速実験炉「常陽」における炉心支持板流力変位の反応度効果	21
吉田 昌宏 鈴木 優宏 鈴木 敏十 菅谷 和司	

**技術報告**

世界のウラン資源・需給の見通し	29
長嶋 秀雄 宮田 初穂 石堂 昭夫	
大気中ナトリウム漏洩流下部における鉄系材料の腐食機構	35
青砥 紀身	
ガラス溶融炉内検査試験装置の開発	47
小林 洋昭 宮本 陽一	
アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発—マトリクス補正—	55
黒木亮一郎 鈴木 敏 田所 秀明 薄井 和也 入之内重徳 安 隆己	
使用済燃料被覆管切断片 (ハル) 等の高圧縮試験 (I)	65
小嶋 裕 阿部 隆	

**研究報告**

ニアフィールド核種移行挙動の影響解析	
一複数の廃棄体の存在を考慮したニアフィールド核種移行解析コードの開発および その概略的影響解析	73
吉田 隆史 牧野 仁史 大井 貴夫	
フローメータ検層による花崗岩中の透水性割れ目の把握	85
尾方 伸久 小出 馨 竹市 篤史	

**会議報告**

平成 8 年度先行基礎工学分野に関する研究成果の発表会報告	93
亀田 昭二	

**国際協力**

国際会議、海外派遣等	97
------------	----

**活動**

外部発表、特許・実用新案紹介	99
----------------	----

**おしらせ**

平成10年度任期付研究員（博士研究員）の公募について	101
----------------------------	-----



## 高速増殖炉の開発

### 1. 高速実験炉「常陽」

平成9年3月24日から第30サイクル運転を開始し5月20日まで当該運転を継続した。その後、7月中旬までの予定で燃料交換作業のための計画停止に入り、炉心燃料集合体、制御棒および材料照射用反射体合わせて15体の炉心装荷作業を行った。

また、この間を利用し、予防保全、老朽化対策工事として、一次系予熱ヒータ設備の更新工事等を実施した。

「常陽」は、昭和52年4月22日の初臨界達成以来我が国のFBR開発の原点として、運転・保守経験を蓄積し、また照射試験炉としての活用図る目的のもと、増殖炉心運転(第1期熱出力50MWt、第2期75MWt運転)および、その後の照射炉心運転(熱出力100MWt)を行ってきた。その結果、本サイクル運転中の4月22日をもって無事臨界20周年を迎えた。

第30サイクルまでの累積運転時間は、52,802時間、積算熱出力は、431万MWhである。

一方、照射試験の高度化を目指したMK-III計画は、冷却系改造の中間熱交換器、主冷却器の設計製作を継続するとともに、中性子遮蔽体の製作を開始した。

### 2. 高速増殖原型炉「もんじゅ」

「もんじゅ」は平成7年12月8日に発生した2次主冷却系Cループのナトリウム漏洩事故以来、原子炉を停止し、事故に関する原因究明作業を実施してきたが、ナトリウム漏洩の原因究明作業が終了し、現在、安全性・信頼性のより一層の向上を目的とした安全総点検を実施中である。安全総点検の実施にあたっては、アドバイザリーグループおよび電力事業者専門家の助言・指導を受けるとともに、科学技術庁安全性総点検チームへ実施状況を報告しつつ点検を実施している。

点検作業の中で、1次主冷却系温度計ウェルの

健全性確認作業において、Aループの温度計1本の取り付け延長管に曲がりが認められたため、延長管の取り替えを行った。その他の温度計については、曲がりのないことを確認した。

その他、本期間ににおける「もんじゅ」において発生した故障等は以下のとおりである。

- ① 4月28日：液体廃棄物処理系廃液蒸発濃縮装置の液位低下による停止
- ② 5月5日：原子炉格納容器内1次アルゴンガス系霧囲気モニタ用サンプリングポンプの停止
- ③ 5月6日：排気筒のトリチウム捕集装置の故障
- ④ 5月6日：メンテナンス・廃棄物処理建物における補助蒸気配管からの水漏れ
- ⑤ 5月7日：メンテナンス・廃棄物処理建物霧囲気モニタ用サンプリングポンプの停止
- ⑥ 5月24日：燃料取り扱い設備の計算機停止
- ⑦ 6月11日：1次アルゴンガス系設備の隔離弁閉止

また、毎年計画的に実施している1次および2次主冷却系主循環ポンプの点検等を行う設備点検を平成9年3月3日より約10ヶ月の予定で実施している。

### 3. 高速増殖炉固有の技術開発

#### 3.1 安全性の研究

集合体内の局所的な異常拡大防止に関連して、ポーラス状閉塞の冷却限界を調べるために水による燃料集合体局所異常冷却限界試験を実施するとともに燃料ピン3次元解析モデルの検証を実施している。

安全解析コードの開発では、炉心損傷事象評価のためのコード群の改良・整備を進めている。起因過程解析コード(SAS4A)については、チャンネル間の物質移動を取り扱うモデル等の改良を進めている。

遷移過程評価コード(SIMMER-III)については、FCI模擬試験、燃料沸騰プール試験、バンドル内溶融／固化試験等の解析を通じて総合検証研究を進めるとともに多成分相変化モデル等のモデル改良を進めている。なお、最新版Ver. 2 Cを欧州研究機関へリリースした。また、これらの最新コードを用いて実証炉を対象として中空燃料GEM付炉心の炉心損傷事象の評価研究を行っている。

炉心物質移行挙動試験については、高温融体がジェット状に冷却材の中に侵入する際の高温融体と冷却材の相互作用の試験・評価を継続した。また、仏国との共同研究として実施しているCABRI炉内試験については、CABRI-RAFT試験の最初の過渡試験を6月に実施した。受動安全性に関しては、自己作動型炉停止機構(SASS)の検討を進めるとともに、受動的な炉停止システムが作動した際の炉心出力の空間分布を考慮したプラント応答解析および信頼度評価等を進めた。また、自然循環崩壊除去時のインターラッパーフローの解析法の高度化を進めた。

炉内安全性試験計画(SERAPH)については、再臨界排除、炉心局所異常の安定冷却性、高性能燃料の過渡時健全性を重点とした炉内安全性試験課題の検討と、それに対応可能な試験施設概念の検討を継続している。また、駆動炉心燃料の製造技術、高温試験技術、ホドスコープに関する海外関係機関との技術交流・調査を進めた。

ソースターム評価手法の開発に関しては、実燃料からのFP放出挙動評価のためのホット試験装置を用いてガス質量分析等の計測に係わる予備試験を継続している。

蒸気発生器でのナトリウム／水反応に関しては、伝熱管の高温ラップチャに関する模擬実験(TRUST-2試験)の準備を行うとともに、蒸気発生器水リーケ試験を行うための試験装置の新設準備を進めている。

確率論的安全評価(PSA)については、動的信頼性解析手法やリビングPSAシステム等の評価手法の開発・整備を継続したほか、炉停止時のPSA評価等の実機適用研究を進めている。また、信頼性データベースの拡充・整備を進めており、確率論的破壊力学手法を取り入れた配管等の静的機器の信頼性評価については、解析結果を纏め、機器信頼性データベース(CORDS)については機能改良等を進めた。

### 3.2 炉心・燃料の開発

核特性評価手法の開発については、3次元Hex-Z

輸送ノード法コードの改良・整備を進めたほか、SIMMER-IIIコードに組み込むための検討を進めている。総合設計精度評価システムの開発を継続している。また、大型炉設計のための「統合炉定数」作成のための準備を進めている。「常陽」での照射技術の高度化については、照射条件を明確にするための照射量解析手法の改良等の炉心管理手法の高度化や中性子照射量、温度等の照射条件を精度よく評価するためのモンテカルロ法コードやリグ内評価コード等の評価技術の整備を行っている。

MA燃焼炉心やプルトニウム利用炉心については、高次化したプルトニウムや高純度のプルトニウムを使用する場合の炉心の最適化検討等を行ったほか、BN-600を対象としたプルトニウム燃焼特性の検討等を実施した。また、MA核種、FP核種の核断面積データ、崩壊熱データ等のデータベースの整備・拡充を大学との協力のもとに進めている。

燃料・材料研究開発については、被覆管材料の中で、将来の長寿命燃料の有望鋼種である酸化物分散強化型フェライト鋼については、仏国CEAとの共同研究を進め、マルテンサイト系の素管から冷間圧延による被覆管製造を完了した。フェライト系については、再結晶法を適用した被覆管製造を継続した。「常陽」における溶融限界線出力評価試験(B5D-2)については、溶融限界位置の評価および溶融限界線出力試験パラメータとの相関評価を継続実施している。実証炉用太径中空燃料ピン照射、日米共研フェライト鋼被覆燃料照射等を行うB型特殊燃料集合体および温度制御型材料照射装置(MARICO)については、照射を再開した。

国際協力による日仏交換照射については、仏改良オーステナイト鋼被覆管燃料の「常陽」照射を継続中である。一方、PhenixにおけるPNC316鋼被覆管大型燃料集合体照射は、Phenixが停止中のため待機中である。燃料集合体の開発については、燃料集合体の湾曲挙動評価精度向上のため、挙動解析コード(BEACON)の検証を照射後試験データに基づき進めている。

制御棒の開発については、高燃焼度B<sub>4</sub>Cペレットの照射物性データとして、He放出挙動やスエリング挙動の評価を継続した。また、精度良く燃焼度を評価するための測定準備を継続して行った。

燃料ピン挙動解析コードCEDARの過渡時における解析精度向上のための改良を進めている。被覆管の応力歪関係式の導入のほか、EBR-II運転

信頼性試験データ、TREAT試験データを用いた検証を実施している。このほか、バンドルーダクト相互作用解析コード(BAMBOO)の整備、破損燃料挙動解析コードSAFFRONの改良を実施している。

「もんじゅ」等の大型燃料集合体の照射後試験施設については、試験装置等の機能確認および遠隔操作による組立試験結果に基づき実施した改良点について、機能の再確認を行っている。また、既設および増設施設間の管理区域結合に係わる負圧調整作業を実施中である。

### 3.3 高温構造システムの研究

高温構造設計技術の開発については、材料強度の基準化として、クリープ疲労強度、溶接継手の性能評価等に関する試験を継続し、SMATへのデータ登録を行った。また、欧州との国際協力として、材料データベース交換のための準備を行っている。

「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故に関連して、ナトリウム反応生成物による化学形態の調査を行い、反応生成物溶液中の高温化学反応試験を進めるとともに、炭素鋼の減肉速度の評価に関して取りまとめを行っている。また、構造強度評価法の基準化に向けて、クリープ疲労評価法、ラチャット評価法、溶接部クリープ評価法の開発を進めるとともに、表面改質ステンレス鋼等の先進的材料に関する研究を進めた。

信頼性評価技術の開発については、高速炉のLBB(破断前漏洩)評価法の高度化に向けて、中口径配管を対象としたLBB成立性評価のための詳細条件の検討を進めた。また、寿命・余寿命評価手法の開発として、材料や構造物の経年劣化機構の解明を進めるとともに、き裂進展評価法、異常環境効果評価法等の開発を進めた。また、耐震構造健全性評価法については、試験計画の策定および次の配管要素試験体を用いた予備試験の準備を行っている。

荷重緩和技術の開発については、コモンデッキ方式上下免震構造に鉛ダンパによる減衰機能を附加した場合の振動特性を調べる試験の準備を行っている。

構造解析技術の開発については、炉心湾曲の主要因の影響分析を進め、炉心湾曲解析用プログラムの開発を進めるとともに、PNC/CEAの炉心耐震共同研究(SYMPHONY)として試験を実施している。また、汎用構造解析手法(FINASコード)の高度化等を継続している。2次系削除システム

の開発については、2重管蒸気発生器小型モデルの高流量下での伝熱流動試験を含めて、熱流動評価を進めている。また、汎用流動解析コードを用いて、プレナム内湿分挙動の予備解析を引き続き行っている。

伝熱・流動については、流体-構造系の統合シミュレーション研究として、流体-構造相互作用、複雑形状空間における熱流動、核熱流動の結合等に関する解析コードの開発・検証を継続した。また、原子炉冷却系総合試験について試験装置の基本設計を進めるとともに、DRACS作動時のサーマルストライピング解析、自由液面挙動解析を実施し、取りまとめている。また、施設整備として設備の解体・撤去等を進めた。

監視・計測技術については、2重伝熱管外面検査手法である漏洩磁束探傷装置のシステム化を継続している。また、2重伝熱管内面検査手法として、レーザ光による探傷法を開発するためレーザセンサーを用いた試験を行っている。

### 4. プラントシステム設計研究

安全性、信頼性、経済性に優れた高速増殖炉の実用化を見通すとともに、環境への負荷の低減や核不拡散性の向上等を目指した先進的核燃料リサイクルと整合性をもつ、大型炉設計研究およびリサイクル試験炉に関するプラントシステム設計研究を実施している。

大型炉設計研究では、将来のアクチニドリサイクルを想定した実用化プラントの概念構築を進めており、大型ダクトレス燃料集合体を採用した開放型炉心体系の下で新型燃料の燃料・炉心特性、炉心の熱流動特性および機械的特性、炉心安全性、冷却系設備構造等に関する検討・評価、コスト評価に係わるデータ整備を行っている。

リサイクル試験炉については、これまでの概念設計研究のまとめとして、スクラム失敗事象時の受動的安全性評価、燃料破損影響評価、新型燃料採用時の炉心特性評価、新型温度計および破損燃料検出装置の感度評価を行った。

### 5. 原型炉技術の総合評価と高度化

「もんじゅ」の成果を実証炉以降の開発に反映するため、原型炉技術の総合評価と高度化技術開発を進めている。

原型炉技術の総合評価については、総合機能試験および一部実施された性能試験の実機データに基づいて設計の妥当性等評価を進めている。

ナトリウム漏洩事故対応については、新型ナト

リウム温度計の開発、ナトリウムエアゾルの拡散挙動解析、ナトリウム燃焼解析コードの検証解析等を進めている。

高度化技術開発では、炉心性能の向上として、高燃焼度化および運転稼働率向上等を目的とした燃料・炉心設計研究を進めている。また、運転／保守技術の高度化としては、プラント異常診断システムおよび運転／保守支援システムの開発、

「もんじゅ」を用いた検査・補修技術の高度化検討を実施している。

国際的に開かれた共同研究の場として「もんじゅ」における研究開発を推進するため、7名の国際特別研究員を欧米より招聘し、研究開発を推進している。

(動力炉開発推進本部  
(核燃料サイクル技術開発部))



## 新型転換炉の開発

### 1. 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉「ふげん」発電所は、定格出力(16.5万kW)にて運転を継続していたが、4月14日に発生した重水精製施設における微量の重水漏洩に關し、関係機関への通報連絡が大幅に遅れたことに伴い同4月15日総理大臣から「ふげん」の運転を停止し情報伝達体制を改善するよう命令を受けた。また、その停止操作中に「湿分分離器水位高々」信号が発生し原子炉が自動スクラムした。

通報伝達の遅れについては、その要因の分析等を行い、通報連絡に係わる報告基準の明確化、通報連絡体制の強化等の改善策を策定してその実施の徹底を図った。これらの結果については6月3日総理大臣および関係自治体に対して報告した。

また、原子炉の自動停止に関しては、調査の結果その原因是、原子炉の出力降下に伴う湿分分離器ドレン配管内においてドレン水の減圧沸騰により水位検出用のレベル計が動作したものと判断した。対策として、タービントリップ回路の湿分分離器水位高高信号処理回路のタイマーの設定変更、運転操作上の注意事項の徹底等を実施した。これらの原因の調査結果および対策については6月2日に科技庁及へ報告し、同日原子力安全委員会へ科技庁より報告がなされた。

重水精製施設の重水の微量漏洩に関しては、原因調査の結果、アルカリ性の循環液(重水)と接するポンプフランジ部に仕様の異なるOリングが装着され損傷したことが原因と判明した。対策として関連箇所を含め適正なOリングに交換するとともに、管理方法を改めることとした。

これらの対応を図り、地元自治体の理解を得て、6月5日原子炉を起動し、翌6月6日発電を再開、6月10日には定格出力に到達した。今後、8月上旬からの第14回定期検査まで定格運転を継続する。

平成9年度第1四半期の運転実績は、次のとおりである。

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
9年4月	59,157	358	49.8	49.8
9年5月	0	0	0	0
9年6月	91,408	586	81.4	76.9
合 計	150,565	944	43.2	41.8

### 2. 研究開発

新型転換炉に関する研究開発は、新型転換炉実証炉建設設計画が平成7年8月25日の原子力委員会で中止されたことを受けて、新型転換炉の機器・システムの性能・信頼性の向上と運転保守管理技術等の高度化、被ばく低減化およびMOX燃料の照射健全性の確認等の「ふげん」の運転高度化、プルトニウム利用技術開発等に反映される研究開発を実施するとともに、今までの研究開発成果の取りまとめを行っている。

#### 2.1 プラント技術の研究開発

「ふげん」の信頼性、安全性をさらに向上させるため、運転・保守技術の高度化研究、高経年化対策研究、安全研究等を実施している。

また、「ふげん」の特長を活かし、プルトニウム利用技術開発施設、国際的共同研究施設として活用していくための諸方策について検討を進めている。

#### 2.2 運転・保守技術の高度化研究

原子炉起動時の核加熱のための制御棒操作自動化システム開発等の準備を行っている。

#### 2.3 高経年化対策研究

圧力管監視試験片について、第2回取り出し、第3回取り出し、第4回取り出し監視試験結果のデータ評価を実施している。また、圧力管に吸収される水素化物の量を非破壊法で測定する技術の

## 6 概況

開発を行っており、高周波超音波の水素化物からの散乱波をウェーブレット解析することによる定量化精度向上を目的とした研究の準備を行っている。

### 2.4 安全研究

平成8年度までに実施したシビアアクシデント研究について、「ふげん」のシビアアクシデント時の事象推移を明らかにするため、今後、継続実施が必要な研究項目、内容の洗い出し作業を進めている。

### 2.5 炉心・燃料の設計研究

核燃料リサイクルの確立に資するため、多様な

燃料を効率的に燃焼できる炉心・燃料の設計研究を実施している。

また、高燃焼度 MOX 燃料開発のために実施した原研 NSRR 照射試験の照射後試験準備を実施している。

### 2.6 燃料・材料研究開発

#### (1) MOX (ATR用) 燃料のR&D

ハルデン炉における出力急昇試験については、照射燃料棒の破壊試験を継続した。

(動力炉開発推進本部  
(核燃料サイクル技術開発部))



# ウラン資源・探鉱と技術開発

海外において調査探鉱を実施するとともに、調査結果の解析およびウラン資源・産業に関する情報収集・解析を行っている。また、探鉱技術開発として、ウラン探査・採鉱・製錬および環境保全に係わる技術開発を行っている。

## 1. 海外調査探鉱

### (1) カナダ

ドーンレイク、クリスティーレイクおよびプリンセスメリー等のカナダの各プロジェクトでは、冬期調査結果の解析ならびに夏期調査の準備を開始した。

### (2) オーストラリア

アーネムランドウエストでは、既存データおよび前年度の探査結果の取りまとめを行うとともに、1997年調査として、地質調査を開始した。

### (3) 中国

遼東では、1997年調査として、地質調査、地化學探査および試錐調査を開始し、試錐数孔でウラ

ン鉱化作用を確認した。

### (4) 海外法人等

カナダおよびオーストラリアの現地法人、フランスおよび中国の海外事務所に長期滞在員を派遣し、各プロジェクトの実施、共同調査の管理およびウラン資源に係わる情報収集を行っている。

### (5) 資源情報調査

ウラン資源・ウラン産業に関する情報を収集・解析し、「ウランー今日と明日一」、「動燃資源情報」等として取りまとめ関係各所に提供とともに、これら情報のインターネット化の準備を開始した。

ウラン資源ポテンシャル解析として、カザフスタンおよびアフリカの地理・地質データ等 GIS データ処理を継続して行った。

ウラン需給解析等を効率的に行うため、ウラン資源・ウラン産業に関する情報のデータベース化を継続して行った。

海外調査探鉱位置図



## 2. 採鉱技術開発

### (1) 採査技術開発

物理探査技術開発に関する取りまとめおよび複合解析技術開発に係わるデータ処理方法の検討を行った。

### (2) 採鉱技術開発

採鉱設計支援システム開発に向けての検討およびインシチューリーチング (ISL) 採鉱法に関する情報収集を行った。

### (3) 鉱石試験

シンバブエ試料についてX線回折等の鉱物試験を行った。また、新製錬法技術開発として、不整合関連型ウラン鉱石からのウランと不純物との分離試験およびラジウム吸着剤等に関する試験・分析を行った。

## 3. 環境保全技術開発

### (1) 鉱山跡処置技術開発

夜次鉱滓堆積場への鉱滓特性調査として、採取した堆積物の土壤試験を行った。また露天採掘場の安全評価のため評価プログラムを用いた解析を行った。

### (2) 鉱害対策

人形峠鉱山、東郷鉱山および旧倉吉鉱山の捨石堆積場等について鉱害防止、危害防止のための施設の維持・管理を行うとともに鉱山保安法および県協定等に基づく巡視・点検、ヒープリーチング施設維持のための点検および施設周辺の整備を行った。

(国際部)



## ウラン濃縮技術の開発

### 1. 研究開発

#### (1) 新素材を用いた遠心機開発

高度化機開発は、分離流動試験、遠心機材料の物性試験を行った。また、遠心法先導的技術開発として、新素材の物性評価試験、振動および強度等の解析・評価を行うとともに、超高性能遠心機の設計を行った。

#### (2) 分子レーザ法濃縮技術の開発

分離性能の最適化を目指した工学試験を継続した。

工学試験としては、レーザ波長をパラメータとしたノズル照射試験および超音波ノズルの性能評

価試験を継続した。

### 2. 濃縮工学施設

遠心機処理装置の機器製作および遠心機処理に関する技術検討を行った。

### 3. 原型プラント

第一運転単位(DOP-1)、第二運転単位(DOP-2)とも操業運転を継続した。

(核燃料サイクル技術開発部)  
(核燃料施設計画部)



## 核燃料サイクルの開発

### 1. 燃料開発および製造

#### (1) FBR 燃料の開発

FBR 燃料製造設備の信頼性向上、製品の品質向上を図るための工程試験を終了し、クリーンアウト、規格外品の処理・詰替え、設備調整等実施した。

#### (2) ATR 燃料の開発

プルトニウム燃料第2開発室 ATR ラインでは、「ふげん」第26回取り替え燃料(18体)については集合体組立まで終了し、第27回取り替え燃料(18体)については製造を継続した。

#### (3) プルトニウム燃料の利用技術開発

##### 1) プルサーマル照射試験

すべての試験を中止し、プルトニウム燃料第一開発室の安全総点検を実施した。

##### 2) 炭・窒化物燃料に関する研究

すべての試験を中止し、プルトニウム燃料第一開発室の安全総点検を実施した。

#### (4) プルトニウム燃料加工施設

FBR 高度化燃料加工技術開発設備の基本設計

の検討を終了した。

### 2. プルトニウム混合転換技術開発

#### (1) プルトニウム転換技術開発

プルトニウム転換技術開発施設(転換能力: 10 kg MOX/日)は、4月3日より計画停止に入り、設備更新に向け準備作業を行った。

#### (2) 湿式回収技術開発

$\text{PuO}_2$ の電解溶解技術開発について、これまで実施した酸化触媒として使用する $\text{Ag}^{2+}$ の再利用を図るための回収試験(コールド試験)結果の整理を実施した。

### 3. ウラン転換

#### 回収ウラン転換技術開発

電力会社と共同で進めている回収ウラン転換実用化試験を前期に引き続き実施した。

(核燃料サイクル技術開発部)  
(核燃料施設計画部)



## 使用済燃料の再処理

### 1. 再処理工場の現状

東海再処理工場は、平成9年3月31日に運転(97-1キャンペーン)を終了後、インターチェンペーンに入り、工程内機器の点検整備等を実施している。

また、アスファルト固化処理施設における火災・爆発事故に係わる施設・設備の安全性の一斉点検を実施した。

### 2. 再処理技術の開発

#### (1) 材料技術開発

新材料を用いた小型酸回収蒸発缶の腐食状況を把握するための解体評価試験を継続するとともに、本設備を再利用するための試験の検討を実施した。

#### (2) 保守・補修技術開発

供用期間中検査技術開発として、赤外線検査システム等、各種セル内遠隔点検装置の開発を継続した。また、大型塔槽類の解体・撤去・据付を遠隔で効率的に行うための開発を継続した。

### 3. 高速炉燃料再処理技術開発

#### (1) 工程技術開発

連続溶解試験装置を用いた試験を継続するとともに、レーザ解体試験装置の改良を実施した。また、遠心抽出試験器を用いた性能確認試験を継続するとともに、これまでの各種工程データの整備を実施した。

#### (2) 先進的核燃料リサイクル技術開発

高度化 Purex 法の開発として、U/Pu/Np 共抽出試験および晶析法に関するウラン試験等を実施した。また、An (III) (三価のアクチニド) の分離・回収を行うための改良 TRUEX 法に関する試験、新規抽出剤に関する試験および乾式再処理に関する試験等を継続した。さらに、より合理的な再処理プラントの設計研究およびプロセスミュレーションコードの概念検討を継続した。

#### (3) 基盤技術開発

分析技術開発として、核種分析装置や原子価測定装置等の開発および分析自動化に関する試験を継続した。また、材料の腐食に関する試験等を継続した。さらに、遠隔技術開発として、耐放性マイクロコンピュータやラック解体技術の開発等を継続した。

### 4. 高レベル放射性物質研究施設 (CPF)

CPF 改造の一環として、セル内機器の除染・解体作業等を継続した。

### 5. リサイクル機器試験施設 (RETF) 建設

建築工事は、地上3階軸体工事を継続した。内装工事は、地下に設置する機器の据え付け工事を開始するとともに、地上3階軸体埋設物の据え付け工事および機器の製作を継続した。

許認可関連では、4月25日に再処理施設設置承認申請書に係わる工事計画の変更届出を提出了。

(核燃料サイクル技術開発部)  
(核燃料施設設計画部)



## 放射性廃棄物の環境技術開発

### 1. ガラス固化技術開発施設(TVF)開発運転

火災・爆発に関する安全点検を実施するとともに、建家およびセル換気系、槽類換気系、廃液処理系の運転ならびにデータ整理、マニブレータ等の保守点検を継続した。

### 2. 高レベル廃棄物処理技術開発

#### (1) 溶融技術高度化試験

ガラス溶融炉熱流動解析に係わる解析評価を継続するとともに、耐火物の分別・除染技術等に関する検討を進めている。

#### (2) 高減容処理技術開発

高減容処理のために、模擬高放射性廃液および模擬廃棄物ガラスからの白金族元素分離試験を行っている。

#### (3) ガラス固化体品質評価・保証技術開発

ガラス固化体の品質保証体系を構築するためにデータベースの整備ならびに固化体特性評価試験を継続した。

### 3. 高レベル廃棄物処分研究開発

平成9年4月に原子力委員会バックエンド対策専門部会の報告書「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」が公表され、第2次取りまとめに盛り込まれるべき事項および第2次取りまとめに向けて実施すべき技術的重點課題が示された。この方針に沿って、研究開発成果の集約作業に着手した。

#### (1) 地質環境条件の調査研究

我が国の地質学的特徴を考慮して、地層処分システムに及ぼす天然現象の影響が十分に小さい安定な地質環境を選定することを前提に、我が国の地質環境を特徴付ける地形、岩種を考慮して地質環境の分類に着手した。また、地質環境の特性として重要な、地下水の流動特性と水質および岩盤

の熱・力学特性に関する実測したデータの整理・分類を行った。

#### (2) 処分技術の研究開発

信頼性の高い人工バリアおよび処分施設に関する基本仕様を設定するため、各要素における仕様設定の考え方をまとめ、解析が必要な項目について解析手法の整備を行った。また、処分場の管理に必要な項目の抽出を行った。

#### (3) 性能評価研究

地下水シナリオを中心とした安全評価の一環として、安全評価上の基本となるケースの設定に関し、モデルの前提およびパラメータ設定の妥当性についての評価に着手した。また、第2次取りまとめの安全評価の枠組みに関する体系的な検討を行った。

なお、上記(1)、(2)と整合性をとりつつ、以下の研究を継続した。

- ①地層処分システムの性能評価シナリオの解析
- ②地下水の性質の解析
- ③ニアフィールドにおける熱・水理・化学・力学的諸条件の解析

④人工バリアおよび天然バリア中の放射性核種の移動の抑制に関する研究

⑤人工バリアの健全性に関する研究

⑥人工バリアのナチュラルアナログ研究

#### (4) 国際共同研究

スイス NAGRA およびスウェーデン SKB との共同研究として、それぞれ核種移行特性および地質環境調査技術開発／水理地質モデル開発に関する試験研究を推進している。また、米国 DOE とは亀裂性媒体中の水理・物質移動およびアクチニド核種の溶解度に関する共同研究を継続した。

また、カナダ AECL と AECL の地下研究施設(URL)におけるトンネルシーリング性能に関する共同研究を継続した。

#### 4. 地層科学研究

地層処分研究開発の基盤として、以下の研究項目を重点的に実施し、その成果を適宜、地層処分研究開発の各分野に反映した。

##### (1) 地質環境の長期安定性に関する研究

地震・断層活動、火山・火成活動、隆起・沈降・浸食および気候・海水準変動に関する研究を継続した。

##### (2) 地質環境調査技術開発

地下水調査技術の開発および物理探査手法の技術改良を継続した。

##### (3) 地質環境の特性に関する研究

堆積岩および花崗岩を対象として以下の項目を実施した。

###### ①地質構造に関する研究

###### ②地下水の流動に関する研究

###### ③地下水の地球化学に関する研究

###### ④岩盤の力学に関する研究

###### ⑤物質移動に関する研究

##### (4) 陸域地下構造フロンティア研究

東濃地域および神岡鉱山における地震研究を継続した。

#### 5. 低レベル廃棄物処理技術開発

##### (1) クリプトン除去技術開発

平成9年度高圧ガス保安検査を実施しており、その一環として高圧ガス保安法に基づくガス貯槽の開放検査を終了した。また、イオン注入固定化法による回収クリプトンの長期貯蔵技術開発については、コールドによる特性試験を実施している。

##### (2) TRU廃棄物管理技術開発

減容安定化技術開発として、これまでの試験データのデータベース化を進めるとともにホット試験の計画を検討している。また、ヨウ素含有廃棄物固化処理技術開発については、水熱固化処理コールド試験の準備を進めている。

##### (3) 核燃料施設解体要素技術開発

核燃料施設解体の要素技術開発として、①放射線測定、②除染、③解体、④解体技術の評価手法等の技術開発を実施している。

##### (4) 高温溶融処理技術開発

雑固体廃棄物を一括溶融し、安定化・減容化を図る処理技術に関する調査・検討を継続するとともに、コールドクルーシブル溶融法に関して基礎試験を開始した。

#### 6. TRU廃棄物処分技術開発

##### (1) 性能評価研究

アスファルト固化体からの核種、塩の浸出特性、高pH下でのベントナイト変質挙動および核種移行特性、低pHセメントの検討、アスファルトの微生物劣化、各種物質中のガス移行特性等について試験を継続するとともに、廃棄物の埋設後に想定されるシナリオについて検討し、処分システムの性能評価を進めていく。

##### (2) 処分システム概念研究

処分システムの概念仕様、建設、操業方法、処分システムの長期健全性等の検討を継続した。

##### (3) その他

6月24日、動燃事業団と電気事業者等（電力10社と日本原燃㈱）は、「TRU廃棄物処分概念の取りまとめに関する協力協定」を締結した。

#### 7. 放射性廃棄物管理

##### (1) 東海事業所における廃棄物管理

###### ①プルトニウム廃棄物管理

プルトニウム燃料製造施設等から発生した固体廃棄物をプルトニウム廃棄物貯蔵施設および屋外固体廃棄物貯蔵庫に受入れ、貯蔵管理を実施した。

###### ②ウラン廃棄物管理

中央廃水処理場の運転を実施した。また、固体廃棄物をウラン系廃棄物貯蔵施設および廃棄物貯蔵庫に受入れ、貯蔵管理を実施した。

###### ③再処理廃棄物管理

再処理施設から発生した固体廃棄物については低放射性固体廃棄物貯蔵場等に受入れ、貯蔵管理を実施した。

##### (2) 大洗工学センターにおける廃棄物管理

固体廃棄物前処理施設において、照射燃料集合体試験室等から受入れた $\alpha$ 廃棄物の減容・解体処理を行い、廃棄物管理施設に搬出した。「常陽」廃棄物処理施設では、常陽および照射燃料集合体試験室等から受入れた燃料洗浄廃液等の処理を行い、廃棄物管理施設へ移送した。

##### (3) アスファルト固化処理施設における火災・爆発事故について

復旧作業および原因究明等への取り組みとして、主に以下の項目を実施した。

###### ①4月4日よりアスファルト固化処理施設の仮設換気設備の供用、中間排気モニターでの監視を開始した。

###### ②4月16日、アスファルト固化処理施設内をエリア区分するための工事を開始し、5月15日より2系統の仮設換気を開始した。

###### ③アスファルト充てん室等の内部監視を継続する

- とともに、アスファルト固化処理施設内の片付け、除染等を実施した。
- ④アスファルト固化処理施設建家内、建家周辺の放射線管理を継続するとともに、事業所周辺のモニタリング作業を実施した。
- ⑤仮設出入管理用現場建家工事を完了し、供用を開始した。
- ⑥凝縮液貯槽内の凝縮液の採取を行い、第三低放射性廃液蒸発処理施設へ送液した。
- ⑦原因究明作業を進めるとともに、科学技術庁事故調査委員会への対応を行った。

(環境技術開発推進本部)



## 新技術開発（フロンティア研究）

### 1. 新概念創出に係わる研究

#### (1) 核種分離・消滅処理

##### ①核種分離

白金属回収試験について、鉛抽出により回収した白金属の相互分離に関する試験結果の検討を行うとともに、回収した金属の利用技術に関する研究として、放射線触媒による水分解試験を継続した。

##### ②消滅処理

大電流電子線加速器開発に関しては、据え付けを完了した加速管、クライストロン等の内装機器の全体調整を開始した。

#### (2) 新概念高速炉の研究

加速器と未臨界炉を組み合わせたハイブリッドシステム等についての検討を継続した。

### 2. 基盤技術開発

#### (1) 人工知能技術の開発

自立型プラントの概念を実証するために開発を行っている知的運転制御システムに関して、プラント制御機能等要素技術のシステム化を継続して行った。また、知的保全管理システムにおける点検保守システムとロボット側の機能分担について検討を継続した。

#### (2) 新材料の開発

高温・高放射線照射に耐えられる新材料の創製を目指して、傾斜機能材、超耐熱合金、ニューセラミックス等の試作・評価を継続して実施した。

耐蝕性の改善を目指したセラミックスの改良材については、強度特性等の評価試験を行った。また、超耐熱合金のリチウム中腐食試験を継続した。さらに、全く新しい利用の可能性を有する新材料として、C<sub>60</sub>等のフラーレンの製造および物性測定を継続した。

#### (3) レーザ利用技術の開発

レーザを利用してウラン、ネプツニウム等の原子価調整を行う基礎研究に関しては、反応速度試験を継続するとともに、抽出試験を実施した。さらに、有用元素の<sup>15</sup>N同位体分離に関する基礎特性の把握および分離技術の開発を継続した。

#### (4) 知的活動支援技術の開発

プラント運転員の診断における知識の活用事例と、計算機上に構築したメンタルモデル構造との比較解析を可能にするために、運転員の会話記録を定式化する手法を開発して、会話記録のデータ化を継続した。

#### (5) 計算科学技術の開発

原子力分野での流体一構造系における複雑現象、原子力用構造物の挙動とその劣化・損傷形態を予測する等のシミュレーション技術の手法に関する開発を継続した。

#### (6) ビーム利用技術の開発

電子線加速器を用いて、陽電子を生成する技術およびその陽電子（ビーム）の収束、輸送技術について開発を継続した。

（核燃料サイクル技術開発部）



# 核物質管理と核不拡散対応

## 1. 核物質管理

### (1) プルトニウム管理状況

平成8年12月末の動燃事業団におけるプルトニウム管理状況について、取りまとめを開始した。また、核物質管理状況に関するデータベース整備のためのソフトについて、設計条件の検討を開始した。

## 2. 核不拡散

### (1) 核不拡散対応の基盤整備、強化

①核不拡散に関する国際的な動向調査を実施した。  
②外部有識者等からなる核不拡散対応研究会を開催し、核不拡散と原子力の平和利用に係わる問題について検討を行った。

### (2) 透明性向上に関する対応研究

①インターネットを介して、核不拡散情報の発信を行った。  
②DOEとの共同研究の一環である「遠隔監視」については、常陽施設内に機器を設置し、システムの機能試験を実施している。また「透明性研究」については、透明性のオプションに関する調査を進めた。

③平成9年度の核不拡散フォーラムの準備を開始した。

### (3) 国への支援

プルトニウムの国際管理関係国会合、解体核兵器からのプルトニウムの処置等に関して、フォローを行った。

## 3. 核物質防護

### (1) 施設関係の核物質防護

①5月12~16日、核物質防護に関する日米専門家会合が開催され、意見交換を行った。また、動燃事業団の施設訪問に併せて核物質防護の実施状況を説明した。  
②「もんじゅ」建設所における核物質防護管理者

の選任・解任届出を科学技術庁長官に行った。

### (2) 輸送関係の核物質防護

なし

## 4. 保障措置

### (1) 定常業務

#### ①計量管理報告

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条および国際規制物資の使用に関する規則第7条に基づき、科学技術庁へ以下の報告書を提出した。

[件数]

- (a) 在庫変動報告書 (ICR) ..... 59
- (b) 実在庫量明細報告書 (PIL) ..... 0
- (c) 物質収支報告書 (MBR) ..... 0
- (d) 国籍管理報告書 (OCR) ..... 91

#### ②実在庫確認(PIT) および実在庫検認(PIV)

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第61条の8に基づく計量管理規定にしたがい、実在庫の確認が行われた施設はなかった。

### (2) 保障措置技術開発

①プルトニウム燃料製造施設においては、工程内核物質測定用の改良型非破壊測定装置(MAGB)の開発および容器ID情報遠隔監視システムの開発等を実施している。

②再処理工場においては、廃棄物中プルトニウム量の分析・測定技術向上のためのレーザ光音響分析法の開発等を実施している。

## 5. 核物質の輸送

### (1) 輸送業務

なし。

### (2) 核燃料物質等輸送関係許認可業務

公安委員会に対し、回収ウラン輸送の許認可手続きを行った。

(3) 輸送容器関係許認可業務

科学技術庁に対し、次の許認可手続きを行った。

①核燃料輸送物設計承認更新申請 [MONJU-F  
型：「もんじゅ」MOX新燃料用]

②承認容器使用期間更新申請 [MONJU-F型：  
「もんじゅ」MOX新燃料用]

(4) 輸送容器の開発等

プルトニウム航空輸送容器開発については、開  
発作業を継続実施するとともに、今後の開発計画  
を検討した。

(核物質管理部)



# 安全管理と安全研究

## 1. 個人被ばく線量当量測定・評価技術の開発

### (1) 外部被ばく線量測定・評価技術の高度化

TLD 線量計ならびにその読み取り装置の品質管理、さらに測定値から個人の被ばく線量を評価するまでの系の品質保証技術の高度化の一環として、①各種の補正による線量評価精度の向上と自動化、②点検記録類の定期的レビューの実施、③個人線量計の線量評価精度に関する事業所間および事業所内の監査プログラムの導入、④米国の個人線量測定品質保証プログラム (Dosimetry Lap) の調査について、これら検討項目の年間スケジュールの立案を行った。

### (2) 内部被ばく線量測定・評価技術の向上

$\alpha$ 線放出核種の内部被ばく線量評価の改良に関する研究として、肺モニタ測定においてPu/Amの同位体比に基づきPu摂取量を評価する方法を確立し、また、放射能絶対測定法の一つである $\gamma$ - $\gamma$ 同時計数法を全身カウンタによる体内放射能測定に適用することにより計数効率が被検者の体格に依存しない測定法の開発について、これらの課題に関する実施計画の立案を行った。

## 2. 放射線モニタリング技術の開発

### (1) 核燃料施設における放射線管理設計の基準化に関する研究

これまでの核燃料施設における放射線管理に関する知見・考え方を集約し、MOX 燃料加工施設における放射線管理設計の基準化を図るための研究開発について、放射線管理手法の取りまとめに関しては、30年間のPu燃料工場における放射線管理実績の取りまとめを継続するとともに、海外調査としてPuを取り扱う主要 5 カ国の放射線管理手法の現状調査結果の評価を行った。

要素技術としては、グローブボックス周辺の放射線管理情報の提供を目的とした「光ファイバー放射線モニタリングシステム」、「薄型表

示付 $\gamma$ 線用線量計」および「静電捕集型ダストモニタ」の試作器の性能試験を実施するとともに、より短期的な外部被ばく管理を目的に、管理区域への立ち入りごとの管理を行う「データ転送式個人被ばく管理システム」について運用に向けた機器調整を行った。

### (2) 放射線作業被ばくの低減化に係わる研究

放射線下作業、特にセル内等の非定常的な作業における作業員の被ばく低減を目的として、①簡便で効果的な遮蔽体と除染剤の開発、②身体負荷の軽減を考慮した防護具の開発、③被ばく監視・管理機器の高度化に係わる研究に関し、各種要素技術の開発動向調査および実施項目の整備を継続して行った。

### (3) 再処理施設における放射線監視・管理のシステム開発に関する研究

放射線監視支援システムの開発については、今年度の具体的な実施計画を検討するとともに、構築する支援システムの全体像の明確化について、放管員の基本行動、知識の活用方法の調査、知識のデータベース化および推論方法について検討を行った。

放射線作業管理対応支援システムの開発については、今年度の具体的な実施計画を検討するとともに、線量当量推定に必要な過去の実績に基づく安全係数や減衰係数等の項目の検討・抽出を行った。

### (4) 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

実験的に感度評価が困難な核種・エネルギー等に対する放射線モニタ類の感度評価を目的として、計算機を用い、モニタ等に使用している放射線検出器内での放射線拳動をシミュレーションすることにより検出器の応答を解析する研究について、ガス増幅率分布を加味した応答解析評価を継続して行った。

### 3. 環境安全技術の開発

#### (1) 影響評価手法に関する研究

地中移行評価モデルのパラメータの一つである核種の移行速度と土質との関係について文献調査を行うとともに、安定元素を用いた基礎試験を行った。

また、事故時の環境影響評価を目的としたダイナミックエコロジカルモデルの開発については、大気および土壤系から植物系への核種の移行に関するパラメータを取得するための基礎試験を行った。

#### (2) 移行挙動および変動要因に関する研究

土壤環境に関する研究としては、土壤表層への核種の酸性雨による溶出機構を解明するため、実雨水および模擬雨水を用いたカラム試験を継続して行った。また、植物が吸収できる物理・化学形態である可給態の測定法について検討するとともに、バッチ法による可給態の溶出試験を継続して行った。

#### (3) 分析技術の高度化研究

ICP-MSを用いた<sup>99</sup>Tcおよび<sup>237</sup>Npの分析法の高度化研究としては、キレート樹脂(Elchrom TEVA spec.)による濃縮および測定の際に妨害となる<sup>99</sup>Ru、<sup>238</sup>Uの除去について検討し、実試料の測定を継続して行った。

また、マイクロ波導入プラズマ質量分析装置(MIP-MS)の長半減期核種分析への適用研究としては、機器に導入する溶媒の種類および濃度について基礎試験を行うとともに、加圧分解装置を用いた活性炭試料の分解法の検討を行った。

#### (4) 広域拡散影響評価手法に関する研究

海洋環境での広域拡散評価手法に関する研究として、海洋大循環に関する数値計算プログラムをテストランし、入力データの修正等を継続して行った。

また、総合リスク評価手法の開発としては、外部性評価(Estimating Externalities)手法およびライフサイクルアセスメントに関する文献調査を継続して行った。

#### (5) 湖沼系における放射性核種移行調査

実湖沼系における放射性核種の移行特性を調査し、湖沼系における放射性核種の移行モデルの検

討を継続して行った。

#### (6) 大気中ラドン濃度の測定

積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定および地表からのラドン散逸量の測定等の継続して行った。また、ラドン標準校正チェンバを利用した各種測定器の校正を行った。

その他、第32回日本保健物理学会において、積分型ラドン娘核種モニタの開発に関する口頭発表を行った。

### 4. 安全工学研究

#### (1) 異常時のエアロゾル挙動等に係わる研究

グローブボックス内火災におけるHEPAフィルタの目詰まりに関する試験を継続するとともに、火災事故時換気系評価コードFIRACを用いたエアロゾル挙動解析等の整備作業を継続して行った。

#### (2) 異常事象評価試験研究

加速速度熱量計(ARC)を用いて密封断熱系での反応特性の測定を継続するとともに、プロセス反応熱量計(ARC)により開放非断熱系での反応特性を把握し、TRUEX溶媒の安全操作範囲の確認について、今まで得られた評価技術を用いた原因究明試験を行った。

#### (3) 静的安全機能を有する機器の核燃料施設への適用に係わる研究

静的熱除去システムの特性試験として、除熱性能評価コードを用いた評価計算を行うとともに、試験装置を用いて除熱特性の基礎データの取得を行い、また、静的水素除去システムの成立性については、本システムに適用するための水素・酸素再結合触媒の試験を進めるとともに、水素除去性能試験装置の設計・検討を行った。

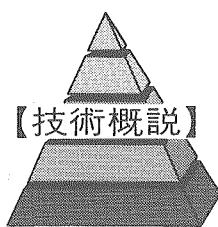
#### (4) 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

臨界安全解析として、マイナーアクチニド核種の臨界安全データ整備のための計算を行った。

#### (5) 核燃料施設の確率論的安全評価に関する研究

信頼性データの収集・整備として、改良整備を行った信頼性データベースを用いて、公開文献データについて、データの整備を行った。

(安全部)



# 高速実験炉「常陽」における炉心支持板流力変位の反応度効果

吉田 昌宏 鈴木 俊宏<sup>注)</sup> 鈴木 惣十  
菅谷 和司\*

大洗工学センター 実験炉部  
\* 原子力システム株式会社

資料番号：103-1

Evaluation of the Reactivity with the Bowing of the "Joyo" Core Support by Primary Coolant Pressure

Akihiro YOSHIDA Toshihiro SUZUKI Soju SUZUKI  
Kazuji SUGAYA\*  
Experimental Reactor Division, O-arai Engineering Center  
\* Nuclear Energy System Inc.

高速実験炉「常陽」では、炉心へ流入する1次冷却材ナトリウムの流量変化に伴う反応度の発生が観測されている。このメカニズムの検討の一環として、有限要素法により炉心支持構造の変形を解析してそれに起因する反応度を求めて測定で得られている反応度と比較した。冷却材流量を0から100%に変化させると炉心支持板は全体的に0.3から0.4mm上方に変位し、炉容器上部の回転プラグに支持されている制御棒は相対的にこの量だけ炉心に挿入される。この時に投入される反応度は約0.01%  $\Delta k/kk'$ で、これは「常陽」の流量変化時に実際に観測される反応度の20～50%である。

本研究の結果、「常陽」の炉心支持板変位にはリブが設けられているため、流体圧による変位量が小さいこと、またその結果として投入される反応度の流量反応度係数に占める割合も小さいことが明らかとなった。

*Within the "Joyo" reactor core the reactivity increased slightly while the coolant flow rate decreased in the primary sodium loop. To clarify the mechanism of this phenomenon, the bowing of the core structures was evaluated and compared with the measured flow rate reactivity coefficient. The bowing of the core support due to changes in the coolant pressure was analyzed by the use of a finite element method. It was found that the core support plate was displaced upward by 0.3~0.4mm when the coolant flow rate was increased from 30% to 100%. Correspondingly, the control rods were relatively inserted because they were suspended from the rotating plug. The reactivity caused by the displacement mentioned above was nearly 0.01%  $\Delta k/kk'$  which corresponds to 20~50% of the measured flow rate reactivity coefficient in Joyo.*

*It was clear the support ribs which were attached beneath the core support reduced the displacement of the core structure due to fluid pressure. Even though a reactivity change was caused by the bowing of the core structures, it was not a major component of the flow rate reactivity coefficient.*

## キーワード

「常陽」、高速炉、炉心支持板、構造解析、反応度、流力特性、炉心特性  
"Joyo", Fast Reactor, Core Support, Structural Analysis, Reactivity, Hydraulics Characteristics, Core Characteristics

## 1. はじめに

高速実験炉「常陽」では、炉心の核熱流力特性およびプラント特性を評価するため、各種の運転特性試験を実施している<sup>1)</sup>。このうちの流量反応

度係数測定試験では、炉心に流入する一次冷却材流量の上昇に伴って炉心に負の反応度が投入される現象が観測されている<sup>2)</sup>。

「常陽」の初臨界以来、流量反応度係数に関する多くの測定がなされるとともに、その発生メカニズムのモデルとして、いくつかの候補が提案さ

注) 現 株式会社日立製作所

れてきたが、現状、その完全な解明には至っていない。この流量反応度係数を予測可能とすることが、高速増殖炉の固有安全特性研究の観点からも重要な課題の一つとなっている。

発生メカニズムとしては、当初、ポンプ入熱の変化に伴う反応度効果が考えられたが、流量反応度係数測定時に系統温度の挙動を観測し、その変動量を等温係数を用いて反応度に換算した結果、ポンプ入熱の変化による投入反応度は小さく、流量反応度係数の主要な要因ではないことがわかった。他の候補として下記に示すモデルが挙げられているが、現状、これらの現象は定量的に測定することはできない。

- ・炉心支持構造物の変形・変位等の機械的挙動に伴う制御棒の相対挿入
- ・燃料集合体頂部の炉心外周方向への倒れ込み（フラワリング）による燃料領域の密度減少
- ・ポンプオーバーフローカラムから一次冷却材への気泡混入

炉心支持構造物の機械的挙動による反応度投入現象は、フランスのフェニックス炉等他の高速増殖炉でも観測されている。なお、タンク型であるフェニックス炉では、一次冷却材流量を上昇させた場合、原子炉容器内に設置された冷却材配管のエルボ部にかかる圧力が上昇し、炉容器全体が下方向に押し下げられるため、制御棒が相対的に引抜かれ、「常陽」とは逆に正の反応度が投入される。ループ型炉では、炉心支持板の流力変位による制御棒の相対挿入が流量反応度係数の主要因と考えられており、動燃事業団の大型炉設計研究でも、その反応度効果が解析評価されている。

本研究では、流量反応度係数の発生メカニズム検討のため、炉心支持構造物の機械的挙動に着目した反応度を解析し、その結果を「常陽」における流量反応度係数測定結果と比較・評価した。

## 2. 「常陽」炉心支持構造と反応度発生メカニズム

「常陽」では、燃料集合体等の炉心構成要素は、上部炉心支持板と下部炉心支持板を結び付けている連結管に挿入され、原子炉容器内に保持される。

上部・下部炉心支持板の間には、燃料集合体に冷却材を供給する高圧プレナムが形成され、下部炉心支持板と炉心支持構造物底板の間には反射体や制御棒等に冷却材を供給する低圧プレナムが形成される。原子炉容器内に流入した一次冷却材は、炉心支持構造物下部の下部プレナムから

高圧・低圧プレナムを通じ各炉心構成要素へ配分される。上部・下部炉心支持板を含む炉心支持構造物は、原子炉運転中、各圧力プレナムからの流体圧力を受け、変形・変位する。

高圧プレナムから冷却材を流入させる燃料集合体は、運転中、比較的大きな流体圧力を受けるため、集合体下部のエントランスノズルの側面に設けたオリフィス孔を通じて冷却材を導く水力保持（ハイドロリックホールドダウン）方式を採用することにより、集合体の浮き上がりを防止している。なお、MK-II炉心の性能試験や炉外試験を通じ、定格流量状態では、制御棒の浮き上がりも発生しないことが確認されている。

しかし、一次冷却材流量の増大により、炉心支持構造物にかかる流体圧力が上昇した場合、炉心支持板が上方向へ膨らむように変形し、連結管を介して支持板に支えられる燃料集合体は上方向に変位する。この時、炉上部の回転プラグから制御棒駆動機構の延長管により保持されている制御棒は相対的に挿入されるため、炉心に負の反応度が投入される。「常陽」炉心構造の概略と一次冷却材流量変化による反応度発生メカニズムの概念を図1に示す。

## 3. 炉心支持板変形解析

### 3.1 解析方法

炉心支持構造物の流力変位に伴う制御棒の相対挿入量を求めるためには、制御棒が設置された位置での上部炉心支持板の変位量を求めればよい。そこで、一次系定格流量状態（100%流量）での炉心支持構造物の変形解析を行い、静止状態（0%流量）からの上部炉心支持板の変位量を求めた<sup>3)</sup>。解析は、有限要素法に基づく汎用非線形構造解析コード“FINAS”<sup>4)</sup>を用いて、下記の手順により実施した。

- ① 定格流量状態における原子炉容器とコアサポートからなる2次元軸対称モデルの解析を行う。これより、評価対象である炉心支持構造物を支持するコアサポート部の流体圧力による変位量および傾きをもとめる。
- ② ①でもとめたコアサポート部の変位量と傾きを境界条件とし、3次元モデルを用いて、定格流量状態の圧力条件下における炉心支持構造物の変形解析を行う。この結果を基に、制御棒が設置された位置での上部炉心支持板の軸方向変位量をもとめる。

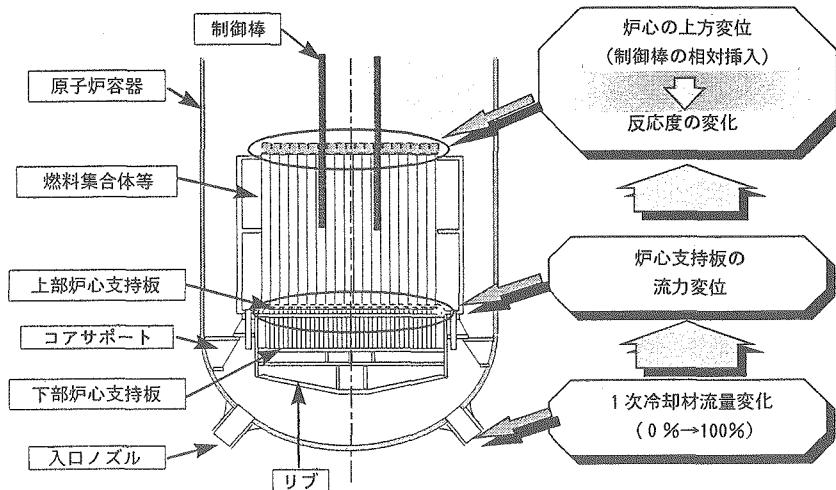


図1 冷却材流量変化に伴う反応度発生メカニズム

### 3.2 解析モデルと条件

#### (1) 解析モデル

炉心支持板は、313体の連結管により機械的に結合された外径1700mm、厚さ35mmのステンレス鋼製2重多孔円盤であり、13体の間隔棒により炉心支持構造物内に固定される。炉心支持構造物は上下2枚のフランジを有する円筒、底板およびそれを補強するリブから構成され、円筒部フランジをコアサポートに接合させることにより原子炉容器内に保持されている。コアサポートは補強板を介した2重の円環状ステンレス鋼板からなる。

炉心支持構造物の変形解析の境界条件となるコアサポートの定格流量状態での変位をもとめるため、原子炉容器、リークジャケット、耐震振れ止めおよびコアサポートからなる2次元軸対称モデルを作成した。作成した2次元モデルを図2に示す。ここで、コアサポートの補強板を除く各部のモデル化には、3節点三角形軸対称要素および4節点四辺形軸対称要素を用いた。なお、これまでの検討より、補強板については、軸対称要素を用いると周方向の剛性を過大評価することがわかつているため、4節点四辺形平面応力を使用することにより、周方向の剛性が実機と同等となるよう調整した。

次に、炉心支持板の軸方向変位量をもとめるため、上部・下部炉心支持板、連結管、間隔棒、炉心支持構造物円筒、底板およびリブから構成される3次元モデルを作成した。なお、構造物の対称性から解析モデルは60°セクタとし、4節点四辺形シェル要素および3節点三角形平板シェル要素を使用した。作成した3次元モデルを図3に示す。

#### (2) 流体圧力の設定

各プレナム部の圧力には、定格流量状態におけるMK-II炉心の一次冷却材流量配分解析による圧力損失計算結果を用いた。これより、下部プレナム： $3.24 \text{ kg/cm}^2$ 、高圧プレナム： $3.14 \text{ kg/cm}^2$ および低圧プレナム： $0.347 \text{ kg/cm}^2$ である。なお、本解析では流体圧力差による炉心支持構造物の相対変

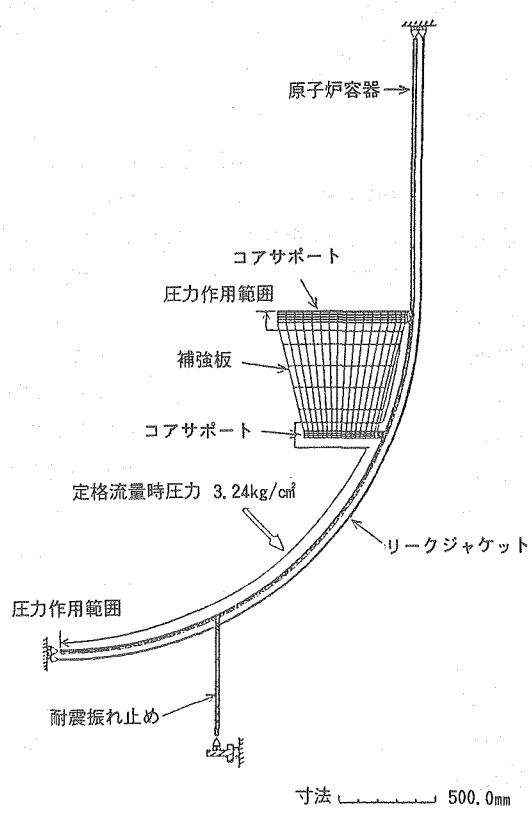


図2 原子炉容器とコアサポートの2次元軸対称モデル

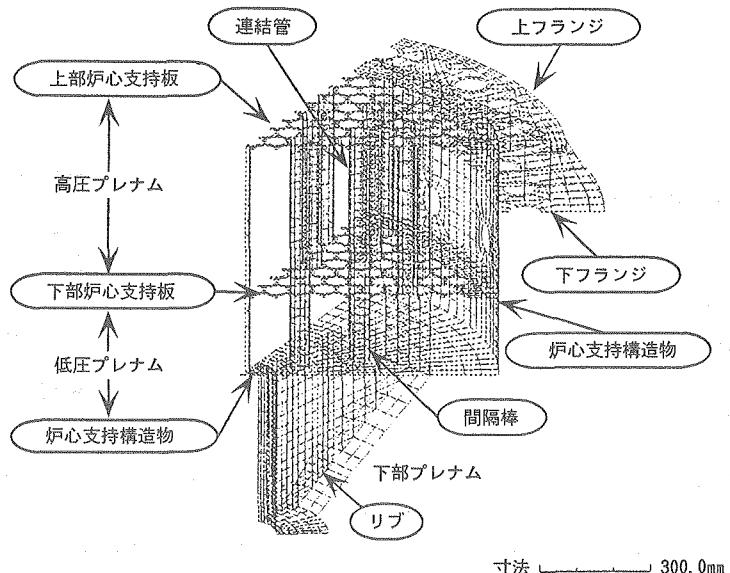


図3 炉心支持構造物の3次元モデル（60°セクタ）

位を解析目的としているため、構造物の自重および炉心構成要素の重量は考慮していない。

### (3) 解析温度、物性値

「常陽」における流量係数測定試験はすべて高温待機状態（系統温度250°C）で実施されたため、解析温度は250°Cとした。また、モデルを構成する要素の材料（SUS304とSUS316）から解析に必要な縦弾性係数、ポアソン比等の物性値を設定した。

### 3.3 解析結果

それぞれのモデルの解析結果を下記に示す。

#### (1) 2次元軸対称モデル

2次元軸対称モデルを用いた解析により、3次元解析の境界条件に用いるコアサポート部の変位量と傾きをもとめた。

定格流量状態では、下部プレナムから受ける流体圧力により原子炉容器およびコアサポート部が変形し、コアサポートは原子炉中心側が上方向に変位する結果となった。その変位量は炉心支持構造物との接合点で上方向に約0.07mm、原子炉容器側の付け根部で下方向に約0.03mmと比較的小さい結果であった。原子炉容器とコアサポート部の変位解析結果を図4に示す。

#### (2) 3次元モデル

(1)で算出したコアサポート部の変位量と傾きを境界条件として図3に示すモデルを用いた3次元変形解析を行った。

解析の結果、定格流量状態では、下部プレナムからの圧力が炉心支持構造物底板を押し上げ、そ

の変位が間隔棒や連結管を介して下部および上部炉心支持板を押し上げるため、支持構造物全体が上方向に変位した。これに加え、高圧プレナム内側からの圧力を受けることにより、上部炉心支持板はさらに上方向に押し上げられる。以上の効果により、燃料集合体が挿入された連結管上部炉心支持板の軸方向変位量は径方向中心（炉心第0

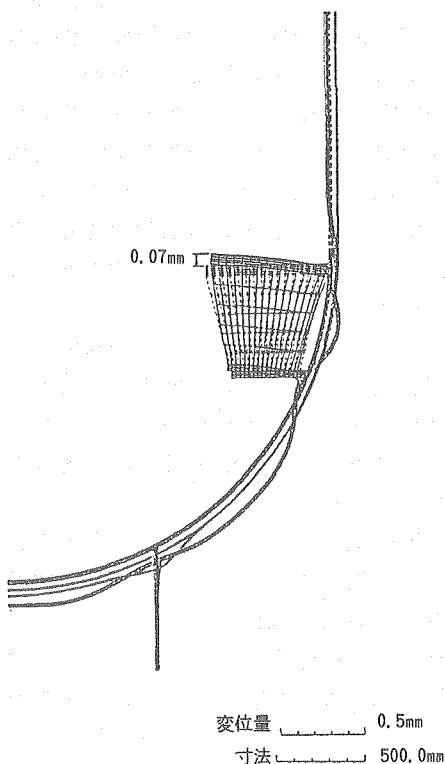


図4 原子炉容器とコアサポート部の変位量解析結果

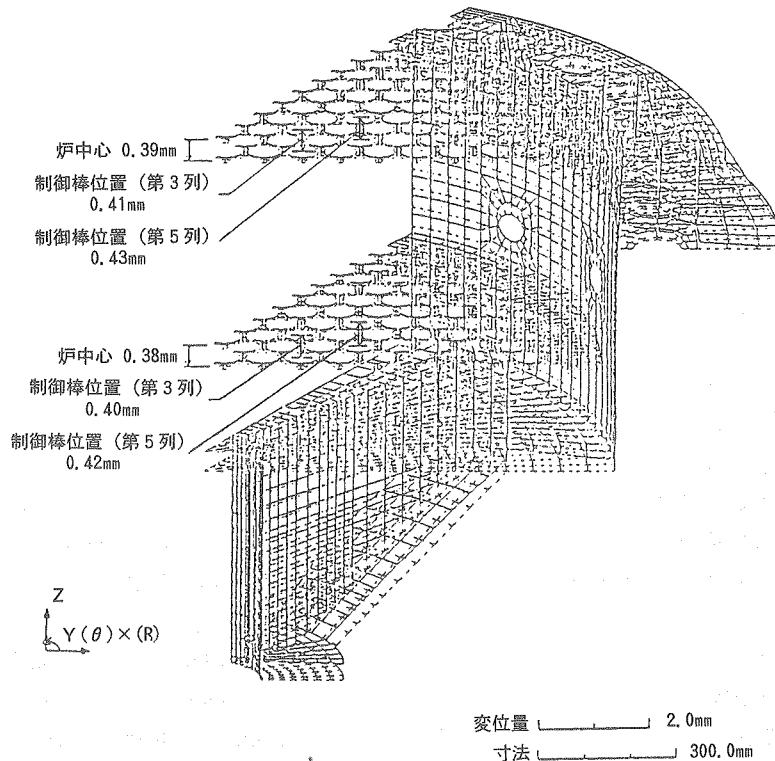


図5 3次元モデルによる変位量解析結果

列) で約0.39mmとなった。3次元モデルの変位量解析結果を図5に、上部炉心支持板の各集合体列における軸方向変位量の平均値を図6に示す。

「常陽」MK-II炉心では、当初、炉心第3列に6体の制御棒が炉心中心について対称に設置されていたが、第23サイクル終了後、そのうちの1体を炉心第5列に移設した。図6より、制御棒設置位置の上部炉心支持板変位量は、炉心第3列で平均約0.41mm、第5列で平均約0.43mmとなった。

図6に示したように、上部炉心支持板は、コアサポートとの接合部を起点として、径方向中心に

向かうに従い徐々に上方に変位していくが、最大変位ポイントは径方向中心位置ではなく、炉心第5列付近となった。炉心支持板の変形が径方向中心付近で最大とならない原因としては、炉心支持構造物底板下に設置されたリブによる変位量の抑制が考えられる。そこで、参考として、図3のモデルにおいてリブを除外したモデルの解析を行った。その結果、炉心支持板の変位は径方向中心を最大ポイントとするなだらかなカーブを示し、中心位置の軸方向変位量は、上部支持板で1.28mmとなった。これより、「常陽」では、リブの設置により、炉心支持板の剛性が高められ、炉心中心付近の軸方向変位量が1/2以下に抑制されていることを確認した。

#### 4. 流力変位に伴う反応度変化量の算出

流量反応度係数の測定値と比較するため、上部炉心支持板の変位解析結果に基づき、一次冷却材流量変化時の炉心反応度変化率を評価する。

##### 4.1 方法

「常陽」の流量反応度係数測定試験では、一次冷却材流量変更前後で炉心を臨界とし、この時の制御棒位置の差と別途作成した制御棒校正曲線か

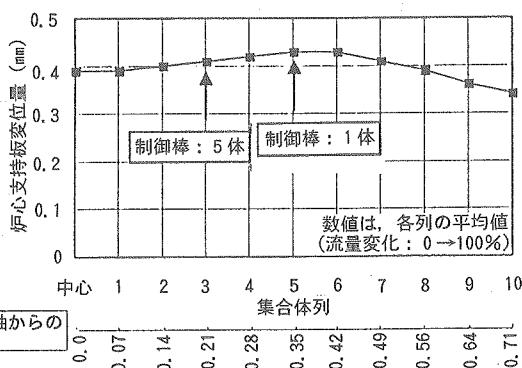


図6 上部炉心支持板の変位量解析結果

ら、投入された反応度をもとめている。試験は通常30%～100%流量の範囲で実施される。以上の試験条件を模擬するよう、一次冷却材流量変化時の炉心反応度変化率を下記の方法によりもとめる。

- (1) 3.4で求めた0～100%流量間の上部炉心支持板の変位量を、30～100%流量間の変位量に換算する。ここで、上部炉心支持板の変位量は冷却材プレナム部の圧力に比例するものとし、流量と冷却材圧力の関係は、別途評価したMK-II炉心のQ-H特性（冷却材流量と一次冷却系の圧力損失の関係）よりもとめる。
- (2) 制御棒が試験実施時の引抜き位置から(1)で求めた変位量分だけ引き抜かれた時の反応度を当該炉心の制御棒校正曲線からもとめる。
- (3) 最後に、(2)の投入反応度と一次冷却材流量変化量から単位流量あたりの反応度変化量をもとめる。

#### 4.2 評価対象炉心の選定

これまでのMK-II炉心における流量反応度係数測定結果を図7に示す。これより、流量反応度係数にはMK-II第14～18サイクル頃の値とそれ以降の値にわずかではあるが差が見られる。そこで、炉心支持板の流力変位による反応度変化と流量反応度係数の比較は、第14～18サイクルと第23～25サイクルの2グループについて行うこととした。

まず、各々のグループの代表的な炉心について、上部炉心支持板の流力変位による投入反応度をもとめる。この時の代表炉心は、図7より、その流量反応度係数が第14～18サイクルの平均値に近い第16サイクル炉心および第23～25サイクルの平均値に近い第25サイクル炉心とした。また、これと比較する流量反応度係数には、各グループの測定結果の平均値を用いることとした。

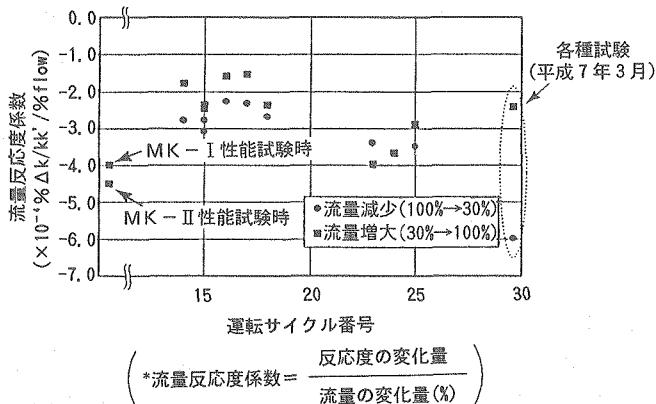


図7 MK-II炉心の流量反応度係数測定結果

#### 4.3 結果

- (1) 3.3で求めた0～100%流量間の上部炉心支持板の変位量を、一次冷却系のQ-H特性を基に30～100%流量間の値に換算した結果、制御棒が装荷された炉心第3列で0.37mm、第5列で0.38mmとなった。
- (2) 第25サイクル炉心の流量反応度係数測定試験において、定格流量時の制御棒位置は6体とも522mmであった。第25サイクル炉心の3列制御棒のうち1体の制御棒値曲線を図8に示す。図8より、この制御棒が522mmから0.37mm引抜かれた時の投入反応度は、 $1.1 \times 10^{-3} \% \Delta k/k_0'$ となる。同様に、残り4体の3列の制御棒が0.37mm、5列の制御棒1体が0.38mm引抜かれた時の投入反応度を各々の制御棒値曲線より求め、合計した結果、全投入反応度は、 $5.5 \times 10^{-3} \% \Delta k/k_0'$ となつた。
- (3) (2)で求めた反応度と流量変化量の比より、30～100%流量間の平均反応度変化率は、 $-7.9 \times 10^{-5} \% \Delta k/k_0' / \% \text{flow}$ となつた。

同様に、第16サイクル炉心における反応度変化率は、 $-1.1 \times 10^{-4} \% \Delta k/k_0' / \% \text{flow}$ となる。第16サイクルと第25サイクル炉心のQ-H特性を考慮した詳細な一次冷却材流量と投入反応度の関係を図9に示す。

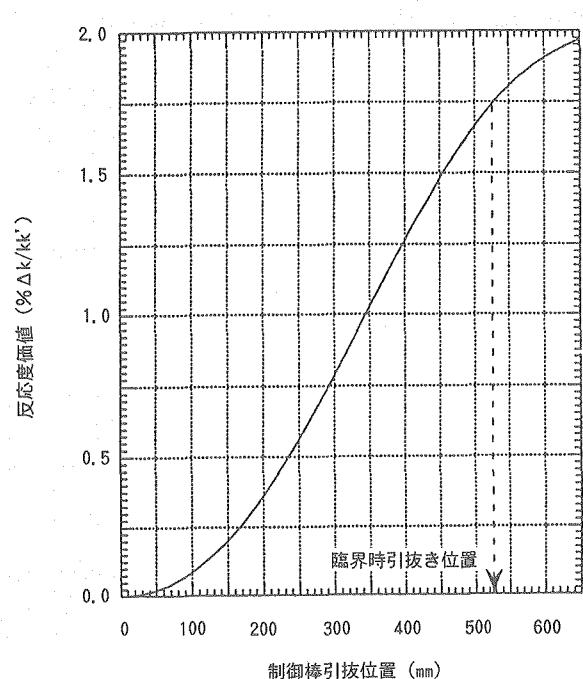


図8 制御棒値曲線  
(第25サイクル炉心構成の第3列制御棒)

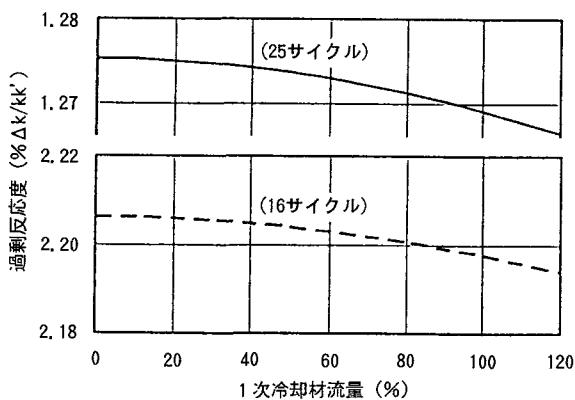


図 9 炉心支持板変位に伴う過剰反応度変化

## 5. 解析結果と測定結果との比較

第14~18サイクル炉心の流量反応度係数の平均値は、 $-2.1 \times 10^{-4} \% \Delta k/kk' / \% \text{flow}$ 、第23~25サイクルの平均値は $-3.6 \times 10^{-4} \% \Delta k/kk' / \% \text{flow}$ である。これと4.3で求めた代表炉心における炉心支持板流力変位に伴う反応度の比較を表1に示す。表1に示すとおり、炉心支持板の流力変位に伴う反応度変化量は「常陽」で観測されている流量反応度係数の23~52%となった。

## 6. まとめ

定格運転時と低流量時の一次冷却材の流体圧力差によって生じる炉心支持構造物の変位を“FINAS”を用いて解析し、燃料集合体を保持する上部炉心支持板の軸方向変位量を定量的に評価した。これを基に制御棒が相対的に挿入された時の反応度を評価した結果、「常陽」の流量反応度係数の約20~50%を占めることがわかった。

ループ型高速炉では、流量反応度係数の主要因

として炉心支持板の流力変位が考えられている。しかし、「常陽」は原子炉容器径が小さく、かつ、リブの効果により炉心支持板の剛性が高められているため、炉心支持板の軸方向変位量が比較的小さい。この結果、他の要因による反応度が占める割合が相対的に大きくなり、炉心支持板の流力変位のみでは流量反応度係数を完全に説明できないものと考えられる。

なお、原子炉の大型化に伴い、炉心支持板の変位量が大きくなるため、一次冷却材流量変化時の投入反応度量が大きくなることが予測される。このため、大型炉の設計研究では、一次冷却材の流体圧力による炉心支持板の変位が解析評価されている。評価の結果、炉心支持板の流力変位に伴い炉心に投入される反応度は、ULOF(冷却材喪失時スクラム失敗)型事象の解析結果に有意な影響を与える、安全性の観点から問題となるものではないことが確認されている。

## 7. おわりに

一次冷却材流量変化に伴う炉心支持構造物の機械的挙動による反応度効果を解析し、「常陽」で観測されている流量反応度係数に占める割合を定量的に評価した。その結果、「常陽」は炉心支持構造物の径が小さいため、他の高速増殖炉と異なり、炉心支持構造物の機械的挙動に伴う投入反応度のみでは流量反応度係数を完全に説明できないことがわかった。

今後、流量反応度係数の他の発生メカニズムに関する検討を進めるとともに、得られる知見を炉心のフィードバック反応度解析に反映させ、ULOF型事象の解析精度を向上させることにより、「常陽」の安全特性に関する研究の高度化を進めていく。

表1 流量反応度係数と炉心支持板の流力変位による反応度変化の比較

項目	反応度変化率 ( $\times 10^{-4} \% \Delta k/kk' / \% \text{flow}$ )	
	第16サイクル炉心	第24サイクル炉心
流量反応度係数	-2.1	-3.4
炉心支持板の流力変位に伴う反応度	-1.1	-0.8
割合*	52%	23%

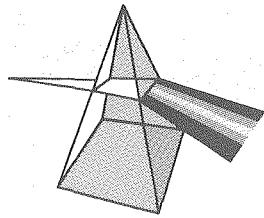
\* ) 支持板の変位に伴う反応度が流量反応度係数に占める割合

## 参考文献

- 1) 有井祥夫 他：“高速実験炉「常陽」MK-II炉心の炉心・燃料管理経験”，日本原子力学会誌，39, No.4, P315 (1997).
- 2) 大村明子 他：“「常陽」制御棒移設炉心の制御棒価値と反応度係数の詳細測定【制御棒価値詳細測定試験（その2）】”，PNC TN 9410 93-290 (1993).
- 3) 鈴木俊宏 他：“高速炉安全特性研究のための「常陽」炉心支持板変形解析”，PNC TN 9410 96-269 (1996).
- 4) 岩田耕司：“汎用非線形構造解析システム”FINAS “の開発と利用”，動燃技報，76, P1 (1990).

## 【技術報告】

## 世界のウラン資源・需給の見通し



長嶋 秀雄 宮田 初穂 石堂 昭夫

東濃地科学センター

資料番号：103-2

Outlook for World Uranium Resources and Supply and Demand

Hideo NAGASHIMA Hatsuho MIYADA Akio ISHIDO  
Tono Geoscience Center

1991年のソビエト連邦解体に伴い、東側世界のウラン鉱業事情が徐々に明らかにされるとともに、東側ウラン供給圏は西側に取り込まれ、世界市場に発展している。

OECD-NEA/IAEA、ウラン協会、米国エネルギー省が発表した最新の報告に基づき世界のウラン資源量・生産量・探鉱・需要量と供給量・ウラン価格の現状と見通しについて取りまとめた。

*Following the breakup of the Soviet Union in 1991, the situation of the uranium mining industry in the former Eastern Block has slowly become clearer. At the same time, uranium from the newly independent Eastern Block nations is being supplied on the world market.*

*In this report, based on the latest information published by the OECD-NEA/IAEA, the Uranium Institute and the US Department of Energy, we have overviewed the current status and outlook for world uranium resources, production, exploration, supply and demand and price.*

## キーワード

ソビエト連邦、ウラン資源、ウラン生産、ウラン探鉱、需要と供給、新規独立国家(NIS)  
Soviet Union, Uranium Resources, Uranium Production, Uranium Exploration, Supply and Demand,  
Newly Independent States.

## 1. はじめに

1980年代末までは、西側世界と東側世界は完全に独立したウラン市場であった。1991年のソ連邦の解体に伴い、東側世界は西側世界ウラン市場に取り込まれ、いわゆる世界市場に発展した。

旧東側諸国のウランに関する情報が公開されてきたことから、それまで西側世界に限定されていたウラン資源量、ウラン生産量に旧東側諸国のものが付加され、ウラン資源量・生産量は増加している。

世界の既知ウラン資源量は1987年から減少し続けていたが、1995年のOECD-NEA/IAEAの報告では1993年の同報告よりも増加した。これは新たな資源が発見されたからではなく、旧東側諸国の資源量が付加されたことによるもので、西側諸国の既知資源量は依然減少している。

近年のウラン探鉱は、生産コストの低い鉱床、すなわち、品位が高く大きな埋蔵量を有する不整合関連型鉱床（主としてカナダ、オーストラリアに存在）と溶液採鉱法（地上からパイプによって地下の鉱化帯に酸・アルカリ等を注入し、ウランを含む溶液だけを別のパイプから回収する方法—インシチューリーチング法と呼ばれる）が適用できる砂岩型鉱床に絞られている。1994年のウラン探鉱費は約\$69百万であり過去最低を記録したが、1995年から増加に転じるものと予測されている。

旧東側諸国を加えた世界のウラン生産量は1988年から減少を続け、1994年のウラン生産量は過去最低を記録し、原子炉ウラン必要量の54%であった。1995年は前年よりも増加した。これはオーストラリア、カナダ、米国等の西側諸国が増産した結果であるものの、ロシア、カザフスタン等の

NIS（新規独立国家）諸国の生産量は減少し続けている。カナダ、オーストラリア、米国では新規のウラン鉱山の開発、既存鉱山の生産拡張が進んでいる。

1987年以降、ウラン生産量は需要量を下回っており、不足分はそれまでに蓄積されたウラン余剰在庫と旧東側諸国からの供給により満たされているが、今後は鉱山からの生産増（既存鉱山の生産増、新規鉱山の開発）、軍事用ウランの民生転用、MOX燃料の利用増が必要と予測されている。

## 2. ウラン資源

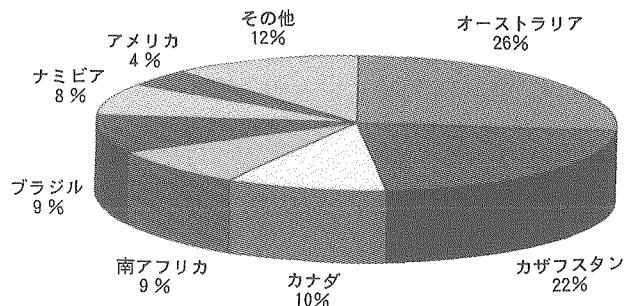
### 2.1 ウラン資源量

OECD-NEA と IAEA の共同報告「ウラン資源・生産・需要」（レッドブック）1995年版とウラン協会の「ウラン供給と需要」1996年版で見積もられている世界の既知ウラン資源量を表1に示す。

いざれの見積りもロシア、中国等の資源量を含めていない。ロシア、ウズベキスタン、インド、中国の既知資源量についてレッドブックは、各々29.5万tU、22.5万tU、7.4万tU、6.4万tUと記載し、その他の資源（合計66万tU）として分類している。

現在、正確なデータが入手できないロシア、中国等を除き、レッドブックとウラン協会のデータを相互に補完すると、\$40/kgU(\$15/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)以下のコストで回収可能な世界の既知ウラン資源量は107～129万tU、\$80/kgU(\$30/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)以下のコストで回収可能な世界の既知ウラン資源量は276～280万tUと推定される。\$40/kgU以下のコストで回収可能なウラン資源量は1994年の世界のウラン需要量（57,308tU、レッドブック1995年）の18～23年分に、\$80/kgU以下のコストで回収可能なウラン資源量は48～49年分に相当する。

ウラン生産企業にとって、ウラン価格は生産コストの20%増を見込まなければならない。前述の\$40/kgU以下、および\$80/kgU以下のコストで回収可能なウラン資源量は将来ウラン価格が各々\$18.46/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>、および\$36.93/lbに上昇した時点で生産できる資源量である。1996年1月から9月までのウランスポット価格の平均である\$15.77/lb



出典：OECD-NEA/IAEA URANIUM 1995  
図1 世界の既知ウラン資源量(回収コスト \$80/kgU 以下)

U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> (NUEXCO Restricted Exchange Value)を販売価格とすると、生産コストは\$34/kgUと換算され、現時点では経済的に生産することができない資源量を含んでいることに留意する必要がある。

レッドブックによれば、\$80/kgU(\$30/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)以下のコストで回収可能な既知ウラン資源量はオーストラリアが79万tUで、全体の26%を占めて世界のトップであり、次いでカザフスタン66万tU(22%)、カナダ30万tU(10%)、ブラジルと南アフリカがともに26万tU(9%)となっており、この上位5カ国で全体の76%を占めている（図1）。

### 2.2 ウラン資源量の推移

レッドブックによれば、1981年の\$130/kgU (\$50/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)以下のコストで回収可能な既知ウラン資源量が500万tU、\$80/kgU(\$30/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)以下のコストで回収可能な資源量が335万tUであった。

これが1983年の報告では各々319万tUと、231万tUと激減した。その後、増減しながら緩やかに減少し、1993年は\$130/kgU以下既知ウラン資源量が305万tU、\$80/kgU以下の既知ウラン資源量が209万tUであった。

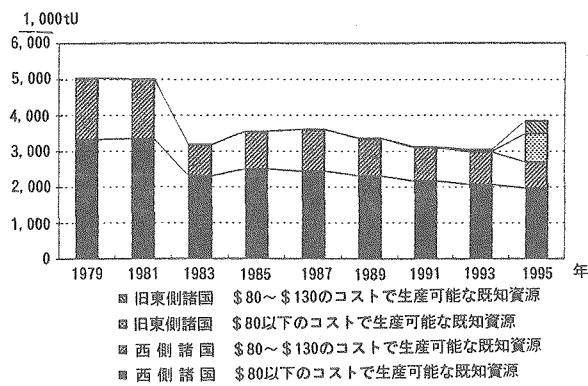
1995年は\$130/kgU以下の既知ウラン資源量が1993年よりも80万tU増加して385万tUに、\$80/kgU以下の資源量が67万tU増加して276万tUになった。この増加は1993年には含まれていなかったカザフスタン、モンゴル、ウクライナの既知資源量が付加されたことに起因するもので、西側諸国の資源量は依然、緩やかに減少を続けている（図2）。

## 3. ウラン探鉱

近年のウラン探鉱は生産コストの低い鉱床、すなわち、高品位大鉱床が期待できる不整合関連型鉱床（主としてカナダ、オーストラリアに存在）と溶液採鉱法が適用できる砂岩型鉱床（主として

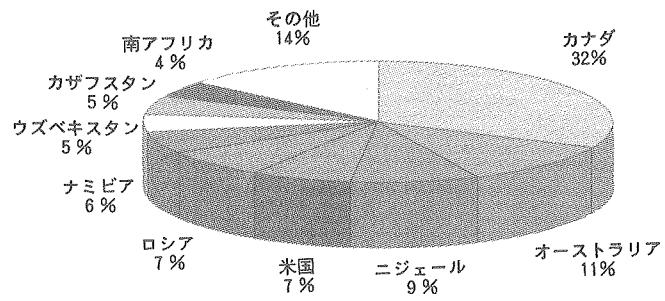
表1 世界の既知ウラン資源量

回収コスト（米ドル）	OECD-NEA/IAEA(1995)	ウラン協会(1996)
\$40/kgU(\$15/lbU <sub>3</sub> O <sub>8</sub> )以下	748,000tU	768,000tU
\$80/kgU(\$30/lbU <sub>3</sub> O <sub>8</sub> )以下	2,761,000tU	2,356,000tU
\$130/kgU(\$50/lbU <sub>3</sub> O <sub>8</sub> )以下	3,851,000tU	計上せず



出典：OECD-NEA/IAEA URANIUM 1995

図2 世界の既知ウラン資源量の推移



出典：ウラン協会1996

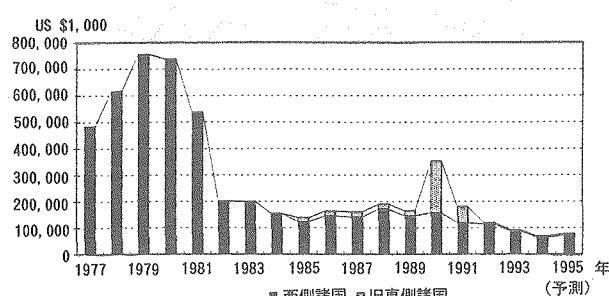
図4 国別ウラン生産量（1995年）

カザフスタン、米国に存在)に絞られており、オーストラリア、カナダ、フランス、インド、ロシア、ウクライナ等で探査活動が進められている(レッドブック1995年)。

世界のウラン探鉱費は1979年の\$756百万を頂点として、スリーマイルアイランド原子力発電所事故を契機に、1982年の\$201百万へと急激に減少した。その後、旧東側諸国の探査費が付け加えられたことによる一時的な増加を除き、1994年の\$69百万まで減少し続けている。探鉱費の減少は1994年で底を打ち、1995年から増加傾向に転じるものと予測されている(図3)。

#### 4. ウラン生産

ウラン協会によれば、1995年の国別の生産量はカナダが10,515tUで、全体の32%を占めて世界のトップであり、次いでオーストラリア：3,712tU(11%)、ニジェール：2,970tU(9%)、米国：2,360tU(7%)、ロシア：2,250tU(7%)、ナミビア：2,007tU(6%)、ウズベキスタン：1,800tU(5%)、カザフスタン：1,630tU(5%)、南アフリカ：1,424tU(4%)となっており、この上位9カ国



出典：OECD-NEA/IAEA URANIUM 1995

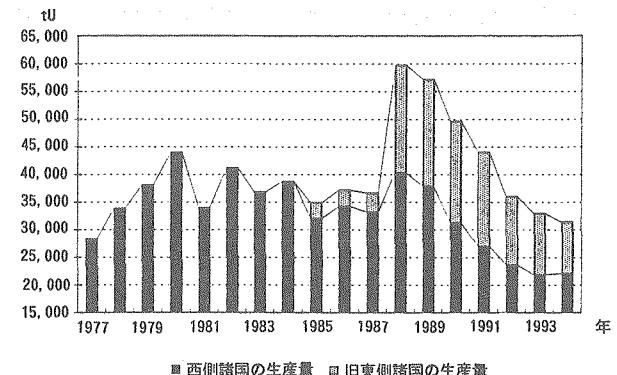
図3 世界のウラン探鉱費の推移

で全体の86%を占めている(図4)。

西側諸国のウラン生産量は1980年には過去最大の44,016tUであったが、1993年には21,856tUに半減した。旧東側諸国のウラン生産量を信頼できるデータが存在する1988年から比較していくと、1988年の19,378tUから1994年の9,330tUへと半減した。1994年の世界のウラン生産量は原子炉ウラン必要量の55%にあたる過去最低の31,448tUであった。

1995年の世界の生産量は約33,000tUで、1988年から続いた減少に歯止めがかかった。これはオーストラリア、カナダ、米国等の西側諸国が増産した結果であり、ロシア、カザフスタン等のNIS諸国(ソ連)の生産量は減少し続けている(図5)。

レッドブックは世界のウラン生産容量は1995年の33,131tUから2010年には36,819tUに増大すると予測している(図6)。ウラン協会は1995年のウラン生産容量を46,530tUとし、2005年には58,040tUに増大し、その後は2015年までの予測期間は変化しないとしている(図7)。生産量は生産容量に稼働率を加味して推定することになる。ウラン協会は1995年の稼働率実績を71%としている。



出典：OECD-NEA/IAEA URANIUM 1995

図5 世界のウラン生産量の推移

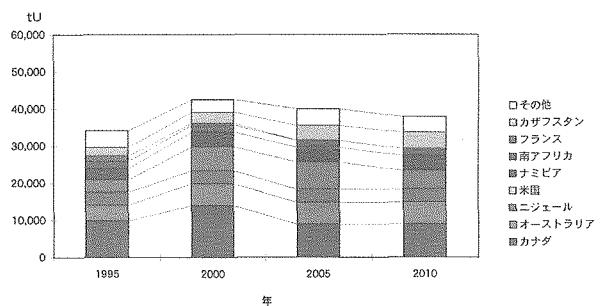


図6 レッドブックによるウラン生産能力予測

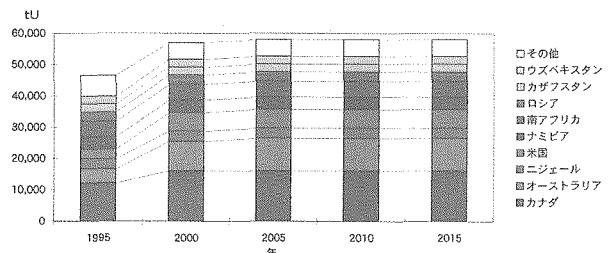


図7 ウラン協会によるウラン生産能力予測

## 5. ウラン鉱山の生産以外によるウラン供給

ウランは鉱山からの生産以外に、在庫からも供給されている。また、MOX燃料はウラン燃料の代替供給源としてとらえることができる。さらに、高濃縮軍事用ウランの民生転用が決定しており、近い将来にかなりの量が供給されることになっている。

### 5.1 在庫

西側のウラン生産量は1965年から1982年までは需要量を上回っていた（レッドブック1995年）。その間に生じた余剰ウランは在庫として蓄積されていた。西側のウラン生産量は1988年から需要量を下回り、不足分は蓄積された在庫と東側からの供給で補われてきた。

ウラン協会はロシアと中国を除く1995年末の世界の在庫量を160,000tU、そのうち電力事業者が保有する在庫は13,100tU(31ヶ月分)で、市場に供給される可能性のある余剰在庫を81,000tUと見積っている。また、ロシアはNIS諸国との2015年までの必要量を満たす在庫を保有していると考えている。

### 5.2 軍事用ウラン

1994年に米国は、ロシアの軍事用高濃縮ウラン

500tから希釈した低濃縮ウラン（天然ウラン相当量約153,000tU）を1995年から20年間にわたって購入する契約を締結した。また、米国の高濃縮ウラン100tの民生化も見込まれている。ウラン協会は1998年より民生市場への放出が始まり、2000年以降かなりの量（年間最大推定量約9,200tU相当量）が供給されると推定している。

## 5.3 MOX燃料

ウラン協会はMOX燃料の原子力発電使用計画に基づく推定と再処理施設能力に基づく推定を行っている。MOX燃料使用計画では2007年に最大約7,300tU相当量に達し、再処理施設能力では2009年に最大約4,800tU相当量に達するものと推定している。

## 6. 需要

レッドブック、ウラン協会、米国エネルギー省（1996年版）が世界のウラン需要量を予測している（図8）。レッドブック（1995年）の需要予測は各国政府からの計画を集計したものであり、2010年までの5年毎の予測を示している。2010年の予測だけは原子力利用計画が順調に進んだ高成長ケースと原子力利用計画が低迷した低成長ケースに分けている。ウラン協会は独自のモデルを使用して求めた原子炉毎の需要量を集計し、2015年までの標準、高成長、低成長の3ケースを予測している。米国エネルギー省（1996年）はエネルギー需要予測の一環として、ウラン需要量予測を行っている。2015年までの高成長、低成長の2ケースを予測している。

2010年の需要量は米国エネルギー省の低成長

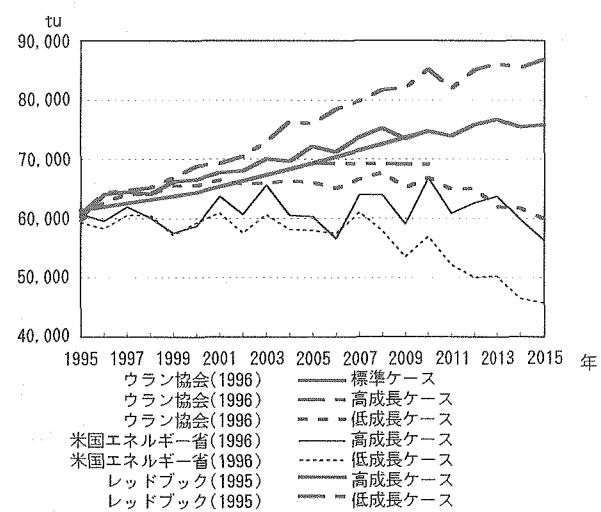
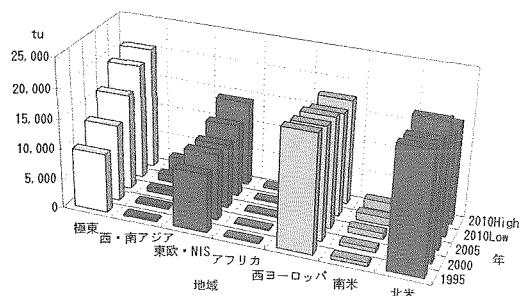
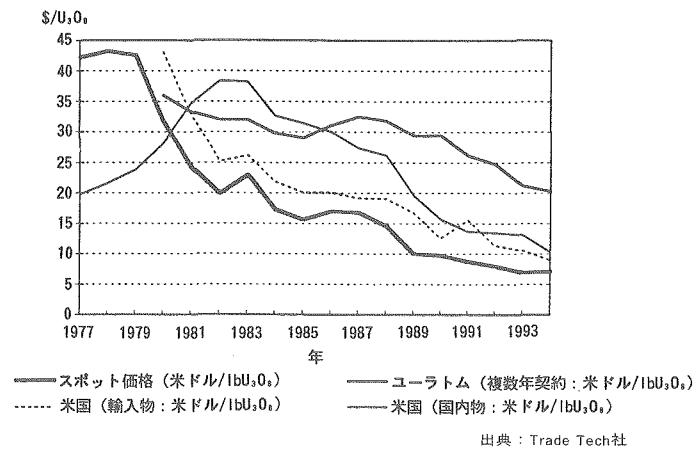


図8 ウラン需要量予測の比較



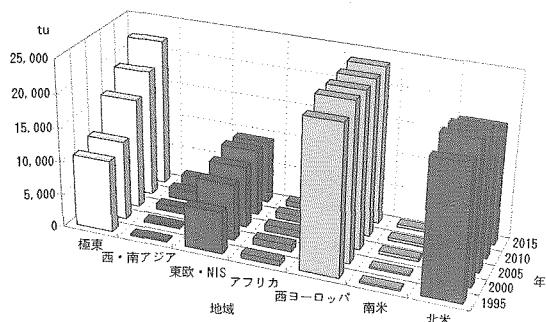
出典：OECD-NEA/IAEA URANIUM 1995

図9 レッドブックによるウラン需要量予測



出典：Trade Tech社

図11 ウラン価格の推移

出典：ウラン協会，THE GLOBAL NUCLEAR FUEL MARKET 1996  
図10 ウラン協会による需要量予測

ケースの56,945tUからウラン協会の高成長ケースの85,193tUまで約28,000tUの幅があり、2015年の需要量は米国エネルギー省の低成長ケースの45,710tUからウラン協会の高成長ケースの86,875tUまで約41,000tUの幅が生じている。

レッドブックとウラン協会の標準ケースで見ると、1994年・1995年は、北米と西ヨーロッパ諸国でウラン需要量の65%～70%を占め、残りを東欧・NIS諸国とアジア諸国が占めている。2010年には北米と西ヨーロッパ諸国が占める需要量の割合が50～57%に減少し、アジア諸国の原子力開発が進展し、これに伴いウラン需要量は2010年には1994年・1995年よりも約10,000強増加し、世界の需要量に占める割合が28～30%に、2015年には32%に増大するものと予測される（図9、10）。

## 7. ウラン価格

ウランの大部分の取り引きは供給者と需要者との中・長期間の契約に基づいて行われている。個々の契約内容は公表されていないが、国・地域毎の統計が発表されている。中・長期契約の他に

ウランスポット市場が存在し、その相場が公開されている。基本的にスポット価格は中・長期契約価格よりも安く、かつ値動きが中・長期契約価格より先行している（図11）。

1973年の石油危機を契機としてウランスポット価格は1978年前後の\$40/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>台に高騰した。

その後の石油価格の鎮静化と、スリーマイルアイランド原子力発電所事故を契機とする原子力開発計画の先行きの不安感から1980年から1982年にかけて\$20/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>に暴落した。

その後も在庫からのウラン放出が続き、1980年代後半までは\$10/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>台後半のレベルにあった。1980年代末からソビエト連邦の開放化、1991年のソビエト連邦の解体に伴い、独立したウラン供給圏であった東側世界は西側世界ウラン市場に取り込まれた。その結果、大量のウランが東側諸国から流れ込み、1992年にはスポット価格が\$7/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>台に低下した。

1992年～1993年に米国は自国の生産者からNIS（新規独立国家）諸国のウランダンピング輸出が提訴されたことを受け、NIS諸国とウラン輸出量と価格を制限する協定を締結した。これにより実質的に二重（制限市場と非制限市場）のウラン価格となった。

1994年に米国はロシアから500tの高濃縮ウランを購入する契約を締結し、さらに旧東側諸国のウラン生産に関する情報が明らかになったこと等から、将来のウラン供給に関して不確定だった要因が明らかにされた。これらの状況を受け、ウランスポット価格は実情に応じた値に向けて調整が開始された。

1994年にスポット価格は底値を記録したが、その後上昇に転じ、1996年に制限市場は一時\$16台となった（図12）。

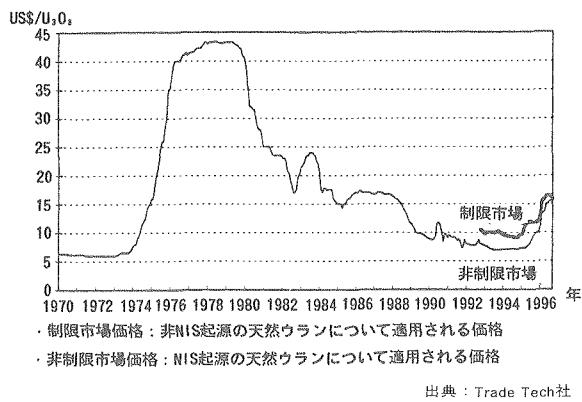


図12 スポットウラン価格の推移

## 8. ウラン需給

レッドブックによれば1994年のウラン生産量は需要量の55%であった。また、レッドブックは2010年のウラン生産能力は高成長ケース需要量の49%、低成長ケース需要量の53%と予測している。ウラン協会の2010年の生産能力はレッドブック高成長ケース需要量の78%、低成長ケース需要量の84%である。生産量は施設の稼働率に左右され、1995年の稼働率は71%である。したがって、実際のウラン生産量が需要量に占める割合はさらに低くなる。

供給不足分についてレッドブックは今回生産能力を報告しなかった中国、ロシア、ウクライナ等からの生産、MOX燃料の利用、軍事用ウランの民生転用、劣化ウランの再濃縮、政府備蓄から供給される可能性があるとしている。

ウラン協会は不足分を補填するためにはウラン鉱山からの生産増（既存鉱山の生産増、新規鉱山の開発）、軍事用ウランからの民生転用とMOX燃料の利用増加が必要としている。また、生産量の増加は施設稼働率を90%に向上させるか、新たに

ウラン鉱山からもたらされるであろうとしている。

より長期的に見た場合、レッドブックとウラン協会はともに、在庫が望ましい水準まで減少し、軍事用ウランの民生転用が終了後、需要量と生産量はより接近したバランスに到達すると予測している。

## 9. おわりに

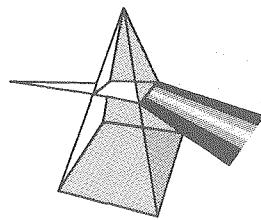
各機関が行っているウラン需要予測は中期的に見ても幅が大きい。標準ケース、高成長ケースの予測ではウラン鉱山からの生産だけでは需要を満たすことはできない。供給源としてウラン鉱山以外に、一定期間在庫、民生転用される軍事用高濃縮ウランおよびプルトニウム利用により満たされるものと予測される。これら一時的な供給が払底した時点でウラン生産量が飛躍的に増大し、需要量と生産量がバランスするものと予測される。

しかしながら、ウラン資源量は減少しており、また資源量を増加させるための探鉱費は依然低い水準傾向にある。このままでは現在の低成本のウラン資源は払底し、将来はより高コストのウラン資源開発に移行せざるを得ない状況にある。

## 参考文献

- 1) "Annual Energy Outlook 1996", DOE Energy Information Administration.
- 2) "Nuclear Power Generation and Fuel Cycle Report 1996", DOE Energy Information Administration.
- 3) "Nuclear Report", Trade Tech.
- 4) "The Global Nuclear Fuel Market 1996 Supply and Demand 1995-2015", The Uranium Institute.
- 5) "Uranium Industry Annual 1995", DOE Energy Information Administration.
- 6) "Uranium: 1995 Resources, Production and Demand", OECD-NEA/IAEA.
- 7) "World Nuclear Outlook 1995", DOE Energy Information Administration.

## 【技術報告】



# 大気中ナトリウム漏洩流下部における 鉄系材料の腐食機構

青砥 紀身

大洗工学センター 安全工学部

資料番号：103-3

Corrosion Mechanism of Ferrous Materials Exposed to  
the Leaked Sodium and Its Compounds

Kazumi AOTO

Safety Engineering Division, O-arai Engineering Center

「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故およびその原因究明を目的に行った2つの燃焼実験では、いずれの場合も、ナトリウム漏洩流下部の炭素鋼製構造物に損傷が認められた。還元雰囲気となるナトリウム漏洩流下部における鉄系材料の腐食を化学熱力学に基づく平衡論により考察し、酸素ポテンシャルにより腐食機構が区分できることを示した。低酸素ポテンシャル条件で発生するNaFe複合酸化型腐食、および高酸素ポテンシャル下で起きる溶融塩型腐食について、それぞれの想定腐食環境で材料の腐食減肉試験を行った。得られた腐食試験結果に基づき「もんじゅ」事故等の腐食予測を実施、提案腐食機構の妥当性を示した。

*Several structures made of mild steel were damaged at leaked sodium flowing down parts in the "Monju" piping room where sodium leakage was occurred, and also in two sodium leakage and combustion test cells. The corrosion mechanism of ferrous material in of that type reducing conditions of that type is discussed based on the basic thermochemistry and the equilibrium theory, and two different corrosion mechanisms depending on oxygen potential are proposed. For each corrosion mechanism, "Na-Fe double oxidization type corrosion" occurred under a low oxygen potential and "Molten salt type corrosion" occurred under a high oxygen potential, a large number of material corrosion tests were performed in each estimated corrosion environment. The validity of these corrosion mechanisms is confirmed by a estimation of damage to mild steels in the "Monju Incident" and two sodium leakage and combustion tests based on the experimental data.*

## キーワード

腐食機構、ナトリウム漏洩、ナトリウム化合物、NaFe複合酸化物、鉄系材料、溶融塩型腐食、NaFe複合酸化型腐食、化学熱力学、高温環境、高速炉

*Corrosion Mechanism, Sodium Leakage, Sodium Compound, Na-Fe Double Oxide, Ferrous Material Molten Salt Type Corrosion, Na-Fe Double Oxidization Type Corrosion, Chemical Thermodynamics, Hot Environment, Fast Reactor*

## 1. はじめに

我が国の高速増殖炉（高速炉）の冷却材には、伝熱性能に代表される熱的性質の良好さや、高速中性子を利用する中性子減速能の特徴等から、液体金属ナトリウム(Na)が採用されている。他方、Naは化学的に活性であり、その取り扱いには酸素や水との反応について十分な抑制策を講じることが要求される。この点に留意したプラント系統内部における冷却材としての実用化技術は、高速炉開発の初期から多くの国内外研究者によって開

発、検証され、確立するに至っている<sup>1)</sup>。

1995年12月8日に発生した高速増殖原型炉「もんじゅ」2次系Cループ中間熱交換器出口温度計からのNa漏洩事故（「もんじゅ」事故）では、当該の配管室内に設置されていた換気空調ダクト外板（ダクト）、グレーチングに欠損が生じ、床ライナの一部に減肉が認められた<sup>2)</sup>。その後、Na漏洩時の現象を詳しく調査することを目的に、大洗工学センターで実施したNa漏洩量を同等規模とした2度の燃焼実験（「燃焼実験Ⅰ」および「燃

表 I 代表的な部位における炭素鋼板の成分分析結果 [wt %]

部位名称	C	Si	Mn	P	S	T.Al	Cu	Fe	参考
ダクト	0.032	0.01	0.26	0.016	0.012	0.028	<0.01	Bal	SPCC
グレーチング	0.14	0.14	0.63	0.012	0.005	0.029	<0.01	Bal	SS400
床ライナ	0.10	0.21	1.09	0.015	0.005	0.029	—	Bal	SM400B

\*表中の数値は「もんじゅ」配管室から採取した各部試料の分析値の代表例

焼実験II」)でも、実機を模して設置された上記の構造物に損傷が認められた<sup>3)</sup>。これらの構成材料はいずれも表面に亜鉛リッチなメッキや塗装層を有する炭素鋼板(表I参照)であった。同表から明らかのように材料の組成の約98%以上は鉄( $\alpha$ -Fe: Fe)である。

Na燃焼生成物によるFeの腐食については、化学熱力学的および化学量論的な検討の結果が報告されている<sup>4),5)</sup>。検討では、大気の酸素圧(0.21atm)条件では、過酸化ナトリウム( $\text{Na}_2\text{O}_2$ )が最も安定に燃焼生成することに注目している。そのため、材料が $\text{Na}_2\text{O}_2$ の融点(675°C)以上の高温になると、 $\text{Na}_2\text{O}_2$ が液相化しFeの酸化(腐食)が加速すると推定している。また、酸化ナトリウム( $\text{Na}_2\text{O}$ )は、この溶融体中に溶解したFeイオンに配位して安定化させると指摘し、このため、腐食生成物による保護膜形成が妨げられ、腐食が継続すると結論している。

一方、「もんじゅ」事故および2つの燃焼実験のすべてのケースで、材料に腐食減肉が認められたのは、漏洩Naの流下部である<sup>2),3)</sup>。この事実は、 $\text{Na}_2\text{O}_2$ が新たに流下してくるNaによって還元され易い環境で、腐食が進行したことを示している。また、「もんじゅ」事故や「燃焼実験I」では、同じNa流下部でNa酸化物を主成分とした固相山状の堆積物が認められている。これは、Na漏洩燃焼期間中に、両ケースの腐食環境に卓越した溶融体が存在した可能性が少ないことを表している。すなわち、こうした事実は、「もんじゅ」事故等で発生したNa流下部におけるFeの腐食が、単純な化学熱力学等による解釈では説明が困難であることを示している。

ここでは、「もんじゅ」事故や2つの燃焼実験で発生した腐食機構を、各々の環境を推定しつつ化学熱力学的な平衡論に基づいて考察する。そのうえで、ライナに複数の貫通孔が発生した「燃焼実験II」の腐食機構を、他の2つの場合と比較し議論する。さらに、推定した腐食環境で実施した炭素鋼の腐食減肉試験と、その試験結果に基づいて行った腐食量の予測評価についても報告する。

## 2. 鉄のナトリウム酸化物による腐食についての化学熱力学的基礎知識

一般に、Feの腐食は、Feの酸化の進行と同義であると解釈される。また、Naが非常に強い還元性を示す物質であることはよく知られている。ところが、「もんじゅ」事故や「燃焼実験I」では、強力な酸化剤の存在が想定しにくいNa流下部で炭素鋼の腐食は進行した。一方、同様にNa流下部における腐食でありながら、腐食面に一様にFeの酸化物層が認められ、激しい損傷が生じた「燃焼実験II」ではどのような機構が働いたのか。

本章では、こうした機構や両者の差を検討、考察するために必要な化学熱力学的基礎知識を簡単に記述する。

### 2.1 酸化物の生成の容易さ

図1に、MALT2<sup>6)</sup>によって算出した酸素1モル条件下でのFeの主な酸化物に関する生成自由エネルギー( $\Delta G_f^\circ$ )を示す。同図は、下側に位置する反応(酸化)が進行することで、上側に位置する反応を逆行(還元)させうることを示している。また、同図が標準の生成親和力( $A^\circ = -\Delta G_f^\circ$ )を示すと考えると、各化合物の相対的な生成の容易さが分かる。この図より以下の知見が得られる。

① $\text{Na}_2\text{O}_2$ は200~800°Cの全温度域でFeを酸化させることができる。

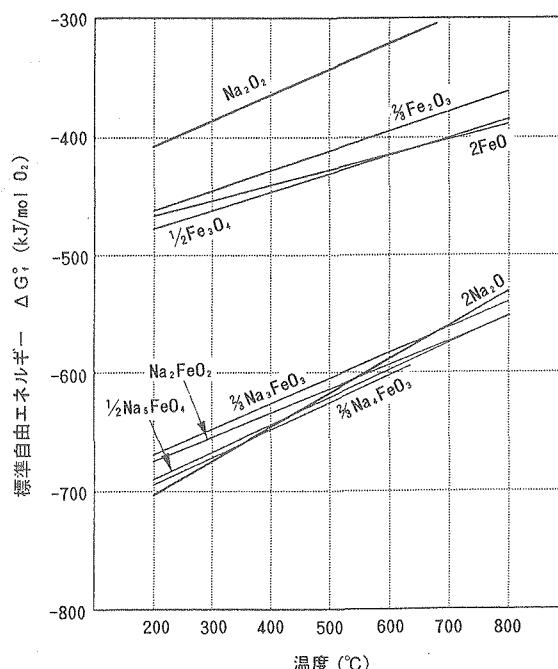


図1 鉄の酸化物の標準生成自由エネルギーと温度の関係

$$\Delta^\circ \text{Na}_2\text{O}_2 \ll \Delta^\circ \text{Fe}_2\text{O}_3, \Delta^\circ \text{Fe}_3\text{O}_4, \Delta^\circ \text{FeO} \quad (1)$$

② $\text{Na}_2\text{O}$ はFeを単独には酸化させることはできないが、エネルギー的により安定な $\text{NaFe}$ 複合酸化物を形成することでFeを酸化させることが可能となる。

$$\Delta^\circ \text{Na}_2\text{O} < \Delta^\circ \text{Na}_4\text{FeO}_3 \quad T \geq \text{約} 350^\circ\text{C} \quad (2)$$

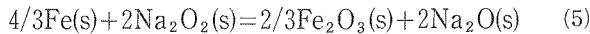
$$\Delta^\circ \text{Na}_2\text{O} < \Delta^\circ \text{Na}_5\text{FeO}_4 \quad T \geq \text{約} 410^\circ\text{C} \quad (3)$$

## 2.2 化学量論式による反応の表記

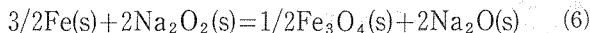
式(1)は、 $\text{Na}_2\text{O}_2$ は温度によらず容易にFeを酸化させることができることを示している。代表的な反応を電気的に中性な化学量論式（量論式）で表わすと、



$$\Delta H_r^\circ(25^\circ\text{C}) = -340.08[\text{kJ/mol}]$$



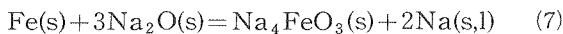
$$\Delta H_r^\circ(25^\circ\text{C}) = -356.95[\text{kJ/mol}]$$



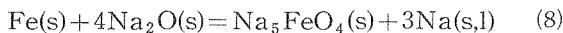
$$\Delta H_r^\circ(25^\circ\text{C}) = -366.66[\text{kJ/mol}]$$

量論式における各元素や化合物の後ろの( )内の英文字は、それぞれ固相:sおよび液相:lを示す。式(4)～(6)はすべて発熱反応であり、反応における標準ギブス自由エネルギー変化( $\Delta G_r^\circ$ )も負であることから、一般的に反応は右へ進み易い。

式(2)および式(3)は、次の量論式で表される反応により、Feの酸化が発生することを示している。



$$\Delta H_r^\circ(25^\circ\text{C}) = 43.80[\text{kJ/mol}]$$



$$\Delta H_r^\circ(25^\circ\text{C}) = 62.40[\text{kJ/mol}]$$

これら反応はいずれも吸熱反応であるが、 $\Delta G_r^\circ$ は高温域で負に転じ、温度によっては反応は自然に右へ進行する。これは(9)式で示される $\Delta G_r^\circ$ において、標準エントロピ変化( $\Delta S_r^\circ$ )項の寄与が、相対的に標準エンタルピ変化( $\Delta H_r^\circ$ )項よりも大きいことに起因している。

$$\Delta G_r^\circ = \Delta H_r^\circ - \Delta S_r^\circ T \quad (9)$$

ここで、Tは絶対温度[K]である。式(7)および式(8)の反応の自由エネルギー変化の温度依存性を図2に示した。

興味深いことは、(4)～(6)式が良く知られた過酸化物による酸化、この場合の酸化剤は $\text{O}_2^{2-}$ であるが、(7)式および(8)式における酸化剤は、通常還

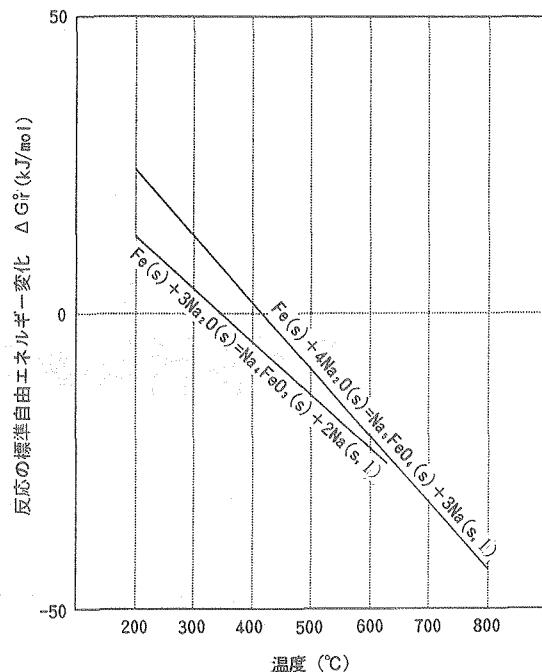


図2 代表的な $\text{NaFe}$ 複合酸化物の反応の標準自由エネルギー変化と温度の関係

元性が強いと考えられるNaのイオン $\text{Na}^+$ と理解できることである。なお、酸化物イオン $\text{O}^{2-}$ は、電子の授受には関係せず酸化力を持たない。

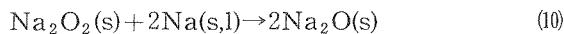
## 3. ナトリウム漏洩流下部における腐食機構

ナトリウム化合物中で発生する、酸素ポテンシャルにより区分できる2つの腐食機構について述べる。

### 3.1 $\text{NaFe}$ 複合酸化型腐食—「もんじゅ」事故および「燃焼実験Ⅰ」で支配的であった腐食—

#### (1) 腐食環境の組成と主たる腐食反応

Na流下部における腐食環境の特徴は、未燃焼Naに常にさらされることである。通常、材料と接する堆積物のほぼ全面が燃焼するNaで覆われることになり、気相から直接気体の形で酸素が取り込まれることはない。また、Na燃焼で生成する $\text{Na}_2\text{O}_2$ も未燃焼Naにより還元されるため、材料面に到達する可能性は極めて少ない。



$$\Delta H_r^\circ(25^\circ\text{C}) = -318.33[\text{kJ/mol}]$$

このため、Na漏洩燃焼期間中の材料に接する堆積物の組成（腐食環境）は、 $\text{Na} + \text{Na}_2\text{O}$ を主体としたものとなり、腐食反応は(7)式および(8)式が支配的となる。実際にこの腐食環境にあったと思われる「燃焼実験Ⅰ」では、試験直後の分析で腐食

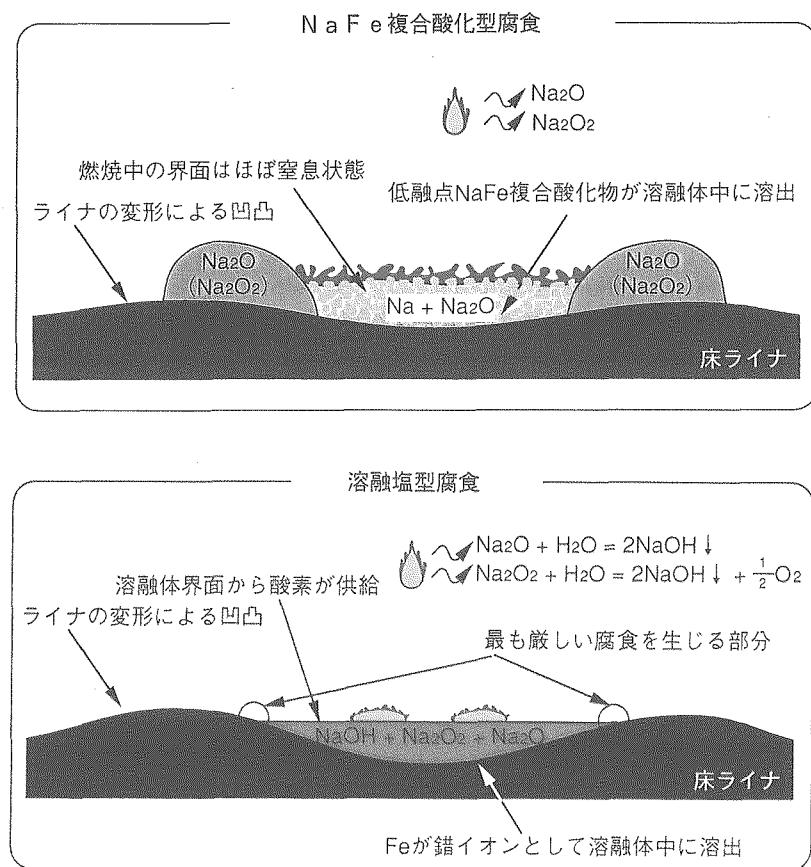


図4 Na漏洩流下部における腐食環境と腐食機構の概念

域を中心に $\text{Na}_4\text{FeO}_3$ のみが検出され、Feの酸化物やその他の複合酸化物は認められていない<sup>3)</sup>。

図4上段にこの腐食環境と腐食機構の概念を示した。

#### (2) 腐食環境の酸素ポテンシャルと塩基度

図3にNa-Fe-O-H系の化学ポテンシャル図を例示した。 $\text{Na}_4\text{FeO}_3$ は、Naと $\text{Na}_2\text{O}$ 平衡解離圧

(Naと $\text{Na}_2\text{O}$ が共存できる酸素の分圧条件：図中①)、すなわち酸素ポテンシャル $P_{\text{O}_2}$ が約 $8 \times 10^{-36}$  atm、かつ $\text{Na}_2\text{O}$ 活量 $a_{\text{Na}_2\text{O}}$ が最大(図中②: 塩基度が高い)条件近傍でのみ生じる。さらに、同図から一般に鉄は錆びないと考えられるFeとFe酸化物の平衡解離圧以下で $\text{Na}_4\text{FeO}_3$ が安定に生成することが分かる。このことは、「燃焼実験I」の分析結果や想定した腐食環境(Na+ $\text{Na}_2\text{O}$ )と矛盾しない。すなわち、この腐食機構が支配的であった「もんじゅ」事故や「燃焼実験I」の材料は、酸素ポテンシャルが非常に低く、かつ塩基度が高い腐食環境にあったと結論できる。

#### (3) 従来研究成果との関係

式(7)で表される反応は、高速炉プラントの冷却材(Na)中の構造材の腐食機構として、Na取り扱い技術の開発早期から研究されている。Na-Fe-O系環境で、NaおよびFeが共存する条件で唯一安定な複合酸化物が $\text{Na}_4\text{FeO}_3$ であること<sup>7)</sup>や、この反応機構によってNa冷却配管中のFeの質量移行現象(650°C、流動Na中の酸素濃度10ppm程度で年間減肉量が $10^{-2}$  mmレベル)が説明されている<sup>8)</sup>。

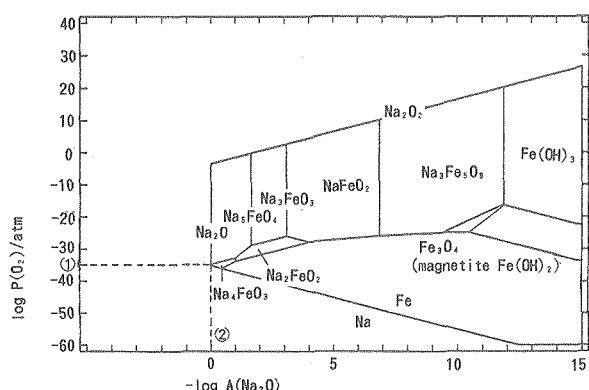
① Naと $\text{Na}_2\text{O}$ が共存できる環境(平衡解離圧： $P_{\text{O}_2} = \text{約} 8 \times 10^{-36}$  atm)② 反応に寄与する $\text{Na}_2\text{O}$ の割合が最大である条件(活量： $a_{\text{Na}_2\text{O}}=1$ )

図3 Na-Fe-O-H系化学ポテンシャル図の例：600°C

#### (4) 提案腐食機構における腐食の抑制と進行

この腐食機構では、反応生成物 $\text{Na}_4\text{FeO}_3$ は比較的の低温では材料表面に固相として留まり、腐食反応を抑制するものと考えられる。これまでの調査では、 $\text{Na}_4\text{FeO}_3$ の融点等の基礎物性値に関する信頼性の高いデータは報告されていない。Daiらは631°C近傍で分解に到ると報告している<sup>9)</sup>が、その後、共著者らによって試験データの矛盾が指摘されている<sup>10)</sup>。また、Daiらは、 $\text{Na}_4\text{FeO}_3-\text{Na}_2\text{O}$ の共晶点の存在(590°C近傍)を報告したが、最近のデータ<sup>11)</sup>に基づく評価では、この共晶点の存在は示されていない。今回実施した $\text{Na}_2\text{O}-$ 炭素鋼不活性ガス中昇温試験<sup>12)</sup>や、後述する不活性ガス雰囲気下の $\text{Na}-\text{Na}_2\text{O}$ 環境腐食減肉試験<sup>13)</sup>の結果は、650~700°C域にこの化合物の液相線が存在することを示唆している。すなわち、この温度域以上の高温に達した「もんじゅ」事故や「燃焼実験I」の材料では、腐食生成物が $\text{Na}+\text{Na}_2\text{O}$ 環境に溶出することで反応が進行したものと思われる。

### 3.2 溶融塩型腐食—「燃焼実験II」で支配的であった腐食—

#### (1) 腐食環境の組成と主たる腐食反応

##### 1) 腐食環境の変化

「もんじゅ」事故と同様に $\text{Na}$ 流下部で損傷が発生したにも係わらず、「燃焼実験II」ではなぜ床ライナに貫通孔が生じ、固相山状の堆積物が出現しなかったのか。幾つかの材料分析結果<sup>14)</sup>がその

表2 「燃焼実験I」および「燃焼実験II」において検出されたNaFe複合酸化物

NaFe複合酸化物	$\text{Na}_4\text{FeO}_3$	$\text{Na}_5\text{FeO}_4$	$\text{NaFeO}_2$	$\text{Na}_3\text{Fe}_5\text{O}_9$	$\text{NaFe}_2\text{O}_3$	$\text{Na}_2\text{FeO}_3$
燃焼実験I	○	○*	○*			
燃焼実験II	○	○	○	○	○	○

\*表中の\*印は「燃焼実験I」で減肉が認められなかったダクト外板でのみ検出

ヒントを与えていている。

- ① 腐食層に $\text{Fe}_3\text{O}_4$ 等の鉄の酸化物が多く認められた(図5参照)。
  - ② 堆積物層からは、どの層からも $\text{NaOH}$ が大量に検出された。
  - ③ また、複数のNaFe複合酸化物が認められ、その種類の多くは3価のFe化合物であった(表2参照)。
  - ④  $\text{Na}_2\text{O}$ の存在割合が「もんじゅ」事故や「燃焼実験I」に比べ、相対的に少ない。
- 等である。さらに
- ⑤ 材料の損傷表層には粒界を中心に選択性的な腐食痕(溝)が認められた。

これらの事実に基づいて、「燃焼実験II」では実験セルのコンクリート壁からの発水等により、燃焼期間途中で堆積した $\text{Na}$ 酸化物( $\text{Na}_2\text{O}$ や $\text{Na}_2\text{O}_2$ )が、 $\text{NaOH}$ に変化したことが腐食機構を変えたと推定した<sup>3),14)</sup>。

腐食機構が変わった最大の要因は、多量の $\text{NaOH}$ の生成であるが、 $\text{NaOH}$ のみの腐食減肉は相対

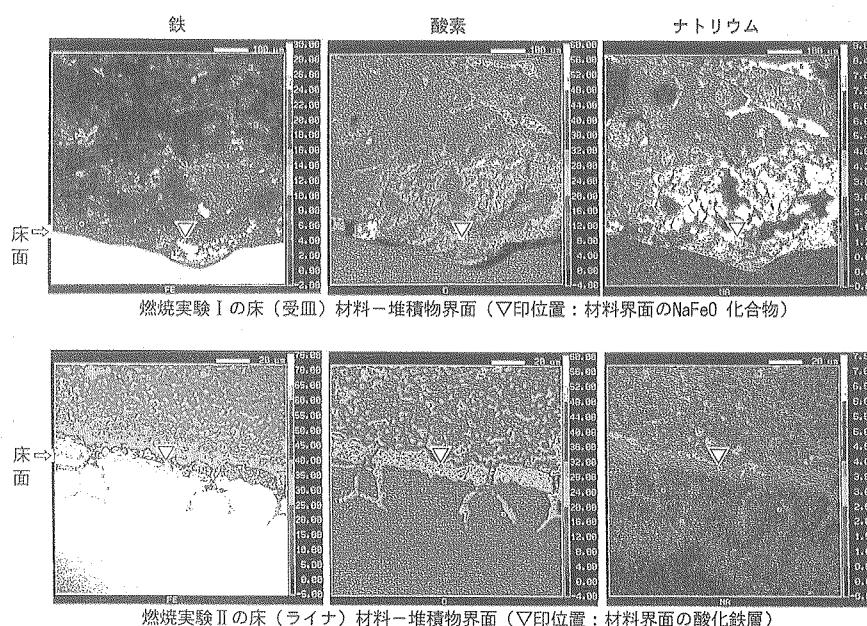


図5 堆積物-材料界面の波長分散型元素分析装置(EPMA)による分析結果の比較

的に無視できる程度である<sup>15)</sup>。しかし、高温で安定な液相を示すNaOHが溶媒となったことが、腐食環境を変え、腐食機構に変化をもたらした。腐食環境の変化は、概略、以下のようにまとめることができる。

- ① 材料と接する堆積物（腐食環境）の支配組成が固相（Na酸化物）から、粘性の低い液相（溶融体）となった。
- ② 広くなった溶融体表面を燃焼Naが覆えなくなったため、気相の酸素が直接腐食環境に影響することが可能となった。
- ③ 溶融体表面を浮遊しながら燃焼するNaから、直接Na<sub>2</sub>O<sub>2</sub>やNa<sub>2</sub>Oが溶融体中に溶解するようになった。
- ④ 初期に形成したNa酸化物がNaOHに変化したため相対的にNa<sub>2</sub>Oの活量が低下した。

最も大きな変化は、「もんじゅ」事故や「燃焼実験Ⅰ」の腐食環境では、酸化剤であるNa<sub>2</sub>O<sub>2</sub>を還元する役目を果たしたNaが、「燃焼実験Ⅱ」の環境では③に示したように酸化剤の供給源となっていることである。また、NaOHは複合酸化物を溶解することが分かっており<sup>16)</sup>、機構が変化する以前に生成したNa<sub>4</sub>FeO<sub>3</sub>等の保護膜を材料表面から除去する役目も果たした。

## 2) 支配的な腐食機構

「燃焼実験Ⅱ」では、腐食環境が変わったことにより、支配的な腐食機構も変化したと考えるのが自然である。腐食反応は、材料—溶融体（材料界面）で発生する実際の腐食反応と、反応に必要な酸化剤を供給する溶融体—気相（大気界面）の反応とに分けて考えることができる。

### ① 材料界面

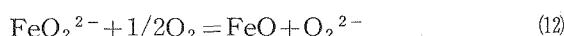
Feは酸化剤（Na<sub>2</sub>O<sub>2</sub> : O<sub>2</sub><sup>2-</sup>）によって酸化され錯体となって溶融体中に直接溶解する。機構を簡単に説明するため鉄が2価の場合を考えると



### ② 大気界面

腐食に直接寄与する過酸化物イオンO<sub>2</sub><sup>2-</sup>は以下のようない経路から溶融体中に溶解する。

- (a) 溶融体—大気界面におけるNa<sub>2</sub>OとNa<sub>2</sub>O<sub>2</sub>の平衡反応(Na<sub>2</sub>O + 1/2O<sub>2</sub> = Na<sub>2</sub>O<sub>2</sub>)
- (b) 浮遊しながら燃焼するNaから生成するNa<sub>2</sub>O<sub>2</sub>
- (c) 腐食生成したオキシ錯イオンによる酸素の化学的な取り込み



これらのうち、Na<sub>2</sub>Oの活量の低下によって(a)は抑制

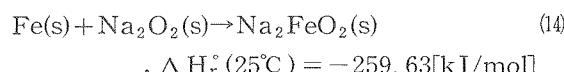
され、(c)はエネルギー的に反応の進行が難しいため、現実の環境では(b)による生成供給が主となる。

### ③ Na<sub>2</sub>Oの役割

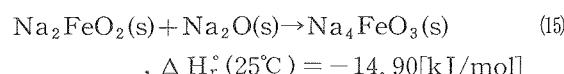
大部分のNa<sub>2</sub>Oは溶融体中に溶解している(Na<sub>2</sub>O → 2Na<sup>+</sup> + O<sup>2-</sup>)が、O<sup>2-</sup>には酸化力はなく腐食には直接寄与しない。しかし、溶出したFeのオキシ錯イオンを安定化させる働きをする。



式(11)を電気的に中性な量論式で表わせば、(4)式となる。さらに、Na<sub>2</sub>Oの配位までを考えると、



同様に(13)式は、

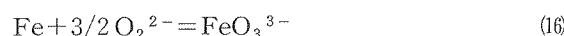


これらの反応の標準自由エネルギー変化はいずれも負であり、反応が自発的に右へ進むことを示している。

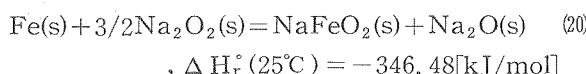
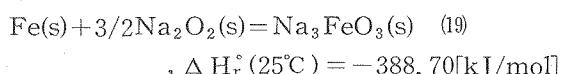
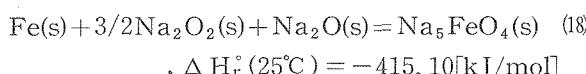
図4下段に推定環境および腐食機構の概念を示した。

### (2) 腐食環境の酸素ポテンシャルと塩基度

現実には、この溶融体が形成される環境では、O<sub>2</sub><sup>2-</sup>イオンの存在により酸素ポテンシャルは高くなっている、3価の鉄の反応が発生する。この場合(11)式および(12)式の反応は以下のように記述できる。



また、(14)式や(15)式にかえて、



これらの反応は以上の量論式からも分かるとおり、(18)式、(19)式、(20)式の順に溶融体環境におけるNa<sub>2</sub>Oの活量が小さくなる、すなわち塩基度が低下する環境で発生し易くなることが分かる。これは、図3に例示した化学ポテンシャル図とも一致し、「燃焼実験Ⅱ」の堆積物中から検出されたNaFe複合酸化物の種類とも整合する。すなわち、溶融塩型腐食は酸素ポテンシャルが高く、塩基度が比較的低い環境で発生するものと推定できる。

### (3) 従来研究成果との関係

鉄鋼材料に溶融塩が付着することで、酸化が著しく加速される機構は、特に、表面に酸化皮膜を形成することで高温における耐酸化性の改善を図ってきた耐熱鋼の分野で研究されてきた<sup>17)</sup>。この溶融塩による加速酸化の機構を説明するモデルは複数提案されている。GoebelとPettitは、材料(耐熱鋼)-溶融塩-気相(大気)で形成される2つの界面間にO<sup>2-</sup>活量勾配が存在することに基づいて加速酸化を説明した(acidic-basic fluxingモデル)<sup>18)</sup>。耐熱鋼表面の酸化皮膜が、溶融塩中のO<sup>2-</sup>活量が大きいためにオキシ錯イオンとなって溶融塩中に溶解し、気相界面でO<sup>2-</sup>活量が小さくなることから多孔質酸化物を析出、O<sup>2-</sup>を再生することで腐食が進行するとしている。移行する酸素イオン種をO<sub>2</sub><sup>2-</sup>とすれば、(16)式と(17)式の関係は、そのままbasic-acidic fluxingとして理解でき、類似の腐食機構であることが分かる。しかし、既述したように現実には(17)式はほとんど機能しないと考えられ、O<sub>2</sub><sup>2-</sup>の供給は溶融体表面におけるNa燃焼反応に依存する。Na燃焼が停止すれば腐食の進行も停滞し<sup>19)</sup>、溶融塩(ここではNaOH主体の溶融体)の存在だけでは腐食の加速は生じないと推定される。

### (4) 提案腐食機構における腐食の抑制と進行

この腐食機構では、(16)式で示したように鉄はオキシ錯イオンの形で溶解するため、腐食生成物の皮膜形成による抑制効果は期待できない。この環境における支配的な酸化剤(Na<sub>2</sub>O<sub>2</sub>:O<sub>2</sub><sup>2-</sup>)の供給が滞るまで、反応は進行し続ける。炭素鋼の腐食減肉試験でも酸化剤の消費に伴い減肉速度が鈍ることを確認している<sup>13)</sup>。ただし、材料界面側の反応は溶融体中の固相成分の増加に従い、鉄のオキシ錯イオンの溶解や移動が妨げられることから次第に抑制される。

## 4. 腐食減肉試験

### 4.1 腐食減肉試験概要

「もんじゅ」事故および「燃焼実験Ⅰ」に共通した腐食機構(NaFe複合酸化型腐食)、ならびに「燃焼実験Ⅱ」の腐食機構(溶融塩型腐食)の減肉速度を求めるために腐食試験を実施した<sup>13)</sup>。試験装置や試験片形状、試験後の計測や分析方法等の詳細については文献<sup>13)</sup>に示した。

### (1) 試験条件設定に関する考え方

#### 1) NaFe複合酸化型腐食試験

NaFe複合酸化型腐食の減肉速度を得るために、不活性ガス中Na+Na<sub>2</sub>O環境で炭素鋼の腐食

試験を実施した。前述したように、この試験環境の比較的低温度領域では、反応生成物(Na<sub>4</sub>FeO<sub>3</sub>)は溶解しない。そのため、材料表面にNa<sub>4</sub>FeO<sub>3</sub>による保護膜が形成され、腐食減肉は抑制される。一方、650~700°C以上の高温では、Na<sub>4</sub>FeO<sub>3</sub>が同温度近傍で溶解する<sup>12)</sup>と考えられるため、腐食は進行する。現実の腐食過程を想定すると、反応生成物は、(イ)温度による融解以外にも、(ロ)落下流体等による機械的な除去、(ハ)NaOH等への溶解により、材料表面から除去され、材料の新生面が現れて反応は進行する。そこで、溶媒をNaからNaOHに変えた腐食試験を行い、広い温度範囲で反応の抑制機構が働かない条件下のNaFe複合酸化型腐食の減肉速度を求めた。なお、NaOH+Na<sub>2</sub>O環境試験は、主にNa<sub>2</sub>Oが過飽和となる組成で試験を行い、Na<sub>2</sub>Oの活量が試験中維持できるように配慮した。

それぞれの初期試薬組成条件および実験温度を図6(a)および図6(b)に示す。

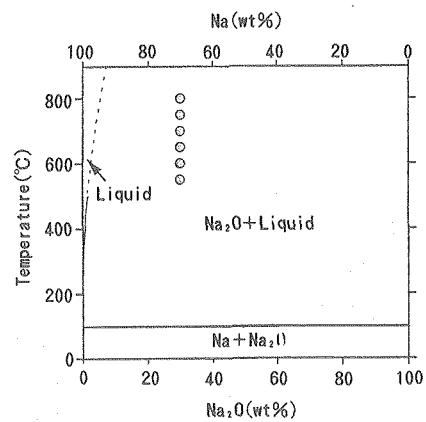


図6(a) Na-Na<sub>2</sub>O系状態図と材料試験における試薬条件

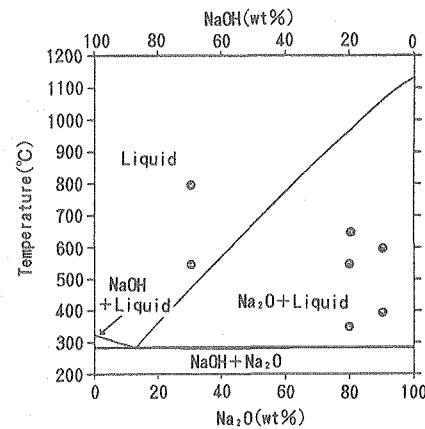


図6(b) NaOH-Na<sub>2</sub>O系状態図と材料試験における試薬条件

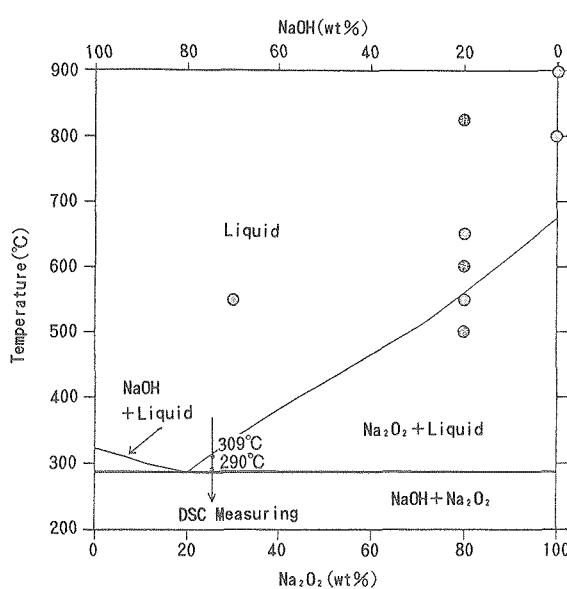


図 6(c)  $\text{NaOH}-\text{Na}_2\text{O}_2$  系状態図(推定計算平衡状態図)と材料試験における試薬条件

\* DSC Measuring: 示差走査熱量計により実測した液相線と共に晶線における温度

## 2) 溶融塩型腐食試験

溶融塩型腐食機構が働いた場合の最大の減肉速度を得るために、 $\text{NaOH}+\text{Na}_2\text{O}_2$  環境で腐食試験を行った。初期試薬組成および温度条件を図 6(c)に示す。同図から明らかなように、試験はいずれも高 $\text{Na}_2\text{O}_2$ 濃度条件で実施している。これは、 $\text{Na}_2\text{O}_2$ と $\text{Na}_2\text{O}$ との平衡割合が高温では次第に下がることや、試験片浸漬前の昇温過程で試験容器(純ニッケル製)等との反応により $\text{Na}_2\text{O}_2$ が消費されることを考慮した結果である。 $\text{Na}_2\text{O}_2$ の融点675°Cを超えた試験では、100% $\text{Na}_2\text{O}_2$ 濃度の試験も実施した。実環境は、溶融体一大気界面が存在し、気相から直接酸素が供給されることも想定できる。そこで、試験の一部を大気開放条件で実施した。

なお、図 6(c)に示した $\text{NaOH}-\text{Na}_2\text{O}_2$ 擬 2 元系状態図の報告例は、関連したデータも含め、これまでの調査では見当たらない。同図は、示差走査熱量測定によって取得したデータに基づき、計算状態図手法によって推定した結果である。

## (2) 試験結果

### 1) 減肉速度の算出

試験結果に基づき、それぞれの腐食機構における減肉速度の温度依存性(減肉速度評価線)を求めた。減肉速度は、実際の板厚を測定することで求められる手法もある<sup>15)</sup>が、単位面積当たりの反応量に基づいた評価とするため、次式にしたがって算出した。

$$R = \phi_{\text{Fe}} \lambda / S_0 / \rho / t \quad (21)$$

R : 減肉速度 [mm/hr]  
 $\phi_{\text{Fe}}$  : Fe の反応モル数 [mol]  
 $\lambda$  : 分子量 [g/mol] ( $\approx 56$ )  
 $S_0$  : 初期の試験片表面積 [ $\text{mm}^2$ ]  
 $\rho$  : 密度 [ $\text{g/mm}^3$ ]  
t : 浸漬時間 [hr]

式(21)は  $\Delta W = \phi_{\text{Fe}} \lambda$  と考えると

$$R = \Delta W / S_0 / \rho / t \quad (22)$$

$\Delta W$  : 減肉量 [g]

求めた減肉速度データに統計的な評価を加え、データのばらつきが正規確率分布に従うものとして、各腐食機構の減肉速度評価線毎の95%信頼幅を求めた。

### 2) NaFe複合酸化型腐食の減肉速度評価線

NaFe複合酸化型腐食の減肉速度評価線を、腐食抑制機構の働かない条件下で取得した $\text{NaOH}+\text{Na}_2\text{O}$ 環境試験結果に基づき求めた。試験結果および求めた減肉速度評価線を図 7(a)に示す。図には同時に実施した $\text{Na}+\text{Na}_2\text{O}$ 環境試験結果も示した。同図から、700°C以上での高温では、両環境の試験結果の温度依存傾向がほぼ一致することが分かる。

なお、試験直後の試験片表面や付着物に関するX

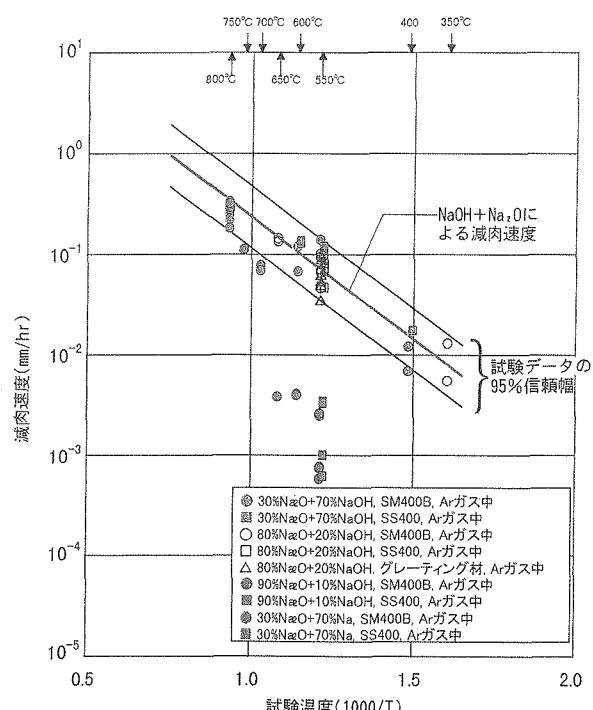


図 7(a)  $\text{NaOH}+\text{Na}_2\text{O}$ 組成における減肉速度の温度依存性

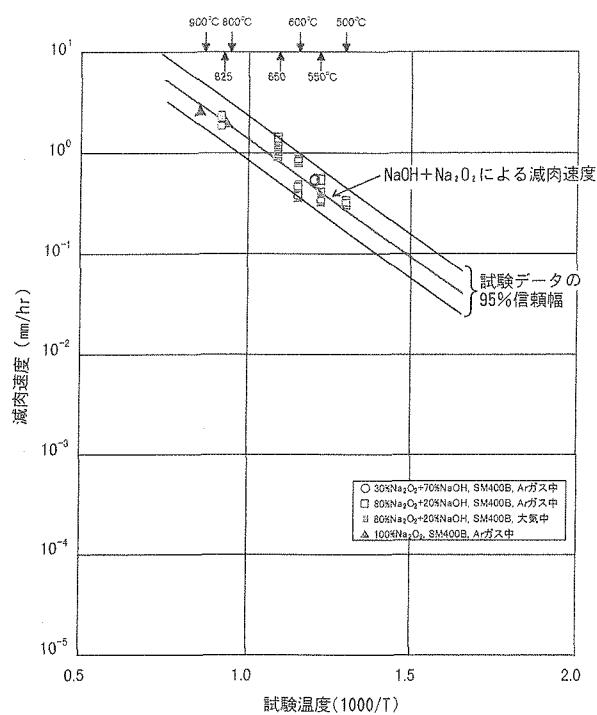


図 7 (b)  $\text{NaOH} + \text{Na}_2\text{O}_2$ 組成における減肉速度の温度依存性

線回折により、 $\text{Na} + \text{Na}_2\text{O}$ 環境試験では $\text{Na}_4\text{FeO}_3$ が、 $\text{NaOH} + \text{Na}_2\text{O}$ 環境試験では $\text{Na}_5\text{FeO}_4$ が検出されている。

### 3) 溶融塩型腐食の減肉速度評価線

溶融塩型腐食の減肉速度評価線を $\text{NaOH} + \text{Na}_2\text{O}_2$ 環境試験結果に基づき求めた(図7(b)参照)。図から明らかなように、この試験条件では、不活性ガス雰囲気の試験結果と大気開放条件下の試験結果との差は認められない。この結果は、 $\text{Na}_2\text{O}_2$ の量が十分であれば、溶融塩型腐食の減肉に大気(気体の酸素の存在)は、ほとんど影響しないことを示唆している。減肉速度の算出式、(22)式は試験期間中、試験片の表面積が初期の値をほぼ維持することを前提としている。そこで、[mm/hr]オーダの激しい減肉が生じた高温域データについては表面積の減少に関する補正を行った<sup>13)</sup>。

なお、この試験環境の試験片表面や付着物からは、一部で $\text{Na}_5\text{FeO}_4$ が検出された他は、ほとんどの試験でNaFe複合酸化物は検出されていない。

### 4.2 減肉速度評価線の妥当性

「もんじゅ」事故および「燃焼実験Ⅰ」に共通した支配的な腐食環境は $\text{Na} + \text{Na}_2\text{O}$ であると推定した。実際に $\text{Na} + \text{Na}_2\text{O}$ 環境試験後の分析で

は、「燃焼実験Ⅰ」直後に唯一検出された生成物 $\text{Na}_4\text{FeO}_3$ がいずれの試験片からも認められており、この推定の妥当性を裏付けている。

$\text{Na} + \text{Na}_2\text{O}$ 環境における減肉速度は、図7(a)で明らかのように、650°C以下の低温域では温度依存性が認められず同程度に低く停滞している。これは、 $\text{Na} + \text{Na}_2\text{O}$ 環境の腐食生成物 $\text{Na}_4\text{FeO}_3$ が、固相のまま材料表面を被い、反応を抑制するためだと考えられる。一方、700°C以上では、同環境の試験結果は、腐食の抑制機構が働かない $\text{NaOH} + \text{Na}_2\text{O}$ 環境試験結果と同等となる。およそ650°Cを超える温度領域では、 $\text{Na} + \text{Na}_2\text{O}$ 環境でも反応生成物は液相線を超えて環境中に溶出し、反応が進行するためだと推定できる。すなわち、両者は反応が抑制されなければ全温度域で同等の減肉速度を示すものと考えてよい。 $\text{NaOH} + \text{Na}_2\text{O}$ 環境試験データに基づいて得たNaFe複合酸化型腐食の減肉評価線(図7(a)参照)は、 $\text{Na} + \text{Na}_2\text{O}$ 環境の腐食進行を妥当に評価するものと判断できる。

Newmanは、700~800°Cの30% $\text{Na}_2\text{O}$ +70% $\text{NaOH}$ 中の鉄の腐食量に基づいて得た次式が、 $\text{Na}$ 、 $\text{NaOH}$ および $\text{Na}_2\text{O}_2$ を用いた大気開放条件を含むステンレス鋼の実験結果(試験温度532~608°C)を予測し得たとして報告している<sup>21)</sup>。

$$[\text{Fe}]^{1.12} = Kt, \quad (23)$$

$$K = 5.16 \times 10^{-6} \exp(-12,900/RT)$$

$$K : [\text{mol-Fe}/\text{mm}^{-2}]^{1.12}/\text{sec}$$

$$\text{活性化エネルギー} : [\text{kcal/mol}]$$

式(23)中の活性化エネルギーは-12.9kcal/molであるが、左辺の指数1.12を考慮すると、見かけの活性化エネルギー(アレニウス評価における傾き)は約-11.5kcal/molとなる。今回求めたNaFe複合酸化型腐食に関する減肉速度評価線の見かけの活性化エネルギーは、約-11.12kcal/molであり両者は同等程度と判定できる。

Knightsらは、不活性ガス(1% $\text{H}_2$ -Ar)雰囲気下の流动 $\text{NaOH} + \text{Na}_2\text{O}$ 溶融体中で2.25Cr-1Mo鋼製のディスク試験片を回転させた場合の減肉データを報告している<sup>15)</sup>。このうち、450°C-1回転/分(rpm)および750°C-10rpmの実測値は、それぞれ約 $6 \times 10^{-4}$ mm/minおよび $7 \times 10^{-2}$ mm/minであるが、これらのデータは、今回提案しているNaFe複合酸化型腐食に関する減肉速度評価線(図7(a)参照)で妥当に予測できる。

また、Newmanらが $\text{NaOH}/\text{Na}_2\text{O}_2 = 1:1$ 溶融体中で取得した2.25Cr-1Mo鋼の減肉速度2.0mm/hr<sup>22)</sup>は、同様腐食環境試験に基づき求めた溶融塩型腐

食に関する減肉速度評価線（図7(b)参照）により妥当に予測できる。

Newmanら<sup>21),22)</sup>やKnightsら<sup>15)</sup>は、Na酸化物イオンの区分、特に過酸化物イオンの酸化能力について意識してはいない。しかし、彼らの試験結果や取得データは、それぞれ今回想定した環境における腐食機構の減肉速度により予測説明できる。こうした結果は、提案した2つの腐食機構の存在と、それぞれの機構における減肉速度評価線が妥当であることを示している。

## 5. 各腐食環境における減肉の予測

前節で求めた各腐食機構の減肉評価線に基づいて、「もんじゅ」事故および2つの燃焼実験で認められた炭素鋼の減肉量を評価した。

### 5.1 「もんじゅ」事故および「燃焼実験I」に関する減肉評価

NaFe複合酸化型腐食に関する減肉評価線（図7(a)参照）に基づき評価した。材料評価等から「もんじゅ」事故および「燃焼実験I」で約700～750°C程度の温度に達したと推定した床ライナ（「燃焼実験I」では受皿）の減肉は、局部的にではあるが最高約1～1.5mm程度であった<sup>2),3)</sup>。NaFe複合酸化型腐食に関する減肉評価線では、上記温度における減肉速度は中央値で約0.2～0.3mm/hr、95%信頼上限値で約0.4～0.5mm/hr程度であり、「もんじゅ」事故の床ライナの減肉量を予測できる範囲にある。一方、「燃焼実験II」では6mmの板厚を複数箇所で貫通している。同実験で床ライナが達した800～850°Cにおける減肉速度は、NaFe複合酸化型腐食に基づく評価では、最大でも約0.9mm/hr程度であり、実験期間中の板厚貫通と合致しない。この評価結果からも、少なくとも「燃焼実験II」のライナ損傷は、「もんじゅ」事故や「燃焼実験I」と同じ減肉機構では説明できないことが分かる。

また、「もんじゅ」事故ではダクトおよびグレーチングが、「燃焼実験I」でもグレーチングの一部が損傷した。ダクトは厚さ約0.8mm、グレーチングの横板は厚さ約3.2mmのいずれも溶融亜鉛メッキ炭素鋼板である。「もんじゅ」事故のダクトは部分的に800°C程度に達したと分析されている<sup>2)</sup>。また、「もんじゅ」事故および「燃焼実験I」のグレーチングは、いずれも1,000°C以上に熱せられた<sup>2),3)</sup>。図7(a)から、「もんじゅ」のダクトでは中央値で約0.3mm/hr、95%信頼上限値で約0.7mm/hrの減肉が、「もんじゅ」事故および

「燃焼実験I」のグレーチングでは同じく中央値で約0.8mm/hr、95%信頼上限値で約2mm/hrの減肉が発生すると予測できる。これより、いずれの箇所の損傷もライナ同様この腐食機構により漏えい燃焼期間中に生じたと予測できる。

なお、「燃焼実験I」では最高約680°Cに達したダクトは減肉していない。これは、試験開始約10分後に680°Cに上がった温度が高温に留まることなく直ぐに低下した<sup>3)</sup>ことによる。このため、Na+Na<sub>2</sub>O環境中で反応生成物は固相のまま材料表面を覆い、有意な減肉が生じなかったものと推定できる。反応自体が発生したことは実験後のダクト材料のX線回折でNa<sub>4</sub>FeO<sub>3</sub>等が検出されている（表2参照）ことから明らかである。

### 5.2 「燃焼実験II」に関する減肉評価

溶融塩型腐食に関する減肉評価線（図7(b)参照）に基づき評価した。平均的に800～850°Cに達した「燃焼実験II」のライナ材<sup>3)</sup>は、減肉評価線によれば中央値で約2～3mm/hr、95%信頼上限値で約3～4mm/hrの減肉が生じることになり、2時間程度で6mmの板厚が貫通する。上記のNaFe複合酸化型腐食では予測できない激甚な損傷も、溶融塩型腐食が発生したとすることで説明できることが分かる。

また、「燃焼実験II」のダクトの温度700°C、およびグレーチングの温度1,000°C<sup>3)</sup>の減肉速度は、溶融塩型腐食ではそれぞれ中央値で約1mm/hrおよび4mm/hrである。これらの炭素鋼製構造物は溶融塩型腐食発生後、それぞれ1時間未満で欠損に至るものと予想できる。ダクトやライナに比べて、この実験のグレーチングの欠損部が「もんじゅ」事故当該部と比較してあまり大きくならなかった理由は、空間の湿分の影響等からグレーチング上の酸化物の堆積物が成長できなかつたためであると思われる。しかし、横板の腐食断面形状の特異さ<sup>3)</sup>から、グレーチングにおいても溶融塩型腐食が発生したことは明らかである。

## 6. おわりに

Na漏洩燃焼期間における炭素鋼の腐食機構について検討した結果を報告した。検討の概要および得られた結果は以下のとおりである。

- (1) 「もんじゅ」事故や2つの燃焼実験後に実施した各種の材料分析結果に基づいて、支配的な腐食環境を推定した。「もんじゅ」事故と「燃焼実験I」に共通した腐食環境はNa+Na<sub>2</sub>Oの混合物であり、「燃焼実験II」ではNaOHが溶媒とな

りNa酸化物が溶解した溶融体である。

- (2) 腐食環境の特徴は、「もんじゅ」事故と「燃焼実験Ⅰ」では酸素ポテンシャルが低く塩基度が高いことであり、「燃焼実験Ⅱ」では反対に酸素ポテンシャルが高く比較的塩基度が低いことである。
- (3) それぞれの環境における、腐食機構を化学熱力学的な検討に基づき考察した。その結果、「もんじゅ」事故と「燃焼実験Ⅰ」ではNaFe複合酸化物の形成と除去が繰り返される腐食機構が、「燃焼実験Ⅱ」では強力な酸化剤が鉄を直接腐食する機構が働いたものと推定した。
- (4) 推定した腐食環境下で炭素鋼に関する腐食減肉試験を行い、それぞれの腐食機構における減肉速度評価線を求めた。
- (5) それぞれ発生したと考えた腐食機構の減肉速度評価線により、「もんじゅ」事故、「燃焼実験Ⅰ」および「燃焼実験Ⅱ」の炭素鋼の損傷が妥当に予測できることを示した。

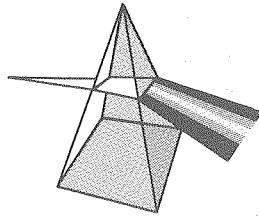
この課題（鉄系材料の高温Na化合物中の腐食）は、「もんじゅ」事故、および2つの燃焼実験を経て、詳細な評価が求められることになったものである。そのため、従来の構造強度の健全性を示す観点からの評価に加えて、Na化合物の活性を電気化学的に評価することや化学熱力学的に検討することが必要となった。しかし、今回の検討に当たって、種々の基礎的な熱力学データ等が、高速炉開発の先進各国にも十分整備されておらず、この分野においても我々がデータ提供する側であることの反省を強く認識させられた。本報告は、そうした新たな研究開発の展開の一端を紹介したにすぎない。現在も、複数の国内研究機関の協力を得て、電気化学的な基礎試験から現象を巨視的に把握する試験までを遂行しており、今後、適応適時に関係情報を報告していきたい。

#### 参考文献

- 1) 堀雅夫監修：“基礎高速炉工学”，動燃事業団（1993）。
- 2) “40%出力試験中における2次冷却系ナトリウム漏えい事故について（第4報 報告書）”動燃事業団（1996）。
- 3) “40%出力試験中における2次冷却系ナトリウム漏えい事故について（第5報 報告書）”動燃事業団（1997）。
- 4) 高橋正雄：“鉄-ナトリウム-酸素高温腐食系の量論と平衡論”，ソーダと塩素，47, P1 (1996)。
- 5) 高橋正雄：“Fe-Na-O<sub>2</sub>高温腐食系の溶融塩化学”，溶融塩および高温化学，40, P31 (1997)。
- 6) “パソコン用熱力学データベース‘MALT2’”，日本熱測定学会、科学技術社（1992）。
- 7) G.W. Horsley: "Corrosion of Iron by Oxygen-Contaminated Sodium," *J.Iron & Steel Inst.* P43 (1956).
- 8) A.W. Tholey and C.Tyzack: "Corrosion and Mass Transport of Steel and Nickel Alloys in Sodium Systems," *Proc. Int. Conf. BNES*, P257 (1973).
- 9) W.Dai, S.Seetharaman, et al.: "Phase-Relationships in the System Fe-Na-O," *Met. Trans. B*, 15B, P319 (1984).
- 10) S.Seetharaman and Du Sichen: "An Evaluation of the Stabilities of the Ternary Compounds at Low Oxygen Potential in the Ternary System Fe-Na-O," *High Temp. Mat. Pro.*, 12, P145 (1993).
- 11) Du Sichen, V.Stolyarova, et al.: *Private Communication* (1997).
- 12) 古川智弘、吉田英一他：“Na漏洩燃焼環境における炭素鋼の腐食機構(2)”原子力学会「1997年秋の大会」発表予定 (1997)。
- 13) 平川康、黒田哲宏他：“Na漏洩燃焼環境における炭素鋼の腐食機構(3)”原子力学会「1997年秋の大会」発表予定 (1997)。
- 14) 青砥紀身、平川康他：“ナトリウム漏えい燃焼実験後の材料分析結果”，原子力学会「1997春の年会」予稿集，第II分冊，P407 (1997)。
- 15) C.F. Knights and R.Perkins: "Corrosion of Steels by the Molten Products of the Na/H<sub>2</sub>O Reaction," *AERE-R9521*, UKAEA-Harwell (1979).
- 16) P.C.S. Wu, P.Chiotti, et al.: "The Preparation and Characterization of Sodium and Transition Metal Double Oxides," *Proc. Int. Conf. Liquid Met. Tech.*, P638 (1976).
- 17) 川上正博、後藤和弘他：“耐熱合金の溶融塩付着による加速酸化のメカニズム,”鉄と鋼, 65, P89 (1979)。
- 18) J.A. Goebel and F.S. Pettit: "Na SO<sub>4</sub>-Induced Accelerated Oxidation (Hot Corrosion) of Nickel," *Met. Trans.*, 1, P1943 (1970).
- 19) 吉田英一他：“Na漏洩燃焼に関する基礎実験”，近日刊 (1997)。
- 20) 科学技術庁：“動力炉・核燃料開発事業団高速増殖原型炉もんじゅナトリウム漏洩事故の原因究明結果について”(1997)。
- 21) R.N. Newman: "The Chemistry of Corrosion at Sodium-Air Leak Sites," *Scie. Tech. fast reactor safety, BNES*, P535 (1986).
- 22) R.N. Newman: "The Ignition and Burning Behaviour of Sodium Metal in Air," *Prog. in Nuc. Ene.*, 12, P119 (1983).

## 【技術報告】

## ガラス溶融炉内検査試験装置の開発



資料番号：103-4

小林 洋昭 宮本 陽一

東海事業所 環境技術開発部

Development of the In-Melter Inspection Test Apparatus

Hiroaki KOBAYASHI Yoichi MIYAMOTO  
Waste Technology Development Division, Tokai Works

高レベル放射性廃液のガラス固化を行う溶融炉内部の耐火物等の健全性を確認するため、「外観観察」および「侵食量測定」の機能を有する炉内検査試験装置を開発した。装置の設計・製作に際しては、それぞれの機能を満足できる方式の調査を行い、「外観観察」についてはファイバースコープ方式を、また「侵食量測定」については、レーザ光による三角測量方式を選定した。本試験装置に対し、模擬廃液を用いたガラス固化試験に使用した工学規模溶融炉等での性能評価試験を実施し、所定の炉内検査性能を有することを確認した。

*It is necessary to confirm the integrity of the melter for vitrification of high-level radioactive liquid waste. In order to inspect the inside of the melter, a test apparatus with two functions of surface observation and measurement of the amount of erosion was developed. The technique which was suitable for each function with conventional techniques in the design and production stage of the equipment was examined. A fiberscope was selected for the surface observation and of erosion a laser beam triangulation system was selected for measurement of the amount.*

*The test and performance evaluation of the developed melter inspection test apparatus adopted for the mock-up melter was carried out, and the design objectives were satisfied and confirmed.*

## キーワード

ガラス溶融炉、ガラス固化、炉内検査技術、外観観察、ファイバースコープ、健全性評価、溶融炉寿命、侵食量測定、レーザ三角測量法

Melter, Vitrification, Inside of Melter Inspection, Surface Observation, Fiberscope, Erosion Measurement, Laser Beam Triangulation

## 1. はじめに

高レベル放射性廃液のガラス固化を行う溶融炉は、1,100°C程度の溶融ガラスを保持するため溶融ガラスに接する部分（接液部）に耐食性が高い電鋸レンガを用いている。その外側は断熱のため、各種の耐火物で組上げ、さらに全体が箱型のステンレス鋼製ケーシングで覆われた構造になっている。ガラス溶融炉の概略構造を図1に示す。

溶融炉は、所定量の廃液とガラス原料を連続的に供給しながらバッチ方式で抜き出す運転操作が繰り返えされる。各原料は、溶融炉上部に設置されたノズルから供給され、内部の電極間の通電加熱によりガラスを溶融する。溶融ガラスが一定量

に達した後、底部の流下ノズルを高周波で加熱してガラスを抜き出す。これらの運転に伴い、接液部の耐火物および電極はわずかずつではあるが侵食される<sup>1)</sup>。そのため、溶融炉は一定期間毎に交換することとし、接液材料は交換までの期間に対し十分な腐食代を有する設計がなされている。

一方、溶融炉の交換により、高放射性廃棄物が発生することになる。この二次廃棄物の発生量を低減する観点から、供用期間中に溶融炉内部の状況を検査し、設計寿命以降の健全性について評価できれば使用期間が延ばせ、交換頻度を低減できることになる。なお、検査対象となる炉の内部にアクセスするための最大開口部は、図1に示した直径

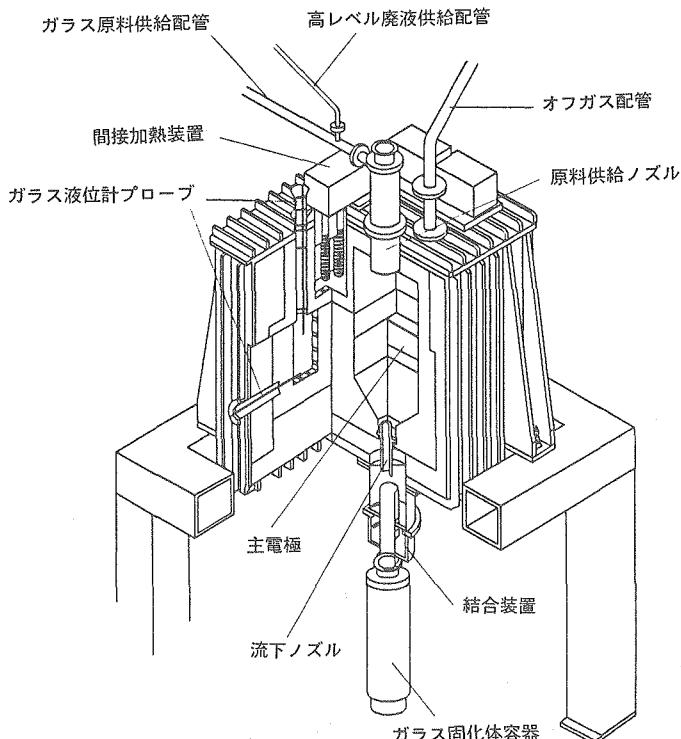


図1 ガラス溶融炉概略構造

300mmの原料供給ノズルフランジに限られる。また、溶融炉は運転を停止した後でも残留した固化ガラスにより、内部の放射線量が高い環境にある。これらから、溶融炉の検査技術には、検査部が小型で高放射線の環境下でも炉内部の状況を精度良く把握できる信頼性の高いシステムが要求される。

本報告では、炉内検査技術開発の分野において実施した適用技術の検討、試験装置の設計・製作および性能評価試験の結果について紹介する。

## 2. 技術検討

### 2.1 検査技術の検討

溶融炉の健全性を確認するための検査には炉内の異常侵食、耐火物の欠落等を目視確認するための「外観観察」および耐火物、電極の侵食量を測定するための「侵食量測定」が要求される。

既存の方式の中からこれらの機能を満足するものの検討を行い、「外観観察」については、適用できる可能性がある以下の4方式を比較・評価した。図2に各方式の概略を示す。

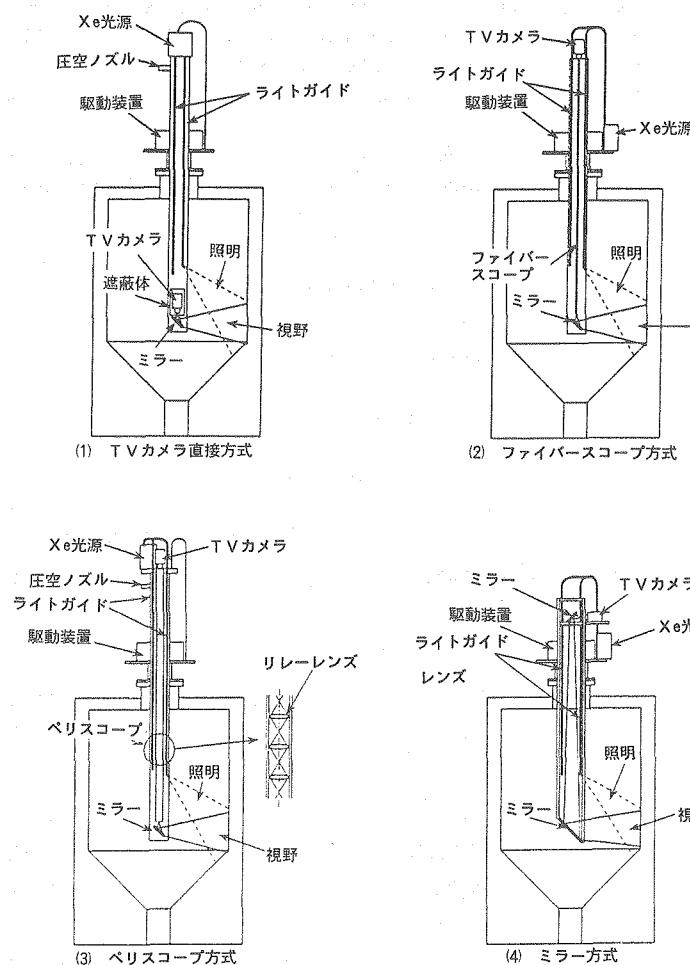


図2 外観観察方式

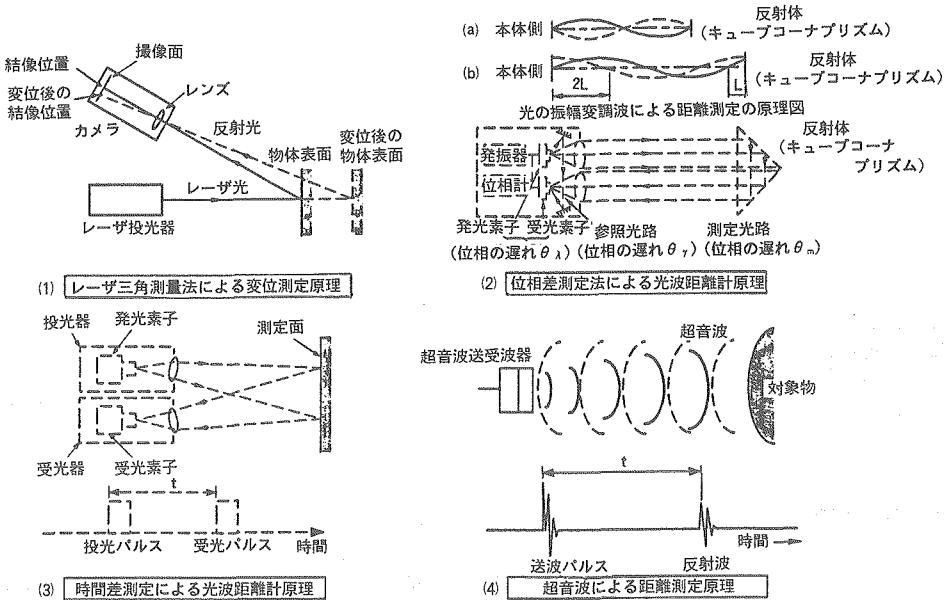


図3 距離測定原理の概略

- (1) TVカメラを直接炉内に挿入する方式
- (2) ファイバースコープを炉内に挿入し、TVカメラは炉外上部に設置する方式
- (3) ペリスコープを炉内に挿入し、TVカメラは炉外上部に設置する方式
- (4) ミラーを炉内に挿入し、TVカメラは炉外上部に設置する方式

この中で、(1)の方式はTVカメラの耐放射線性および挿入部の小型化の課題が、また、(4)の方式はミラーからの反射画像範囲の制約と駆動時の画像のブレ等の課題があり適用が難しいと判断された。(3)については、精密な光学レンズを有するために炉内温度の影響を受けやすく、さらに保守性の点でも困難な問題があることが分かった。そのため、「外観観察」には(2)のファイバースコープ方式を選定した。各方式の適用比較の結果を表1

表1 外観観察方式の比較表

項目	TVカメラ直接方式	ファイバースコープ方式	ペリスコープ方式	ミラー方式
検出部等の小型化	△ 炉内へのカメラ挿入に課題	○	○	△ 炉内へのミラーの挿入に課題
耐放射線性	△ カメラの耐放射線性に課題	○	○	○
耐熱性	△ カメラの耐熱性に課題	○	△ 光学レンズの耐熱性に課題	○
保守性	○	○	△ 光学レンズの保守性に課題	○

○：適用の可能性あり

△：適用の可能性があるが、他と比べて劣る要素あり

に示す。

「侵食量測定」については、炉内構造物の侵食量を評価するため炉の内壁間の距離測定について検討を進め下記の4方式を比較・評価した。図3に各方式の原理等を示す。

- (1) レーザ光による三角測量方式
- (2) 光波の反射位相差による測定方式
- (3) 光波の反射時間差による測定方式
- (4) 超音波測定方式

これらの中から、炉内のコーナー部の測定が可能で、固化ガラスの乱反射の影響が少なく、高精度の測定が可能と考えられる(1)のレーザ光による三角測量方式を「侵食量測定」に用いることとした。これらの適用比較の結果を表2に示す。

表2 距離測定方式の比較表

項目	レーザ光による三角測量法	光波の反射位相差法	光波の反射時間差法	超音波測定法
検出部等の小型化	○	○	○	○
耐放射線性	○	○	○	○
耐熱性	○	○	○	△ 送受波器の耐熱性に課題
付着ガラスの乱反射影響	○	△ 対象物の反射率、色調の影響が大きい	△ 対象物の反射率、色調の影響が大きい	○
炉内コーナ部の測定	○	○	○	× コーナ部の測定は不可

○：適用の可能性あり

△：適用の可能性があるが、他と比べて劣る要素あり

×：適用不可

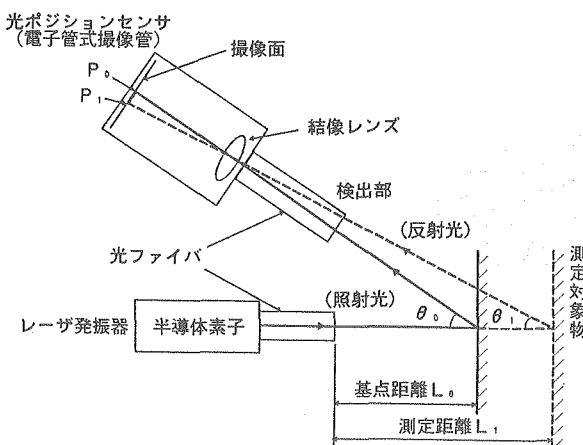


図4 レーザ三角測量法の原理

なお、「外観観察」および「侵食量測定」機能を有する全体システムは、装置の小型化を図るために、ファイバースコープ、撮像部等を共用する方式を採用した。

## 2.2 レーザ光による三角測量法

三角測量法の測定原理を図4に示す。測定面に対するレーザ投光系と受光系の設置角度を一定とした場合に、侵食等によって変位した距離を反射したレーザ光の撮像部(TVカメラ)における結像位置の変化から算出するものである。

なお、撮像部での反射レーザ光の位置を精度良く検知するため、図5に示したようにレーザスポットの座標決定法として、2値化しきい値処理<sup>2)</sup>を適用した。これは、撮像面での反射レーザ光の強度を一定の電流値幅(しきい値)の画像に絞り

込み、その重心を座標位置とするものであり、測定面の固化ガラスによる乱反射等で発生すると考えられる反射レーザ光の光束の広がりにおいても輝度の高い部分を検知し、安定した測定を可能とする。

## 3. 炉内検査試験装置の設計・製作

### 3.1 設計方針

炉内検査装置の適用対象となる実機は、ガラス固化技術開発施設(TVF)の溶融炉であるためこの溶融炉を対象に炉内検査試験装置の設計方針を以下のように設定した。

- (1) 装置の搬出入および溶融炉取り付け場所の制約から、小型・軽量化を図る。
- ① セル搬出入ポート 850mm角
- ② 原料供給ノズルフランジ  $\phi 300\text{mm}$
- (2) 装置の搬出入、設置および検査・測定を遠隔で行う。
- (3) 検査に際し作業員の被ばくおよび二次廃棄物の発生量を極力抑えたシステムとする。
- (4) 距離測定精度  $\pm 5\text{ mm}$ 以内

従来の工学規模溶融炉の評価では、人間が炉内に入って炉材料の面間距離を測定しており、その手動測定における精度を目標として設定する。

- (5) 距離測定間隔 最小 1 mm
- (6) 溶融炉内温度 200°C 以下(ガラス液面がLowレベルにおける雰囲気温度 - 解析値)
- (7) 溶融炉内検査範囲
  - ① 距離(侵食量)測定範囲 - 天井面を除く炉内表面全域
  - ② 観察範囲 - 炉内表面全域(暗黒条件において炉材料の表面観察を可能とする。)

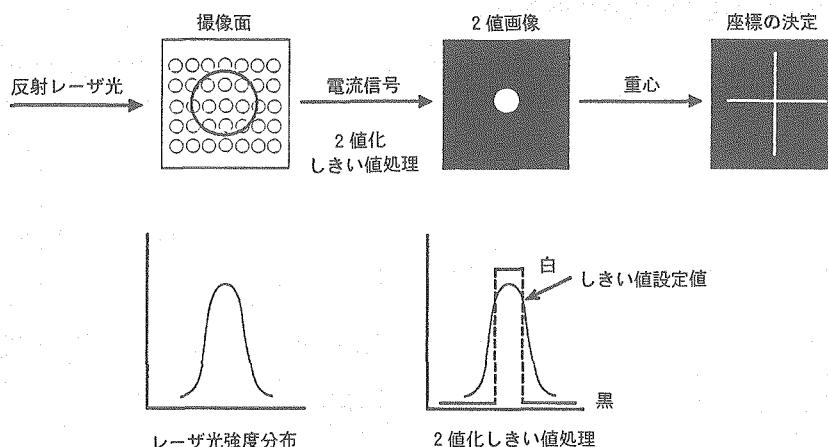


図5 レーザ光の座標決定方法

表 3 炉内検査装置の基本仕様

項目	仕様
本体全長	約 4500mm
最大直径	約 800mm
本体重量	約 550kg
保護カバー重量	約 250kg
駆動方式	ACサーボモータ
駆動軸	昇降、旋回
座標系	円筒座標系
レーザ方式	半導体レーザ
TVカメラ	出力 180mW (発振部)
観察照明	電子管式撮像管 キセノンランプ
観察視野径	容量 500W
距離測定間隔	約 170mm 最小 1mm

### 3.2 設計・製作

炉内検査試験装置は、平成4年から設計・製作を開始し、平成5年7月に完成した。試験装置の基本仕様を表3に、また、写真1に概略を示す。

ここでは、試験装置の主要部分について概要を述べる。

#### (1) 駆動ユニット

駆動ユニットは、外観観察および距離測定を行う測定ユニットの昇降、旋回駆動に用いるACサーボモータ、減速機、昇降軸、旋回台等で構成される。昇降軸の上部には測定ユニットの機器が設置され、内部には外観観察、距離測定に共用す

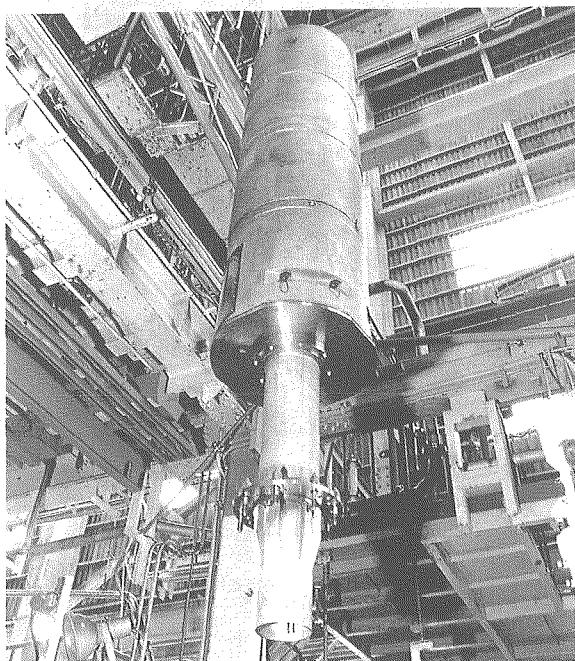


写真1 装置全体

るファイバースコープ、距離測定に用いるレーザ投光用のファイバー、検出部空冷管（模擬）等が収納されている。昇降方式にはラック・ピニオンが用いられている。

旋回台は昇降軸と一体化され、ギア・ピニオン方式で駆動する。台上には各駆動モータ、減速機が取付けられており、ペアリングを介して装置の保護カバー内に設置されている。

#### (2) 測定ユニット

測定ユニットは、駆動ユニットの上部に設置されるレーザ装置、撮像管、照明光源、炉内に挿入される検出部およびそれらを連結するファイバースコープ等から構成される。写真2に検出部を示す。

#### (3) 制御・解析ユニット

制御・解析ユニットは、駆動ユニットの動作制御および測定ユニットからの映像観察、距離測定データの解析を行うもので、駆動モータ制御盤、パソコン、センサプロセッサ、モニタ等から構成される。試験装置の全体系統を図6に示す。

#### (4) 耐震解析

炉内検査試験装置の設計段階において、想定される装置仕様およびTVFガラス溶融炉のモデルをもとに耐震解析を実施した。その結果、支持架構部、据付けボルト等に関して健全性が維持され

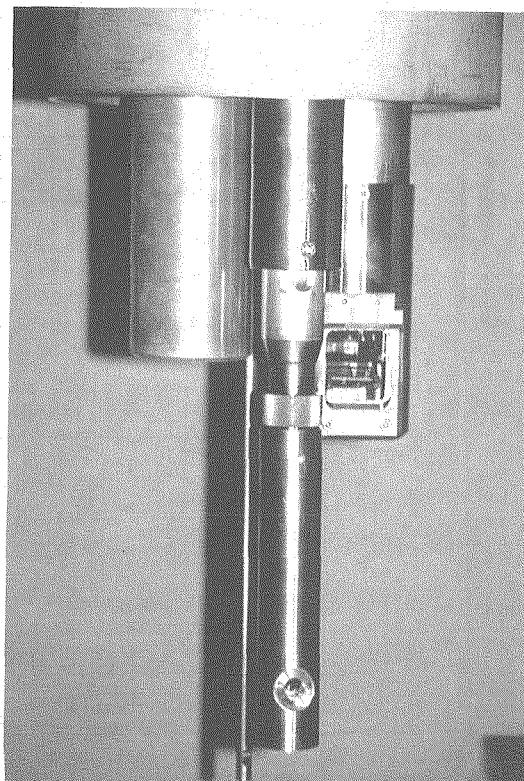


写真2 検出部

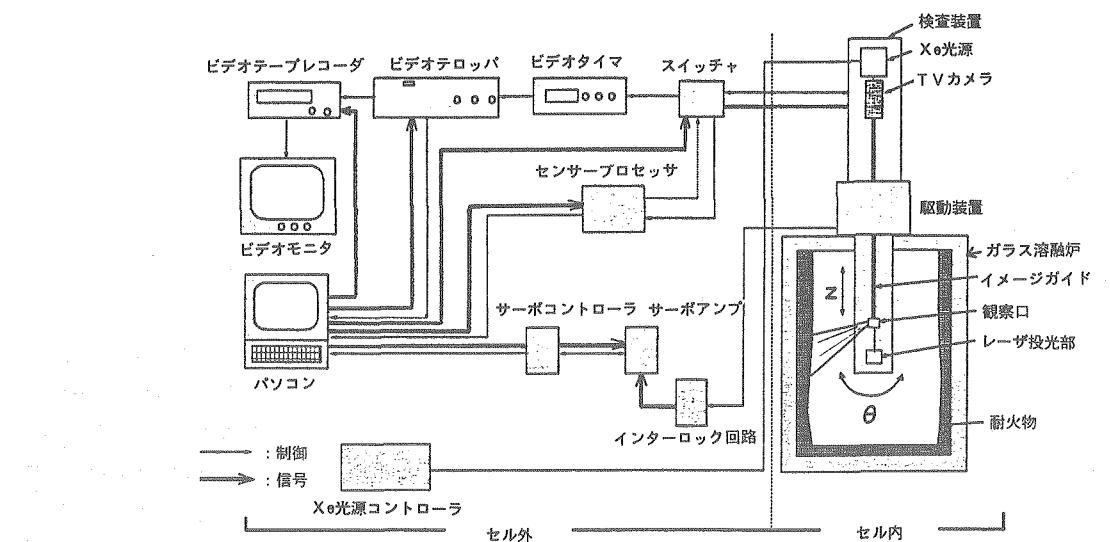


図 6 全体系統図

ることを確認した。

#### 4. 試験装置の性能確認

模擬廃液を用いたガラス固化試験に使用した工学規模溶融炉および模擬耐火物等を対象に、試験装置の評価試験を実施し、所定の炉内検査性能を有することを確認した。

##### (1) 距離測定精度

溶融炉の接ガラス部に用いられているクロム一

アルミナ系電鋸レンガの模擬耐火物に固化ガラスを付着させた試料を対象に、炉内の寸法に相当する測定対象物までの距離が350～600mmの範囲で精度評価試験を行い、固化ガラス表面までの距離

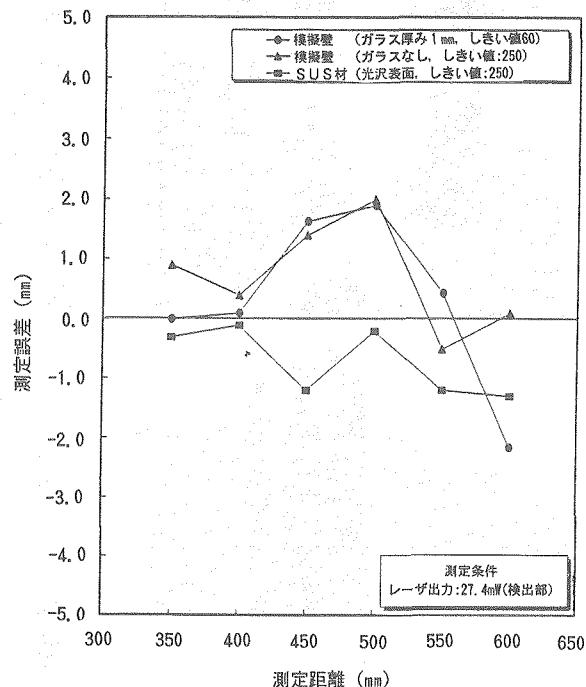


図 7 精度評価試験結果 (一例)



炉内写真

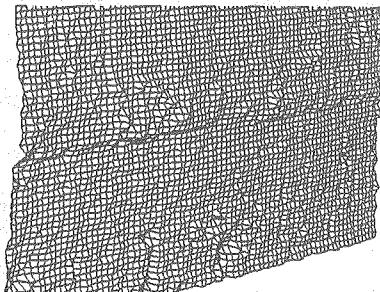


図 8 炉内測定結果 (ガラスに接する耐火物表面)

測定精度として±5 mm以内の性能を確認した。図7に精度評価試験結果の一例を示す。

なお、炉内の付着ガラスの厚みは、これまでの工学規模溶融炉の試験データから、ほぼ均一に薄く分布することが明らかになっている。したがって、運転終了後の炉材料表面までの距離（付着ガラスの厚みも含む）の変動から侵食量を評価することが可能である。

図8に工学規模溶融炉内の接液耐火物部を縦、横10mm間隔で測定したデータから作成した立体図を示す。

## (2) 外観観察性能

固化ガラスが付着した炉内表面の観察では、ガラスの反射による照明光のハレーションを抑制できる照明照射角度を選定し、反射レーザ光の撮像用TVカメラにより、炉内の外観観察画像が得られることを確認した。

## 5. おわりに

高レベル放射性廃液のガラス固化を行う溶融炉内部の外観観察および侵食量測定に用いる炉内検査試験装置を開発し、性能評価試験を実施した。

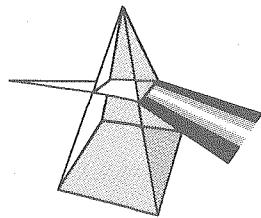
ガラス溶融炉開発のコールド試験に用いた工学規模溶融炉等を対象にした評価試験から、所定の炉内検査性能を有することを確認した。

今後は、これらの試験データをもとに高レベル廃液を処理しているガラス溶融炉へ適用する炉内検査装置の仕様を取りまとめる予定である。

## 参考文献

- 1) 正木敏夫, 五十嵐寛, 他：“ガラス溶融炉材料の耐食性評価”原子力学会「1991春の年会」要旨集 K44, (1991).
- 2) 電気学会：“光と画像の基礎工学” P.247-253, (1987).

## 【技術報告】



# アクティブ中性子法によるTRU核種 測定技術開発 —マトリクス補正—

黒木亮一郎 鈴木 敏\* 田所 秀明\*  
薄井 和也 入之内重徳 安 隆己

東海事業所 環境施設部  
\*原子力技術課

資料番号：103-5

Development of Non-Destructive Assay Technique for TRU  
Nuclide in Waste by Active Neutron Method  
— Matrix Correction —

Ryouichirou KUROKI Satoshi SUZUKI\* Hideaki TADOKORO\*  
Kazuya USUI Shigenori IRINOUCHI Takami YASU  
Waste Plants Operation Division, Tokai Works  
\* Nuclear Engineering Corporation

現在、超ウラン元素(TRU)を含む放射性廃棄物(以下、TRU廃棄物という)については、放射能濃度により適切に区分管理することが考えられている。このため、TRU核種を極めて低い濃度まで測定する必要がある。それに有効な技術として考えられるアクティブ中性子法による各種実証試験をプルトニウム廃棄物処理開発施設(PWTF)で実施してきた。この中で検出感度への影響因子としては主に、廃棄物マトリクス(廃棄物構成材)の性状であることが確認された。それを補正するために、マトリクスの吸収能(中性子吸収断面積)および減速能(水素密度)を用いた評価手法を開発、適用した。

ここではその補正方法および適用結果を報告する。

*Concerning a management of the TRU waste, an active neutron method is available for NDA (Non-Destructive Assay) technique to measure TRU nuclides.*

*We have developed a measurement technique with the PAN system (Passive Active Neutron system) at PWTF (Pu Contaminated Waste Treatment Facility) since 1990. In this experiment, it was confirmed that the waste matrix affects the detection sensitivity. In order to correct the effect, we designed a correction technique with absorption (macroscopic absorption cross section) and moderation (hydrogen density) of the waste matrix, and evaluated its applicability. The waste matrix used in this evaluation experiment consisted of air, paper, cloth, polyethylene, asphalt, vinyl chloride and polystyrene.*

*The error of the detection sensitivity was 90% at a maximum before the correction. The error was improved to ±20% after corrections.*

*This correction technique is described in this paper.*

## キーワード

TRU廃棄物、アクティブ中性子法、廃棄物マトリクス、プルトニウム廃棄物処理開発施設(PWTF)、吸収能、減速能、補正

TRU Waste Management, NDA, Active Neutron Method, Waste Matrix, PWTF, Moderation, Absorption, Correction, PAN System

## 1. はじめに

超ウラン元素(TRU)を含む放射性廃棄物(以下、TRU廃棄物という)として、MOX燃料加工施設、再処理施設等から種々の廃棄物形態および放射能濃度のものが発生する。これらの放射性廃棄物は、含まれるTRU核種の放射能濃度により

区分し、合理的な処分方法をとることが考えられている。現在、全 $\alpha$ 核種の放射能濃度約1GBq/tをその一応の区分目安値と設定しており、その値以上もしくは以下により、それぞれ深地層処分、浅地層処分が考えられている。

区分管理を目的とする廃棄物中のTRU核種の

測定手法として、破壊分析はその作業の繁雑さおよびサンプリング信頼性の点等から不適切であるため、各種の非破壊分析(NDA:Non Destructive Assay)手法についての研究開発が行われている。この中でも極低濃度領域の測定ができるアクティブ中性子法は、本測定に有効といわれている。

東海事業所環境施設部プルトニウム廃棄物処理開発施設（以下「PWT」）では、平成2年3月にパッシブ・アクティブ中性子測定装置(Passive・Active Neutron System：以下「PAN装置」という)を設置し、同年4月より測定試験を開始した。

これまでに、PAN装置特性把握、各種廃棄物マトリクス材(廃棄物構成材)の測定感度・精度への影響評価試験、廃棄物マトリクス内での核種偏在および分散による測定感度・精度への影響評価試験を実施した。この一連の試験により、測定感度および精度への影響因子は、廃棄物マトリクスの吸収能および減速能、核種偏在、プルトニウムの自己吸収であることを確認した。

本報では、上記因子のうち200ℓドラム缶を対象とした廃棄物マトリクスの吸収能および減速能による影響の補正方法と、その適用性評価結果を示す。

## 2. PAN装置概要

一連の試験に用いた、PAN装置の断面を図1に、中性子計測系のブロックダイヤグラムを図2に、装置外観を写真1に示す。

装置の基本仕様を以下に示す。

### (1) 測定対象物

200ℓドラム缶まで測定可能である。本試験では200ℓ廃棄物ドラム缶を用いた。

### (2) 分析容器(図1)

体系外への中性子の漏洩を防ぐために、厚さ10cmのグラファイト、高速中性子を減速させるために、厚さ20cmのポリエチレンを6面に配した箱型で、ドラム缶回転機構を有している。

### (3) 中性子発生装置

D-T反応による14MeV中性子を強度 $5 \times 10^7$ n/secで発生するものであり、分析容器内側に設置されている(図1)。詳細仕様は以下のとおりである。

型式	変圧器型
中性子発生数	: $10^6$ n/pulse
中性子発生周波数	: 5Hz
パルス発生幅	: 5μsec ~ 10μsec
ターゲット	: $^3\text{He}$ 222GBq

(1991年5月現在)

### (4) 中性子検出系

廃棄物中に含まれるTRU核種の核分裂中性子(即発中性子)検出用として、カドミウムで被覆された20本の $^3\text{He}$ 検出器(以下、シールド検出器という)、および分析容器内の熱中性子検出用として、1本の $^3\text{He}$ 検出器(以下、FM: フラックスモニタという)を設置している。各計測回路系は、中性子の時間応答の測定が行えるものとなっている(図2)。

### (5) 装置寸法・重量

寸法: 1,380W×1,380D×1,830H

重量: 約6ton

## 3. 測定原理

### 3.1 アクティブ中性子法測定原理

中性子減速体(ポリエチレン)で囲まれた分析

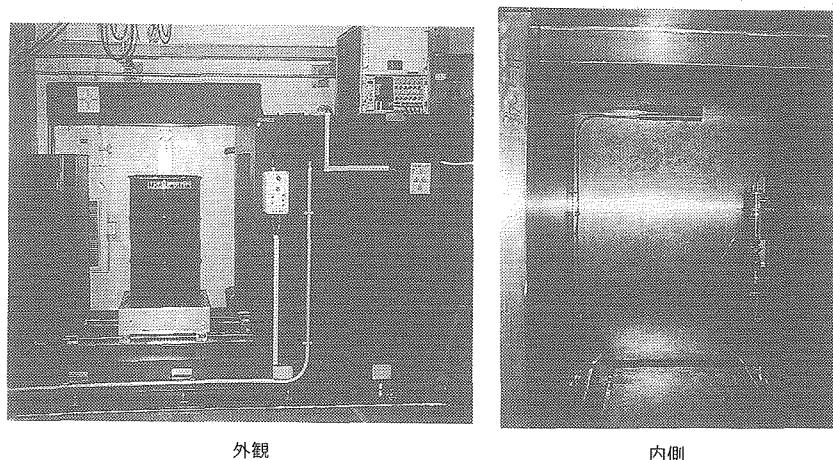


写真1 PAN装置外観

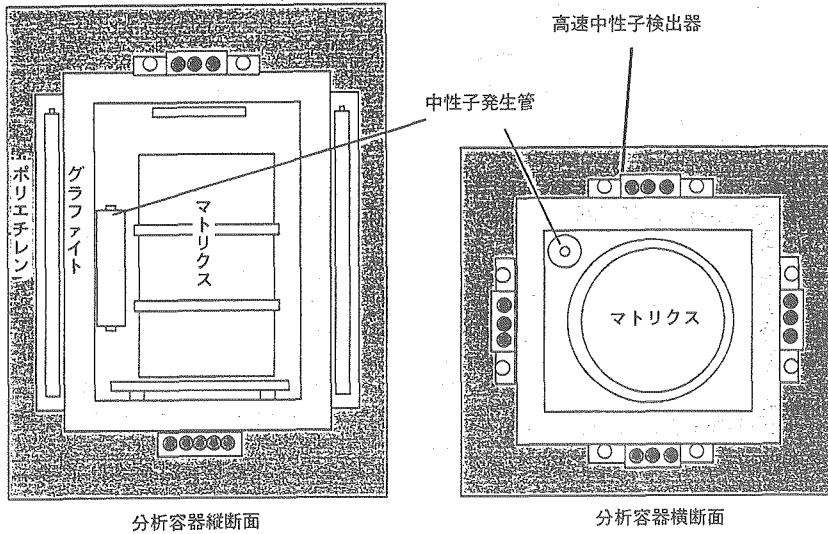


図1 PAN装置の断面図

容器内で、中性子発生装置により発生させた高速中性子を、パルス状に照射すると、高速中性子は短時間で減速して、熱中性子になる。この熱中性子は、TRU廃棄物中の核分裂性核種 ( $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ 等) の核分裂を誘起し、即発中性子（高速中性子）を放出する。この即発中性子の発生量は核分裂性核種の存在量に比例するので、それを計測することにより、核分裂性核種を定量することができる。

照射した高速中性子および、その中性子が減速した熱中性子ならびに、核分裂によって生じた即発中性子とは、中性子照射から核分裂までの時間

差と、発生中性子のエネルギー差（高速中性子か熱中性子）とを利用して区別する。このため、中性子をパルス状に一定間隔で繰り返し照射し、パルスとパルスの間（照射高速中性子が発生していない微小時間）に、即発中性子を計測する。

この測定原理はアクティブ即発中性子法と分類されるもので、DDT (Differential Die-away Technique)と呼ばれている。

測定概念を図3に示す。

### 3.2 測定評価アルゴリズム

アクティブ中性子計測により得られた計数値か

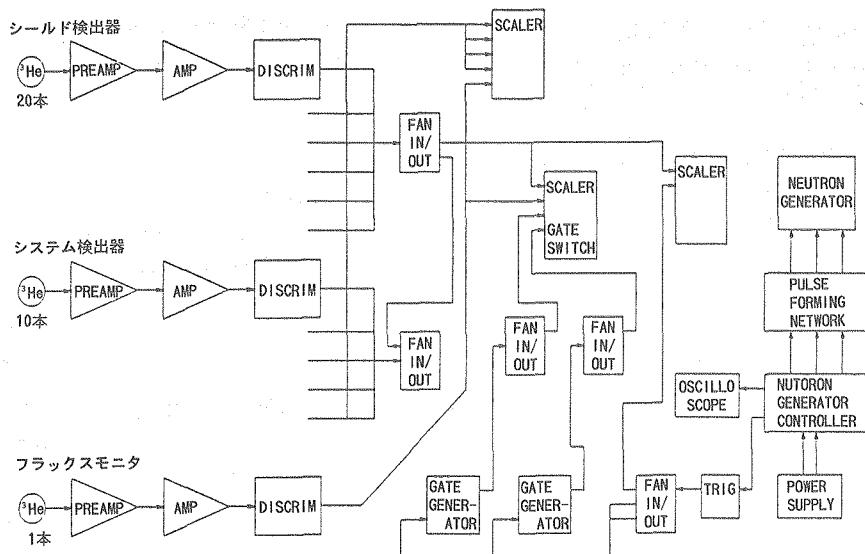
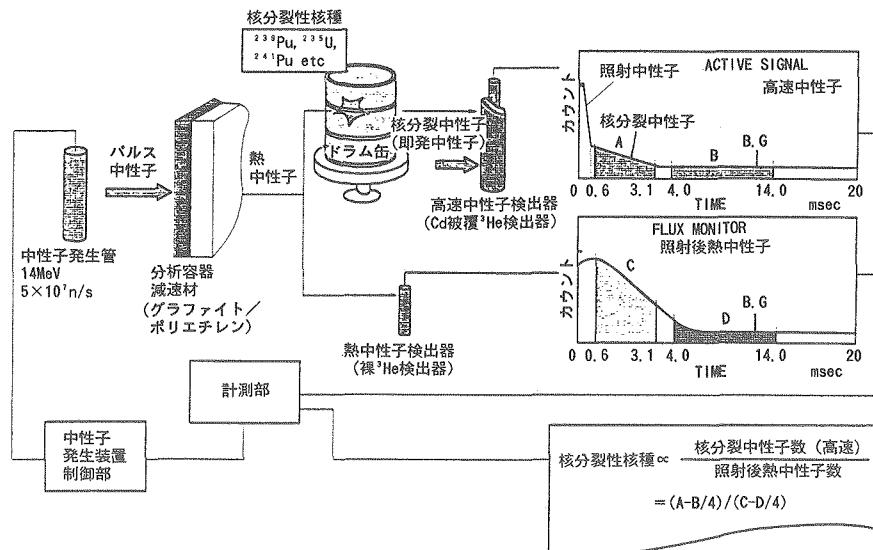


図2 中性子計測系のブロックダイアグラム



ら、 $^{239}\text{Pu}$  実効質量（核分裂核種量を $^{239}\text{Pu}$ で換算したもの）は以下の式により求められる。

$$\begin{aligned} ^{239}\text{Pu} \text{ 実効質量} &= \text{ネットカウント} \times \text{C.F.} \times \text{S.A.} \\ &\quad \times \text{N.D.} \times \text{K} \end{aligned} \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

ネットカウント：

即発中性子数(シールド検出器計数値)/入射熱中性子数(FM計数値) - ゼロマス

C.F.：廃棄物マトリクス補正係数

S.A.：プルトニウム自己吸収補正係数

N.D.：核種偏在補正係数

K：本装置におけるネットカウント当たりの $^{239}\text{Pu}$  実効質量

$$K = \frac{\text{標準線源の } ^{239}\text{Pu 実効質量}}{\left[ \begin{array}{l} \text{空ドラム缶中心に標準線源を設置} \\ \text{(した場合に得られるネットカウント) } \end{array} \right]}$$

ゼロマス：廃棄物中にTRU核種が存在しない場合のシールド検出器計数値/FM計数値

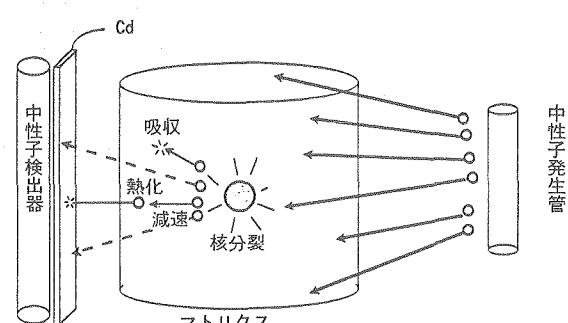
本試験において、プルトニウムの自己吸収による影響は、極低濃度領域の廃棄物と仮定すると無視できる（通常、プルトニウム塊が50gを超えると、自己吸収による影響があるとされる）ことから、(1)式中のS.A.については、S.A.=1とできる。また、核種偏在による影響は、プルトニウムが均一に分布していると仮定すると、同様に無視でき、N.D.=1とできる。このことから(1)式は、

$$^{239}\text{Pu} \text{ 実効質量} = \text{ネットカウント} \times \text{C.F.} \times \text{K} \quad \dots \dots \dots (2)$$

となる。そこで本実験では(2)式のC.F.について評価を行った。

#### 4. 廃棄物マトリクス影響補正の概念

図4に示すように、廃棄物マトリクスが計数値に与える影響としては、中性子の吸収による減少と、減速された中性子の検出器との無反応化による減少が考えられる。実際に廃棄物マトリクスが計数値に影響を与えた状況を、図5に示す。このように、本来同一のプルトニウム線源を用いているため、計数値はどの廃棄物マトリクスでも等しくなるべきものが、その違いにより計数値に違いが現れる。この違いが存在したままでは、プルトニウム量を正確に評価することが出来なくなるため、その量を補正することが必要である。それらを補正するためには、個々の廃棄物マトリクス毎



$$\begin{aligned} \text{核分裂性核種量} &= K \times \text{アクティブ中性子計数値} \times \text{マトリクス補正係数} \\ \text{マトリクス補正係数} &= f_{\text{吸収}} \times f_{\text{減速}} \end{aligned}$$

図4 マトリクスの補正概念

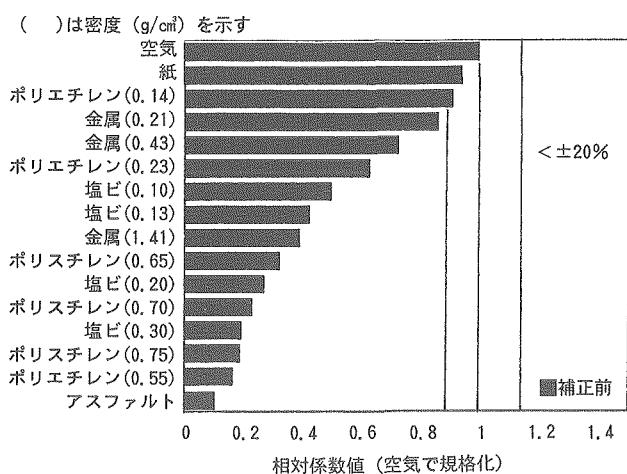


図5 マトリクスの影響

に補正係数をもとめることが必要である。

アクティブ中性子測定での各廃棄物マトリクス補正係数は、空ドラム（空気）と各廃棄物マトリクスの計数値の比により定義することができる。

$$C.F. = \frac{\text{空ドラム缶の計数値}}{\text{廃棄物マトリクスの計数値}}$$

また、補正係数は、前述したとおりマトリクスの吸収能と減速能の関数として表せる。すなわち、

ここで、廃棄物マトリクスの吸収能はその巨視的吸収断面積に比例し、また減速は、軽元素との衝突により生じるが、その中でも特に中性子の質量にはほぼ等しい水素との衝突により、主に減速が生じるため、減速能は廃棄物マトリクスの水素密度に依存すると考えられる。このことからC.F.は、巨視的吸収断面積および、水素密度の関数として表せる。

## 5. 廃棄物マトリクス補正係数の評価試験方法

マトリクス中に核種が均一に分布するときの補正係数を標準線源を用いた測定および、計算によりもとめ、吸収能および減速能との関係を評価する。

マトリクス補正係数をその試験体ごとに実測データよりもとめるため、マトリクス内24カ所について標準線源を設置し、アクティブ計数値を取得する。得られた計数値から、それぞれのマトリクスの体積加重平均値をもとめ、また同様にして、

空ドラム缶の体積加重平均値をもとめる。それらの比を測定から求めた廃棄物マトリクス補正係数(C.F.)とする。

$$C.F. = \frac{\text{空ドラム缶の体積加重平均値}}{\text{マトリクスの体積加重平均値}} \quad \dots \dots \dots (5)$$

また、廃棄物マトリクス補正係数は(3)、(4)式で表されることから、それと、吸収能および減速能との関係を評価する。

今回の試験では、核分裂の誘発に寄与する熱中性子(中性子発生装置により発生した高速中性子が、分析容器により減速された熱中性子)の廃棄物マトリクスによる吸収と、即発中性子のそれによる減速により、主に計数値に影響を与えると仮定する。これらの現象は、本測定法においては、独立した現象として扱うことができるため、(4)式は、

$$C.F. = f_1 \{ \text{吸收能 (巨視的吸收斷面積)} \} \\ \times f_2 \{ \text{減速能 (水素密度)} \} \dots\dots\dots(6)$$

と表わすことができる。そこで本実験では、(6)式の  $f_1$ 、 $f_2$ について独立に評価し、最終的にC.F.をもとめた。

## 5.1 廃棄物マトリクス吸収能評価試験

照射中性子は、分析容器により減速され熱中性子となり、廃棄物マトリクスに入射し、その内部で吸収され、残りが漏れ出る。このとき、廃棄物マトリクスに入射する熱中性子とそこから漏れ出る熱中性子との比は、廃棄物マトリクスの吸収能に依存すると考えられる。この概念図を図6に示す。

ここでは、廃棄物マトリクスへ入射する熱中性子を計測するため、分析容器内上部に設置されたフラックスモニタを用い、マトリクスから漏れ出

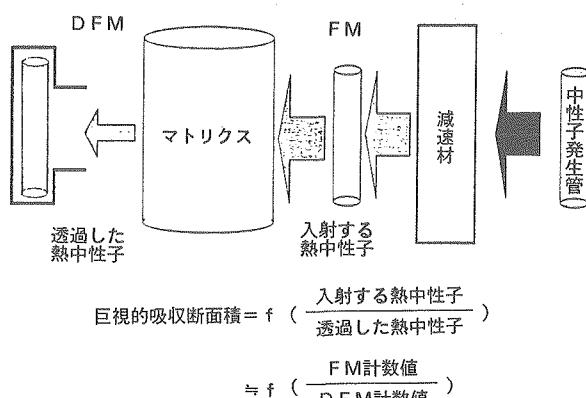


図 6 吸收能評価概念

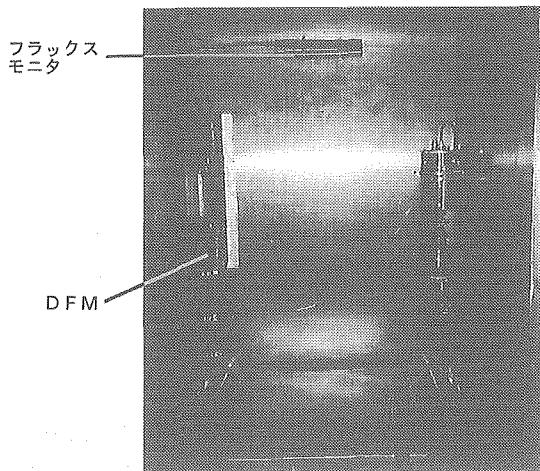


写真2 DFMの設置状況

る熱中性子を計測するため、カドミウム(Cd)コリメータを付加した<sup>3</sup>He 比例計数管（ドラムフラックスモニタ；以下「DFM」という）を設置した。設置状況を写真2に示す。

DFMに用いたCdコリメータは、マトリクス内部を通過してマトリクスの外へ漏れ出る熱中性子だけを計測できるよう、<sup>3</sup>He比例計数管をCdの箱で覆い、また一方向から入射する熱中性子だけを計測できるように、Cdの箱の一面に窓を開けた。窓を開けただけでは広範囲から熱中性子が入射してしまうので、窓部に筒状のCdを付加し、熱中性子の入射範囲を制限した。また、ドラム缶表面で散乱し<sup>3</sup>He比例計数管に入射する熱中性子を低減するため、Cdの板をCdの箱の周辺に付加した。その状況を図7に示す。

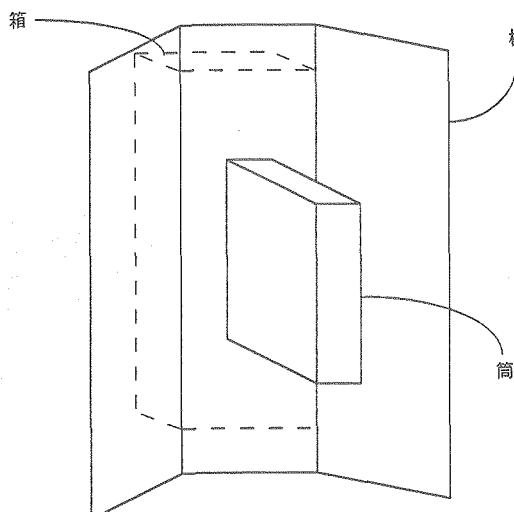


図7 Cdコリメータ

これらを用い、種々の廃棄物マトリクスについて

$$\text{吸収指数} = \text{FM計数値}/\text{DFM計数値} \dots\dots\dots(7)$$

を取得し、吸収指数と各廃棄物マトリクスの吸収能（巨視的吸収断面積）との関係を調査した。

### 5.2 廃棄物マトリクス減速能評価試験

廃棄物マトリクスの中性子減速能を評価する方法として、その外に中性子源を設置する方法について検討する。

分析容器内に付加中性子線源(<sup>252</sup>Cf)および廃棄物マトリクス詰めドラム缶を設置したとき、付加中性子線源から放出された高速中性子は、マトリクスにより減速され、減少する。このとき、高速中性子が減少する割合（以下「減少比」という）は、廃棄物マトリクスの減速能に依存すると考えられる。よって、減少比とその減速能との関係を関数として評価することにより、減少比から廃棄物マトリクスの減速能を評価することができる。その概念図を図8に示す。

本試験では、分析容器内に付加中性子線源およびマトリクスを設置し、シールド検出器により高速中性子を計測する。それらの設置状況を図9に示す。

空ドラム缶では高速中性子の減速を無視できることから、空ドラム缶で得られた計数値を基準にとり、減少比を、

$$\text{減少比} = \frac{\left[ \begin{array}{l} \text{マトリクス詰め} \\ \text{ドラム缶の計数値} \end{array} \right]}{(\text{空ドラム缶での計数値})} \dots\dots\dots(8)$$

とし、廃棄物マトリクスの減速能との関係を評価する。

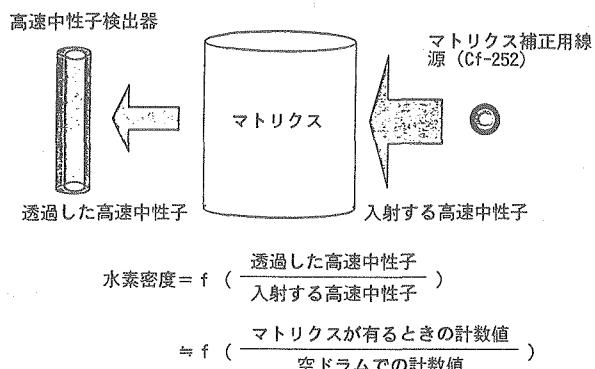


図8 マトリクス補正用線源による水素密度評価の概念

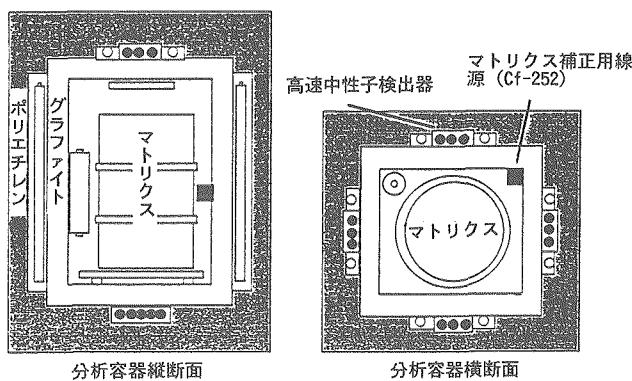


図9 マトリクス補正用線源 (Cf-252) 設置場所

## 6. 試験結果

### 6.1 廃棄物マトリクス吸収能評価試験結果

本実験で吸収能を評価する上で用いた廃棄物マトリクスは、空気、紙(密度：0.05, 0.13, 0.48)、布(密度：0.2)、ポリエチレン(密度：0.14, 0.23, 0.55)、アスファルト(密度：1.04)、金属(密度：0.14, 0.21, 0.43, 1.41)および塩化ビニル(密度：0.1, 0.13, 0.2, 0.3)である。

本実験では(7)式で示したフラックスモニタ、DFM計数値を個々の廃棄物マトリクスについて取得し、それにより求めた吸収指数と、各廃棄物マトリクスの吸収能(巨視的吸収断面積)の関係を図10に示す。ここで得られたデータにより、吸収指数に対する吸収能(巨視的吸収断面積)の関係をもとめる。吸収能(巨視的吸収断面積)を $y_1$ 、吸収指数を $x_1$ とし、二次式を用いて回帰分析を行うと決定係数0.98889により

$$y_1 = (0.0032x_1^2 + 0.5161x_1 + 11.7242) \times 10^{-3} \quad \dots\dots\dots(9)$$

の関係を得た。これにより吸収能を±10%の誤差で評価できる。

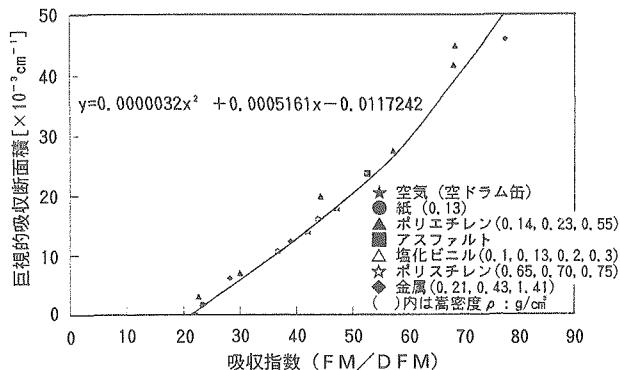


図10 巨視的吸収断面積に対する吸収指数(FM/DFM)

この式は巨視的吸収断面積が $0 \sim 4.61 \times 10^{-2}$  cm⁻¹の廃棄物マトリクスについて求めたものであり、これが吸収能評価の適用範囲と考えられる。また、可燃性廃棄物(密度：0.3)、難燃性廃棄物(密度：0.23)、アスファルト固化体、人工鉱物および金属鉄塊を含むものである。

### 6.2 廃棄物マトリクス減速能評価試験結果

本実験に於いて用いた廃棄物マトリクスは、空気、紙(密度：0.13)、布(密度：0.2)、ポリエチレン(密度：0.14, 0.23, 0.55)、アスファルト(密度：1.04)、塩化ビニル(密度：0.1, 0.13, 0.2, 0.3)およびポリスチレン(密度：0.65, 0.7, 0.75)である。(8)式で示したマトリクス詰めドラム缶の計数値、および空ドラム缶での計数値を、個々の廃棄物マトリクスについて取得し、それにより求めた減少比と、各廃棄物マトリクスの減速能(水素密度)の関係を図11に示す。ここで得られたデータにより減少比に対する減速能(水素密度)の関係をもとめる。減速能(水素密度)を $y_2$ 、減少比を $x_2$ とし、対数式を用いて回帰分析を行うと決定係数0.996により、

$$y_2 = -1.259 \ln(x_2 - 0.420) - 0.711 \dots\dots\dots(10)$$

の関係を得た。これにより減速能を±15%の誤差で評価できる。この式は、塩化ビニル(0.10)からアスファルトまでの減速能の範囲(水素原子密度： $0.3 \times 10^{22} \sim 6.9 \times 10^{22}$  atoms/cm³)で求めたものであり、これが減速能評価の適用範囲と考えられる。

### 6.3 廃棄物マトリクス補正係数評価結果

ここまで求めた(9)式および(10)式を用いて、(6)式の関係を多変量解析することによりC.F.を求めた。その結果、

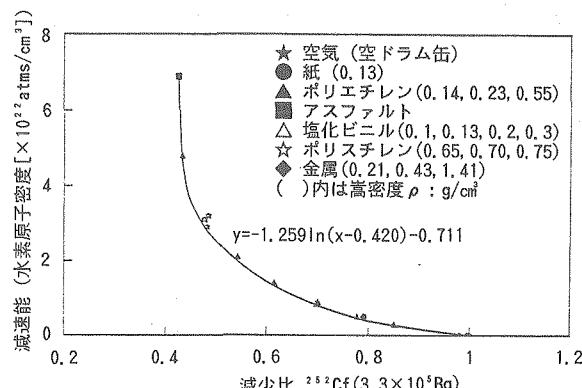


図11 減少比に対する減速能



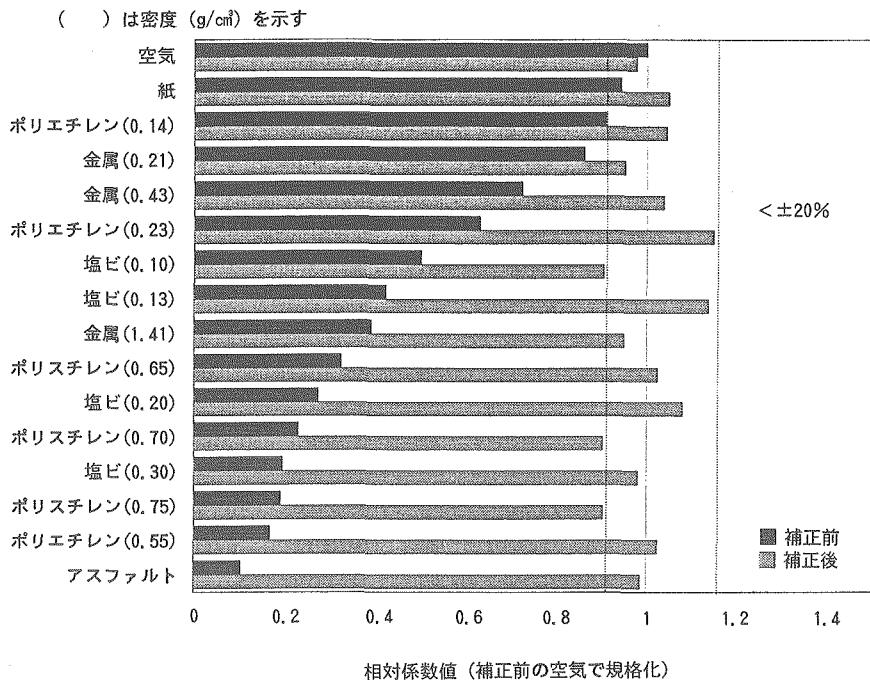


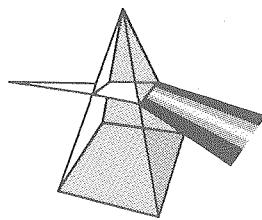
図12 補正係数の評価

各影響因子補正手法を組入れた測定システムの検討、実用化に向けて行う必要がある。

## 参考文献

- 1) 大内優, 助川泰弘, 他：“アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発” 動燃技報, 80, P.39, (1991).
- 2) 大内優, 千葉皓史, 他：“TRU廃棄物中Puの非破壊測定試験” 動燃技報, 61, P.81, (1987).
- 3) 助川泰弘, 大内優, 他：“アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発(I)”日本原子力学会「1991年秋の大会」予稿集P.607.
- 4) 薄井和也, 助川泰弘, 他：“アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発 (II) - 廃棄物マトリクスの影響補正” 日本原子力学会「1994年秋の大会」予稿集(第二分冊) P.229.
- 5) 家村圭輔, 田所秀明, 他：“アクティブ中性子法によるTRU核種測定技術開発 (II) - 均質マトリクス補正手法の評価” 日本原子力学会「1996年春の年会」要旨集P.229.
- 6) ラマーシュ：“原子炉の初等理論”, 吉岡書店
- 7) K.H. Beckurts, K. Wirthz: "Neutron Physics" Springer-Verlag Berlin/Göttingen/Heidelberg/New York (1964).
- 8) G. Robert Keeon: "Physics of Nuclear Kinetics" Addison-Wesley Publishing Company, Inc.
- 9) M.L. Zoolian, a. Gibbs, et al.: "Expert System for Transuranic Waste Assay" WSRCC-RP-89-490, DEC 91,005110 .

## 【技術報告】



# 使用済燃料被覆管切断片(ハル)等の 高圧縮試験(I)

小嶋 裕 阿部 隆<sup>注)</sup>

東海事業所 環境施設部

資料番号：103-6

Compaction Test of Fuel Element Claddings (Hulls) &amp; Fuel Structures Waste (I)

Hiroshi KOJIMA Takashi ABE  
Waste plants operation division, Tokai Works

現在、動燃事業団では、使用済燃料被覆管切断片(ハル)、端末部材等を圧縮減容する施設建設を計画している。本試験は、圧縮処理法の技術的な確立を目的として実施した。本試験では「模擬材料の選定」「圧縮カプセルの設計」「圧縮面圧と減容比の相関」「圧縮条件の設定」「ジルカロイ金属粉の飛散量」を調査・検討した。調査および試験の結果は以下のとおりである。

- ・模擬材としては、焼鈍前の材料を選定した。
- ・カプセル形状を設計した。
- ・圧縮面圧は390MPaで、ジルカロイの真密度の約80wt%になる。
- ・圧縮体内部は端末部分を切削しなくとも大きな空隙はなかった。
- ・圧縮によるジルカロイ金属粉の飛散量は約30ppbであることを確認した。

以上よりハル等の高圧縮減容処理技術の適用性について確認した。

*The PNC (Power and Nuclear Fuel Development Corporation) plans a hull (Fuel element cladding) and endpiece hardware compaction facility in Tokai Works.*

*These tests are carried out to confirm the compaction method to be applied.*

*A Series of tests consisting of Selection of 'simulated Hull material', 'Design of capsule', 'Correlation between pressure and volume reduction ratio', 'Estimation of the Disk condition' and 'Release of Zircalloy-Fines from the disk during the compressing process.*

*The Results of these tests are as follows.*

- ・Non-annealing Zircalloy for simulated Hull material.
- ・Optimization of the capsule design.
- ・About 80 wt % of the theoretical Zircalloy density at 390 MPa pressure.
- ・No large void in the disk without cutting the Endpiece.
- ・The Scattering Zircalloy fines volume is about 30ppb by the pressing treatment

*This test confirm the compaction to be applied.*

## キーワード

燃料被覆管切断片、ハル、圧縮処理、ジルカロイファイン、減容比、飛散量

*Fuel Element Cladding, Hull, Compaction, Compression, Zircalloy-Fine, Volume Reduction Ratio, Releaser*

## 1. はじめに

使用済み燃料を再処理することで発生する被覆管切断片(ハル)、端末部材(エンドピース)等は、低レベル廃棄物に属するが、放射能量は比較的高く、固体廃棄物であるため、ハンドリング等

(注) 現 神戸製鋼所

の取り扱いも難しい。また、現段階では、処分方針についても明確に打出来ている国はない状態である。現状としては、フランスはハル等の廃棄物を圧縮減容する計画になっている。イギリスでは圧縮後、セメント固化する計画である。動燃事業団においては当初、大洗工学センターにおいてハル等をHIP(Hot Isostatic Pressing: 熱間等方圧

加圧)処理することで圧縮減容を研究してきたが、拡散接合の問題、高圧容器をセル内で取り扱う、東海事業所の固体廃棄物貯蔵庫の満杯時期と技術開発時期が間に合わない等の問題から、また、世界的なハルの処理方針の動向から、HIP処理の開発を断念した。現在は、ハル処理の研究開発を東海事業所に移し、圧縮減容処理法の開発を進めている。

現在、東海事業所では使用済み燃料の被覆管切断片(ハル)、端末部材(エンドピース)等の圧縮減容技術を開発するための施設の建設を計画している。本施設の建設に向けては、圧縮減容技術を確立することが必要であり、そのための各種試験を実施してきた。試験は、小規模模擬試験、カプセル形状選定試験、圧縮状態確認試験および実規模試験の4つのフェーズに分けて行った。

試験により、カプセル形状の設定、圧縮面圧と減容比の相関の整理、圧縮条件の設定、ジルカロイ金属粉飛散量の把握等を行うことができた。これらの知見は、今後の施設の設備・装置等の設計に活用することとしている。この高圧縮処理技術を確立し、今後建設が計画されているハル等廃棄物処理技術開発施設(HWTF)の設計に反映するために、この間各種試験を実施してきた。本報告では、その試験結果について紹介する。

## 2. 試験の概要

ここで報告する「ハル等の高圧縮試験」は、東海事業所で建設の計画を進めているHWTFにおける処理技術を確立するために行ったものである。試験では、ハル・エンドピース、FBRハル・構造材等の固体廃棄物の圧縮状態、減容比等の確認を行うことを目的とした。その試験は、小規模確認試験、カプセル形状選定試験、圧縮状態確認試験および実規模試験の4つのフェーズに分け、段階的に実施したものである。小規模確認試験では、LWRハルの模擬材の圧縮特性(引張り、耐力、伸び等)を確認し、文献による実ハルの圧縮特性と比較を行い、本試験の目的に最も適した模擬ハル材を選定した。次に、小規模でハルを圧縮し、圧縮体を切断し、内部のハルの圧壊状態を観察し、大きな空隙ができたり圧壊していないハルがないことを確認した。このフェーズでは、実規模で圧縮した場合、目標としている真密度比が80%を達成するのに十分な力を確認した。この目標の真密度比80%は、以前、大洗工学センターで実施したHIP処理の前処理として行っていた圧縮で70%を達成しており、本試験では、それを上回る減容

比を得るために設定した。カプセル形状選定試験では、海外でのハル圧縮に使用する専用カプセルの形状やハル圧縮体を収めるキャニスターの寸法を参考のために調査した。その調査を基に、実規模カプセルの外形寸法を決定し、カプセル胴部肉厚をパラメータとした圧縮試験を行った。これらの結果に基づき肉厚を選定し、最適と考えられるカプセル形状を決定した。

圧縮状態確認試験では、真密度比が80%で、内部に大きな空隙ない圧縮体であるかを確認するため圧縮面圧と真密度比の相関およびエンドピースの細片化要否、処理体の空隙の状態等を評価した。この評価より高圧縮処理条件を設定した。実規模試験では、上記の圧縮状態確認試験により設定した処理条件で各種模擬廃棄物(PWR、BWR、ATR、FBR、再処理工程に使用しているフィルタ等)の圧縮を行ない、高圧縮処理条件の妥当性および真密度比を確認した。ほか、再処理の溶解清澄工程で使用しているパルスフィルタについて圧縮減容処理できることを確認した。本試験ではフィルタ等がHWTF施設で圧縮処理する必要性があるかの判断をするためのデータを取得するため、特に減容比の設定はしなかった。

また、ジルカロイファインは活性な金属であり粉じん爆発を起こす可能性がある。このため圧縮処理に際しジルカロイファインの挙動を調査する必要がある。このジルカロイファインが圧縮時に飛散する量を実規模で確認する。試験では、ジルカロイファインをあらかじめ圧縮用カプセルに封入し、圧縮によるジルカロイファインの金型への飛散量と粒径を確認した。

## 3. 試験装置

各フェーズで使用された試験装置は以下のとおりである。

### 3.1 小規模確認試験

小規模確認試験ではプレス機の圧縮面圧392.2 MPa、圧縮力1.96MN、プレス速度3mm/secの油圧プレス機を使用した。金型は実機の1/4スケールの内径φ101×150Hでニッケルクロムモリブデン鋼のものを使用した。模擬廃棄物収納を収納するためのカプセルはφ99×123H×0.3tの製円筒容器で、材質はSUS304を使用した。模擬廃棄物であるLWR模擬ハル材のジルカロイは、焼鈍している物に比べ硬くもろい焼鈍前材(引抜き加工した燃料被覆管を焼鈍せず、被覆管の結晶構造方向を合わせる操作をしていない物)、焼鈍し

ていない物に比べ柔らかく、もろくない焼鈍材(金属の組織を調整するため材料を適度な温度に、一定時間加熱後徐々に冷却したもの)、照射脆化等を考慮し圧縮したときにジルカロイファインの発生量が同量になる脆化度の水素吸蔵材(材料を高温高圧で水素を吸蔵させたもの。水素を5600 ppm急増したものを使用)である。

### 3.2 カプセル形状選定試験／圧縮状態確認試験／実規模試験

試験ではプレス機の圧縮面圧392.2 MPa、圧縮力49MN、プレス速度3 mm/secの油圧プレス機を使用した。金型は内径 $\phi$ 400×680hでニッケルクロムモリブデン鋼のものを使用した<sup>2)</sup>。(写真1)

模擬廃棄物収納を収納するためのカプセルは $\phi$ 400×500h(ATR用は400h) $\times$ 1.0、1.5、2.0tの製円筒容器で、材質はSUS304を使用した。(写真2)模擬廃棄物はLWRハルとPWR、BWR、ATRのエンドピース、FBRハルと構造材を用意し、模擬ジルカロイファインとしては酸化ジルカロイと水素化ジルコニウムを用いた。

計測機器としてはプレスストロークを測定するために荷重測定XYレコーダーとリール型変位計、金型円周方向の歪を測定するために歪ゲージを用意した。また、ジルカロイファインの飛散量を測定<sup>3)</sup>するためにカスケードインパクタ、真空ポンプ、スミヤ濾紙を用意した。

### 4. 試験項目と結果および考察

#### 4.1 小規模確認試験

##### 1) 模擬ハル材の機械特性調査

ハル自体の機械的特性について、本試験では引張り、耐力、伸びの試験を行い、調査した実ハルの機械的特性<sup>1),2)</sup>と比較し、本試験に使用する模擬ハル材を焼鈍前材、焼鈍材、水素吸蔵材の中から選定した。選定する材料としては比較的手に入りやすく、処理しやすいものを選んだ。

結果は表1のとおりである。これらの機械特性データを比較検討した結果、圧縮試験に用いる模擬ハル材としては、焼鈍前材が実ハルの圧縮力と耐力に近い値を示すことがわかった。以後の試験フェーズでは、この焼鈍前材を使用することとした。

##### 2) 小規模スケールによる圧縮

実規模の高圧縮処理に使用するカプセルを1/4にスケールダウンした小規模模擬廃棄物収納カプセル( $\phi$ 99×123h $\times$ 0.3t, SUS304)に模擬ハル材を入れ試験を行った。このカプセルを小規模用のプレス機の金型に収め、プレス機の押棒がカプ



写真1 高圧縮試験装置  
(金型と押棒)

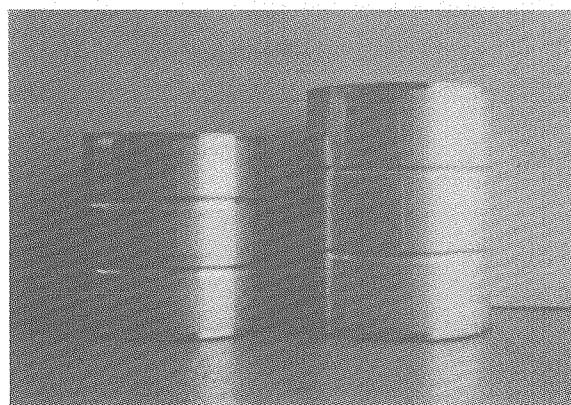


写真2 カプセル（模擬廃棄物収納用）  
(左：フィルタ、ATR用、右：LWR、FBR用)

セルに接触した位置から加重をかけたときに動く距離(プレスストローク)とプレス機にかかった荷重の関係を計測した。

また、この小規模の圧縮体の圧縮状態を観察し、圧縮力と真密度比の関係を実ハルのデータと比較するこを、本試験で目的とした。

結果として焼鈍前材の被試験体は392.2 MPaの圧縮面圧で真密度比が約80%になることを確認した。この時の圧縮体内部の空隙の状態を確認する

表1 模擬ハルと実ハルの機械的特性

供試材料	本試験の木材試験結果			文献による炉内照射前材		文献による炉内照射後材
	焼鈍前材	焼鈍材	水素吸蔵材(5600ppm)	焼鈍前材	焼鈍材	( $10^{21}$ n/cm $^2$ )
引張強さ(kg/mm $^2$ )	86.6	53.6	31.2	80	55	80~85
耐力(kg/mm $^2$ )	77.9	37.2	—	70	40	80~82
伸び(%)	11.4	32.1	0	13	36	2~8

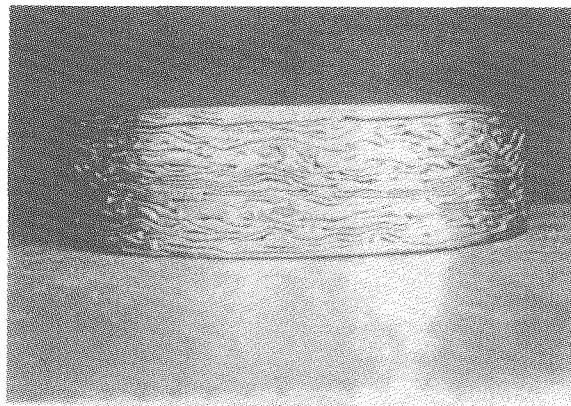


写真3 圧縮処理体（側面）

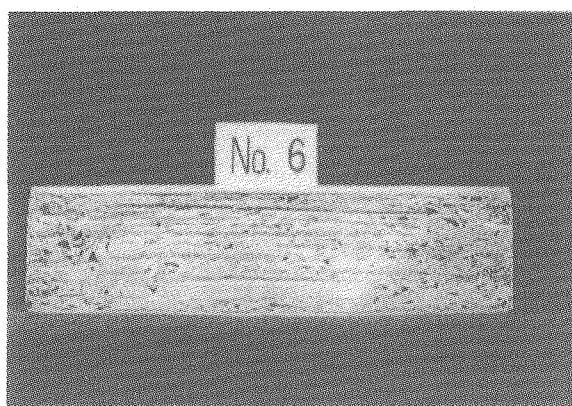


写真4 圧縮処理体の断面

ことで、実規模試験で圧縮した場合80%程度の真密度比になることが予測できた。

また、被試験体の外観観察をしたところ小型のカプセルには大きな破損は無く圧縮できることを確認した。圧縮体の内部状況はマクロ的にはハルは均一に圧縮されており、大きな空隙は観察されなかった。この焼鉈前材を以下に行う試験の模擬材に使用した。

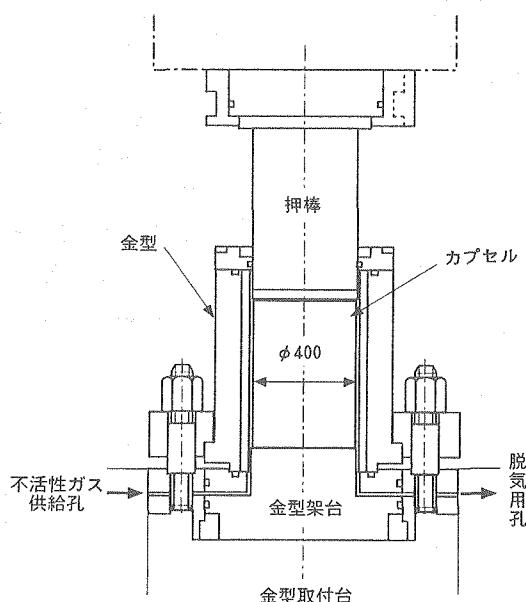
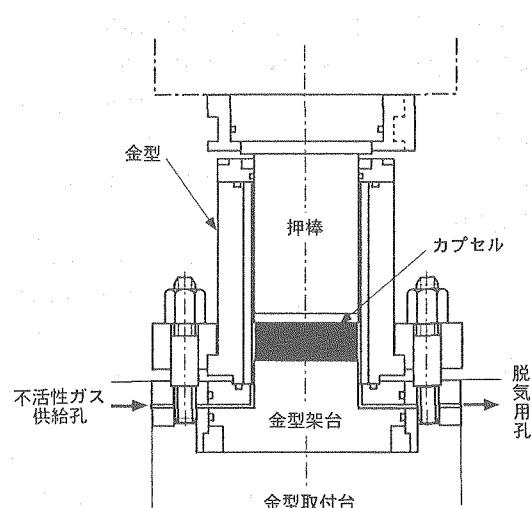
以下に行った実規模試験での参考例としての写真的説明をする。写真3は高圧縮処理されたカプセル、すなわち高圧縮処理体を側面から観た写真である。また、写真4は、高圧縮処理体を切断した断面の写真である。この高圧縮処理体断面の中央下よりのコの字形状の金属片はエンドピースで

ある。図3は、本試験の各種模擬体の試験結果である。以下の試験フェーズの結果は、これら写真3、4と図1、2を参照のこと。

#### 4.2 カプセル形状選定試験

海外から返還されるハル処理に用いられるカプセルを参考にするため調査し、その設計を参考に高圧縮試験に使用するカプセル形状を設計した。本試験ではフランスから返還されるハル処理に用いられるカプセルを参考にした。

このときのカプセル胴部肉厚に最適な厚さを選定した。今回の胴部肉厚は1.0mm、1.5mm、2.0mmとする。1mm以下の肉厚ではカプセル内部を真空にするため、カプセルが大気圧と内部圧力の差圧が生じ変形する恐れがあり1mm以下の肉厚は設計しなかった。また、2mm以上の肉厚では圧縮力に影響することが考えられるため、検討か

図1 高圧縮試験装置  
(圧縮前)図2 高圧縮試験装置  
(圧縮後)

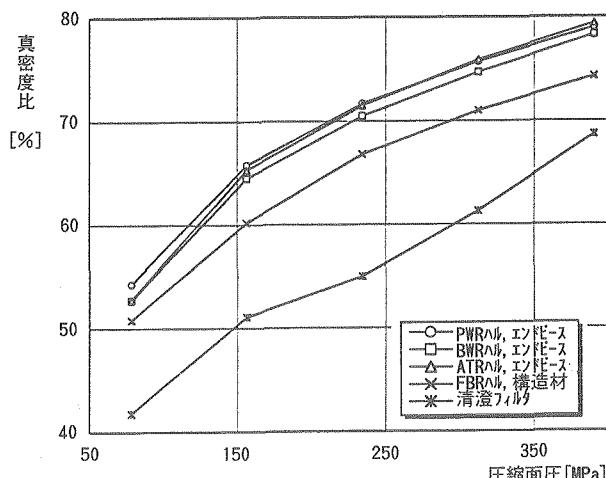


図3 各模擬廃棄物のプレス機面圧と真密度比の関係

らはずした。しかし、試験結果の傾向によつては、肉厚を厚くすることも考慮した。これら3種類のカプセルに、それぞれ同じ条件の模擬ハル材を入れ、カプセル内を真空脱気し、蓋を溶接することで密封する。このときのハル等の装填状況を写真5に示した。この真空脱気密封を行う理由は、圧縮時に発生する活性なジルカロイ金属粉末の飛散防止と、圧縮時にカプセル内にある空気によって生じる反力により、このプレス機にかかる力を少なくするためである。このカプセルをプレス機（写真1）の金型内に入れて、圧縮し、（圧縮前後の状況図1、図2）プレスストロークとプレス機荷重の関係を求めた。このストローク量より圧縮体の容積が算出できた。その算出した容積とあらかじめ測定した重量より真密度比を算出した。この結果、外観の観察と金属の理論的密度と圧縮体の密度の比である真密度比には、あまり大きな差はなかったが、廃棄物量を低減する観点からカプセル胴部肉厚は、1 mmを選定した。また、

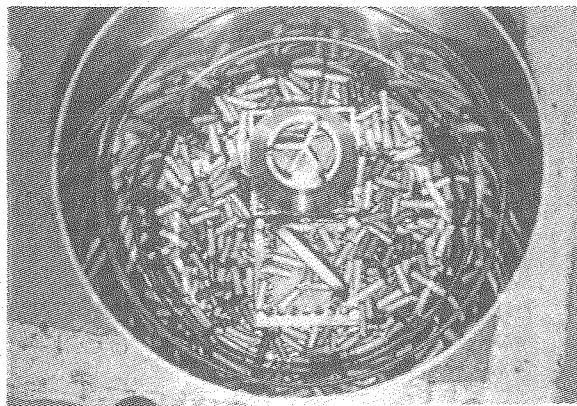


写真5 カプセルAの模擬廃棄物の装填状況

試験結果の傾向を見ると2 mm以上が最適となるとは考えづらく、かえって圧縮力をよりかける必要があり、最適な条件にはならない。

次に、この高圧縮処理体のカプセルの破損状況が目視では観察できなかつたため、低圧の圧縮空気を注入し、破損状況を確認した。圧縮体の中央にボーリングし、この穴に圧縮空気を送り込むためのチューブを取り付けた。チューブの付いた圧縮体を水の中に浸し、内部に圧縮空気を送り込み高圧縮処理体から出る気泡を観察することで、カプセルにできたクラックの有無について確認を行なつた。この結果として、高圧縮処理体の表面から小さな気泡が多数発生した。このことは、カプセルの（肉厚1 mm, 2 mmの圧縮体について試験した）表面に小さなクラックが多数あることを確認した。また、そのクラックの発生個所は圧縮体表面の皺が内側に入り込んで応力が集中している部分（谷部分）にクラックが多く発生していることが確認された。このクラックは目視で確認できないほど小さく、カプセル内部で発生したジルカロイファインはほとんど飛散することはないため、ほぼ問題ないと考えられる。また、圧縮体の外観を観察し、カプセルの最適な板厚を選定した。以下の試験には、この試験で選定された肉厚のカプセルを使用した。

#### 4.3 圧縮状態確認試験

カプセル肉厚選定と同様にカプセルに模擬ハル材（代表例としてPWRハル、エンドピースの模擬材とした）を入れ、真空脱気密封し、プレス機（写真1）により、圧縮処理する。このプレスストロークと荷重の関係と真密度比を求める。また、圧縮体の外回が著しく破壊していないか等を外観観察する。その後、この高圧縮された処理体を径方向に切断し、処理体の切断面の観察を行う。この観察では、圧縮体の密度ムラ、空隙、カプセルの破損状況を観察する。この結果より、エンドピース等の大きなものの周りに空隙がある場合、細片化することで、ハルがエンドピースの周りに入り込み大きな空隙が無くなるように検討し、比較的均一な状態の圧縮体が製作できることを確認する。写真4からわかるように、エンドピースは細片化切斷しなくとも、高圧縮処理体内部のハル・エンドピースはマクロ的に均一な密度に圧縮され、保管体としては固定化に近い状態で良好であることがわかった。大きな空隙がある場合、その空間にジルカロイファインが堆積してしまい、そのファインの酸化反応熱が蓄熱することで

圧縮体内部の温度が上昇してしまう可能性がある。

ジルカロイは比較的活性の高い金属であるため、この点について考慮する必要がある。このため、圧縮体内部の空隙は微少で均一な状態が望ましい。また、FBRハル、構造材についてもLWRハル・エンドピースの圧縮体内部程均一ではないが、想定していた以上に圧縮されていた。FBRの場合はハル・構造材がステンレス製であるため、酸化熱による温度上昇は、それ程問題にはならない。以上より、392.2MPaの高圧縮処理時においてはエンドピースまたは、FBR構造材については細片化しなくとも十分に良好な圧縮状態であることがわかった。

#### 4.4 実規模試験

圧縮状態確認試験と同様にカプセルに、それぞれ模擬ハル材（PWR、BWR、ATR、FBRの模擬ハル、模擬エンドピースまたは、構造材）等を入れ、高圧縮処理する。プレストロークと荷重の関係、荷重をかけているときと抜いているときの圧縮体の高さの差であるスプリングバック量、金型から圧縮体を押出す荷重であるノックアウト荷重、圧縮体の真密度比、圧縮体の外観観察と断面観察を行なった。また、これらの圧縮処理体について、上記のデータより最適な圧縮状態（マクロ的に見て圧縮体に極端なムラや空隙ができるないか）になっていることを確認した。なお、確認試験で圧縮体の密度が著しく不均一な状況になつたときは、エンドピースを細片化した状態で再度圧縮体を作成することとした。この結果よりエンドピース等の細片化形状を検討した。

図3より、LWR(ATR、PWR、BWR)の模擬ハルとエンドピースについて392.2MPaの高圧縮処理を行うと圧縮処理体の真密度比については80%程度となり、FBRの模擬ハル材と構造材についての高圧縮処理体の真密度比は、75%程度となつた。LWR、FBRのいずれの場合の高圧縮処理体の断面はマクロ的に均一な密度であり、保管体としては良好な処理体であることがわかった。また、密度が均一な高圧縮処理体であることから、LWR、FBRのエンドピース、または構造材を高圧縮処理する時には、エンドピース、または構造材の細片化は行う必要がないことがわかった。ただし、FBRの構造材については圧縮用カプセルに入る寸法に切断する必要があり、切断したFBR構造材をカプセルに収納する際にも高圧縮処理時に潰れるものと潰れにくいものがあることがわかった。このため、カプセルに入れる場合に

は構造材の方向と位置を考える必要がある。この構造材の方向と配置が悪いと、FBRの高圧縮処理体内部の密度にムラができたり、大きな空隙ができたりする可能性がある。このため、HWTの実工程でFBRハル、構造材の効率の良い高圧縮処理体を製作するためには、これら構造材を高圧縮カプセルに充填するときに、充填の方向性考慮する必要がある。また、HWTでの処理対象としている再処理工場で使用しているパルスフィルタまたは溶媒フィルタについての結果も、図3に示している。この結果より、パルスフィルタまたは溶媒フィルタについての真密度比は70%程度となることがわかった。この高圧縮試験で合計15回のプレスを行なつたが、金型と押棒にはクラック、傷等の異常はなかつた。また、金型外部に取付けた歪みゲージによる応力の測定からは特に異常な応力は測定されなかつた。

本試験フェーズでは、圧縮により圧壊するハルから発生するジルカロイファインが、圧縮によりカプセルに発生したクラックから金型内に飛散したジルカロイファインの量を調査する。ジルカロイは活性な金属であるために、細かな粉粒として存在した場合粉塵爆発を起こす可能性があり、圧縮時に飛散する量を安全の確保のために調査する必要がある。模擬ハル材等を充填した圧縮用カプセルに模擬ジルカロイファインを添加して密封し、カプセル内から圧縮用金型内に飛散するジルカロイファインの飛散量を確認する。添加した模擬ジルカロイファイン量<sup>3)</sup>は圧縮体の1wt%で<sup>4)</sup>ある。圧縮時におけるジルカロイファインのカプセルから金型内への飛散量測定結果は表2の結果よりわかるとおり、飛散量は極微量である。この量は圧縮時に発生すると報告されているジルカロイファイン量<sup>3)</sup>に対し、0.003wt%程度である。この量は圧縮体の全重量から比較すると30ppb(重量割合)程度のジルカロイファインが飛散したことになる。ジルカロイファインの粒径としては数μmとかなり微細なものが飛散した。この時、カスケードインパクタで捕集したジルカロイファ

表2 カプセルプレスによるカプセル内からのジルカロイファイン飛散量

	飛散量	捕集率	飛散量割合	備考
カスケードインパクタ	1.5mg	83.3%	25.1ppb	・模擬ファイン封入量 : 59.54g ・ハル・エンドピース重量 : 58.7kg
金型内部	0.2mg	11.1%	3.4ppb	
圧縮体カプセル表面	0.1mg	5.6%	1.7ppb	
合計	1.8mg	100.0%	30.2ppb	

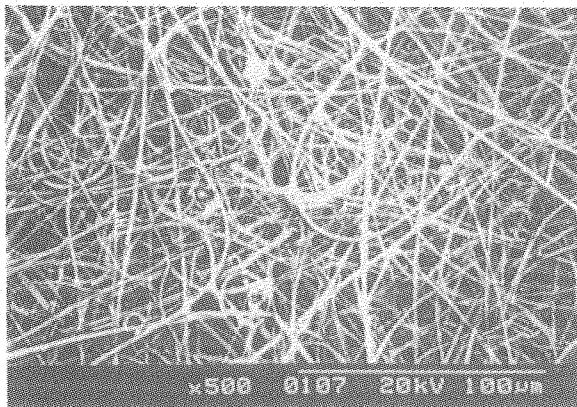


写真 6 フィルタに回収されたジルカロイファイン

インは写真 6 である。これらジルカロイファインは粉塵雲になっても、量が非常に微量であるため、酸化反応による熱発生は非常に微小量となる。このため、このファインの酸化反応は連鎖的には反応せず、着火爆発といった現象には至らない。HWTF の実工程においては、定期的な清掃をすることで十分対処できると考えられる。また、粉塵が堆積するフィルタ等は定期的に交換したり、粉塵が堆積し難い流線に設計するといったような粉塵爆発対策を施すことで対応できると考えられる。

## 5. 試験のまとめ

- 1) 高圧縮試験に用いる模擬ハル材としては、焼鈍前材のジルカロイが実ハルと似た機械的特性であることがわかった。
- 2) 模擬ハル材とエンドピースは、約390MPaで圧縮体の密度がほぼ均一の密度で圧縮処理できることがわかった。
- 3) カプセルの側面肉厚の厚さ(1.0mm、1.5mm、2.0mm)は真密度比に影響がほとんど寄与することはないことを確認した。
- 4) カプセルの側面肉厚の厚さはカプセル損傷に影響がほとんどがないことを確認した。
- 5) 外観および断面の目視観察では、圧縮処理によるカプセルの破損はないことがわかった。
- 6) 圧縮体表面の皺が内側に折れ込んでいる部分には小さなクラックが多く発生していることがわかった。
- 7) LWR のハル、エンドピースの入った  $\phi 400\text{mm}$  のカプセルを390MPaの圧縮面圧によって圧縮処理すると、80%程度の真密度比を得られることがわかった。

- 8) FBR のハル、構造材の入った  $\phi 400\text{mm}$  のカプセルを390MPaの圧縮面圧によって圧縮処理すると、75%程度の真密度比を得られることがわかった。
- 9) 再処理工場で使用されているフィルタ類のみの入った  $\phi 400\text{mm}$  のカプセルを390MPaの圧縮面圧によって圧縮処理すると、70%程度の真密度比を得られることがわかった。
- 10) カプセルプレス法による圧縮処理によりカプセル内から金型内に飛散するジルカロイファインは30ppb(重量割合)程度であることが観察された。
- 11) カプセル内から金型内に飛散するジルカロイファインの粒径は数  $\mu\text{m}$  程度のものであることが確認された。

## 6. おわりに

本試験の結果より HWTF の高圧縮工程では、今後以下の課題を検討する必要がある。実ハルの圧縮には390MPaの圧縮面圧で行うと、ハル・エンドピースの真密度比は80%程度になることが期待できる。実際の施設導入には、貯蔵施設運営の観点、イニシャルコスト、施設運営コスト等の関係により60%、70%、80%といった真密度比が選定されることになる。HWTF の施設建設の目的から考えると390MPaの圧縮面圧を発生できるプレス機を導入し、各真密度比の圧縮体についての特性を比較検討していくことが望ましい。また、今回の試験により、カプセルプレスの工程においてジルカロイファインの飛散はあるが、飛散する粉塵は30ppbと非常に微量のため、定期的な清掃等の運転管理で十分安全が確保できると考えられるが、このファインに対する安全対策を十分検討する必要はある。

今回の実規模試験で得られた知見より、今後、HWTF の高圧縮装置自体の遠隔運転方法、遠隔保守方法導入等について具体的に考えていくことが課題である。

## 参考文献

- 1) 長谷川正義：原子炉材料ハンドブック，1977.
- 2) J. Broothaerts, et al. : "Conditioning of Cladding Waste : Press Compaction and Encapsulation in Low-Melting Metal Alloys", Report EUR 9670 EN, 1982.
- 3) G. Bohme, H. Fortscher. : "Presscompaction of Hull and Structural Material", 1990.
- 4) G. Maurin, C. Bernard, et al. : "The 3rd JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering, Hull, End Piece and Component Waste Compaction", 1995.



# ニアフィールド核種移行挙動の影響解析 —複数の廃棄体の存在を考慮したニアフィールド核種 移行解析コードの開発およびその概略的影響解析—

吉田 隆史 牧野 仁史 大井 貴夫

東海事業所 環境技術開発部

資料番号：103-7

Influence Analysis of the Near-Field Nuclide Migration Behavior

—Development of the Near Field Nuclide Migration Analysis Code Considering Several Waste Sources, and that Roughly Influence Analysis—

Takashi YOSHITA Hitoshi MAKINO Takao OHI  
Waste Technology Development Division, Tokai Works

ニアフィールド領域中の核種移行評価をより現実的に行うため、人工バリア領域とその周辺岩体領域の濃度の連続性、および複数の廃棄体の存在を考慮可能な連成解析コードを開発した。また、本コードを用い、地下水水流速、岩体の遅延係数、および廃棄体の空間配置等に関する概略的な影響解析を実施した。その結果、濃度の連続性を考慮することによって従来よりも人工バリアからの核種放出率が小さく見積もられること、また、地下水流れと平行に二つの廃棄体を配置した場合、上流側に位置する廃棄体の存在は岩体中の評価地点での核種移行率にほとんど寄与しないこと等が確認された。

*In order to make a more realistic evaluation on radionuclide migration through the near-field, we developed the radionuclide migration code which was able to consider continuity of the nuclide concentration at the near-field boundary and several waste sources by coupling two separate codes. By use of this coupled code, we roughly carried out sensitivity analysis on the parameters of the groundwater velocity, the rock retardation factor, and wastes configuration. The result showed the radionuclide release rate from the engineered barrier using the realistic near-field boundary condition was relatively low compared with that based on a previous conservative boundary condition. When two wastes were placed on the same stream line of the groundwater flow, the waste at the upper-stream did not influence radionuclide release in the rock significantly.*

## キーワード

高レベル放射性廃棄物、地層処分、性能評価、人工バリア、ニアフィールド、核種移行解析、連成解析コード、多重ソース、地下水水流速、遅延係数

High Level Radioactive Waste, Geological Disposal, Performance Assessment, Engineered Barrier System, Near-Field, Radionuclide Migration Analysis, Coupled Code, Multi Source, Groundwater Velocity, Retardation Factor

## 1. はじめに

原子力発電所の使用済み燃料から有用なウランとプルトニウムを回収した後に残る高レベル放射性廃棄物は、まず、取り扱いやすくするために安定なガラス固化体に処理される。そして、30年から50年間地上で貯蔵した後に、地下深い地層に処分すること（「地層処分」と呼ばれる）を考えられている。地層処分では、安全を確保する仕組みとして、人工的に設けられるいくつもの層（ガラ

ス固化体、オーバーパック、緩衝材）からなる安全防護のシステム（「人工バリア」と呼ばれる）が考案されている。さらに、さまざまな安全防護の働きを本来備え持っている地層（「天然バリア」と呼ばれる）を組み合わせた「多重バリアシステム」による処分方法が提案されている<sup>1)</sup>。

これらのシステムの個々または全体が有する放射性核種に対するバリア性能（核種の封じ込め機能、核種の溶出・移動の制限機能、地層中での核

種の吸着・希釈・分散機能等)を定量的に示すことが、地層処分システムの安全性能を評価するうえで重要である。この評価においては、対象となる時間が非常に長期にわたること、また想定される現象も緩慢であり、対象となる領域も広大であることから、実験などで直接経験的に処分システムの性能を示すことは困難である。そのため、関連するさまざまな現象を可能な限り取り込んだ数学モデルを作成し、そのようなモデルをプログラム化した計算コードを用いてバリア性能を定量的に示していく方法がとられる。また、評価は、実験結果等、これまで得られている知見と比較して十分に検証・確認を行った計算コードと精度の高いデータを用いて行われる。

地層処分システムの安全性能の評価では、評価の場として、人工バリアとその周辺岩体を含むニアフィールド領域、ニアフィールドの外の天然の地層であるファーフィールド領域、および被ばく線量を評価する場となる生物圏領域の三つの領域を考え、ニアフィールドから生物圏までの核種の移行挙動の定量的評価、および生物圏での線量評価を行う。その中で、ニアフィールド領域の核種移行評価的重要性が、日本および諸外国の地層処分システムに関する包括的性能評価報告書から認識されてきている。

このニアフィールド核種移行評価をより詳細に、かつ現実的に行うためには、ニアフィールドで起こる現象をより忠実に考慮していくことが必要である。

これまで<sup>2)</sup>の評価方法の流れを図1に示す。評価では、人工バリア外側境界で設定される数値解的な制約条件(すなわち、境界条件)として、拡散移行が過大に見積もられる条件である濃度ゼロ

を仮定し、人工バリアからの核種放出率を簡略的に見積もってきた。そして、その核種放出率を人工バリア周辺岩体中の核種移行解析のための入力値として用い(すなわち、物質収支は保たれる)、ニアフィールド核種移行評価を行ってきた。このため、評価自体は過大に見積もられるが、人工バリアと周辺岩体との境界部での濃度の連続性は保たれていない評価となっている。

本来、ニアフィールド中の核種の移行は、人工バリアと周辺岩体との境界部において物質収支(核種フランクスの連続性)および核種濃度の連続性を常に保つつつ、相互に影響を及ぼしあいながら変化するものと考えられる。また、それらの挙動は、地下水流速や岩体の性状、および空間的に配置された周囲の廃棄体からの核種放出等の変化によっても影響を受けると考えられる。

そこで、本研究では、地下水流速や岩体の性状、および空間的に配置された周囲の廃棄体を考慮しながら、人工バリア領域とその周辺岩体領域間の連続的な核種の移行を扱うことのできる解析コードを開発した。そして、この解析コードを用い、これら二つの領域の境界部における濃度の連続性、および複数の廃棄体の存在を考慮することによって生じるニアフィールド核種移行挙動の変化を解析するとともに、関連するパラメータの影響特性を把握した。さらに、得られた結果に対して、従来より用いられてきた手法<sup>2)</sup>との比較検討を行った。

## 2. 解析コードの開発

ニアフィールド領域における濃度の連続性と地下水流速や岩体の性状、および空間的に配置された周囲の廃棄体の存在を考慮し、ニアフィールド

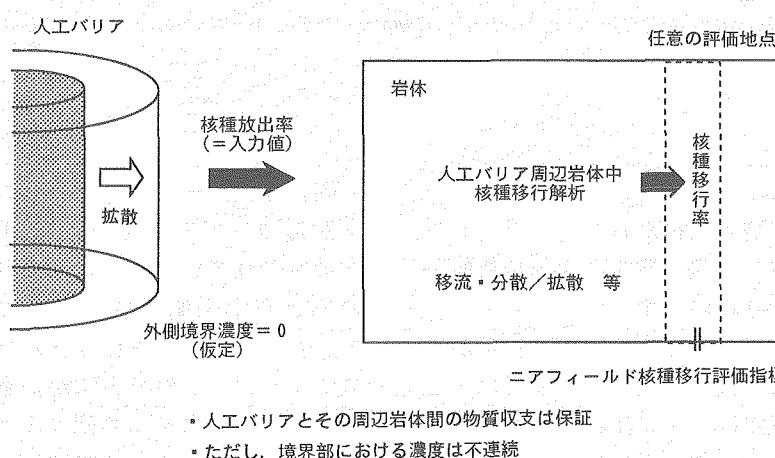


図1 これまでのニアフィールド核種移行評価の流れ

における核種の移行をより現実的に解くための核種移行解析コード(多重ソースコード)を開発した。本解析コードは、これまで人工バリア中核種移行評価コードとして用いられてきたRELEASE<sup>3)</sup>と、多孔質媒体を対象とした三次元的な濃度の広がりと廃棄体の空間配置が考慮可能な核種移行解析コード(MIGR3D)とを連成させた解析コードである。

連成は、人工バリア側(RELEASE)の計算結果である緩衝材からの核種放出率を周辺岩体側(MIGR3D)の核種移行計算のソースターム(点ソース)として受け渡す。同時に、それを受けて周辺岩体側の移行計算を行い、その結果得られる緩衝材外側境界濃度を人工バリア側における境界濃度として渡し返すという方法で行われる。

以下に、RELEASEおよびMIGR3Dならびにその連成手法の概要を示す。

## 2.1 人工バリア中核種移行解析コードRELEASEの概要

人工バリア中の核種の移行は、緩衝材として用いられるベントナイトの透水性の低さから拡散によって支配されると考えられている。また、核種はベントナイト中を崩壊連鎖、吸着、沈澱／溶解の影響を受けながら移行するものと考えられている。図2に人工バリア中核種移行解析の概念図を示す。

人工バリア中核種移行解析コードRELEASEは、人工バリアの形状の対称性を考慮し、以下に示す一次元円筒座標系の拡散方程式を支配方程式として開発された差分コードである。

緩衝材の内側境界条件は、核種の溶解度で一定、フラックス一定、および一次溶解反応で溶出

するガラスと共に、ガラス中の核種の存在割合に従って核種が溶出する場合の三つの条件のいずれかを指定できる。外側境界条件は、核種濃度ゼロ、境界近傍の岩体中のある領域(ミキシングセル)内で核種濃度が瞬時に一定、および岩体内部の任意の位置で核種濃度ゼロのいずれかを指定できる。

以下にRELEASEの支配方程式を示す。

$$Rd_i \frac{\partial C_i}{\partial t} = Dp_i \left[ \frac{\partial^2 C_i}{\partial r^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial C_i}{\partial r} \right] - \lambda_i Rd_i C_i + \lambda_{i-1} Rd_{i-1} C_{i-1} - k_i (C_i - C_i^*) U(C_i - C_i^*, P_i) \quad (1)$$

$$\frac{\partial P_i}{\partial t} = k_i (C_i - C_i^*) U(C_i - C_i^*, P_i) - \lambda_i P_i + \lambda_{i-1} P_{i-1} \quad (2)$$

$Rd_i$  : 核種  $i$  の遅延係数

$C_i$  : 核種  $i$  の液相中の濃度

$Dp_i$  : 核種  $i$  の空隙水中の拡散係数

$\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数

$k_i$  : 核種  $i$  の沈澱／溶解の反応速度

$U$  : 沈澱の評価式

$C_i^*$  : 核種  $i$  の分割溶解度

$$C_i^*(r, t) = C^* I_i(r, t) \quad (3)$$

$C^*$  : 核種  $i$  が属する元素の溶解度

$I_i$  : 核種  $i$  の同位体存在比

$$I_i(r, t) = \frac{C_i(r, t)}{\sum C_i(r, t)} \quad (4)$$

$P_i$  : 核種  $i$  の単位体積当たりの沈殿量

$r$  : ガラス固化体中心からの距離

$t$  : 時間

### ○遅延係数

$$Rd_i = 1 + \frac{1-\varepsilon}{\varepsilon} \rho_0 Kd_i \quad (5)$$

$\varepsilon$  : 緩衝材中の空隙率

$\rho_0$  : 緩衝材の真密度

$Kd_i$  : 核種  $i$  の緩衝材に対する分配係数

### ○沈澱の評価式

$$U(C_i - C_i^*, P_i) = \begin{cases} 1, & C_i - C_i^* > 0 \text{ or } P_i > 0 \\ 0, & C_i - C_i^* \leq 0 \text{ and } P_i = 0 \end{cases} \quad (6)$$

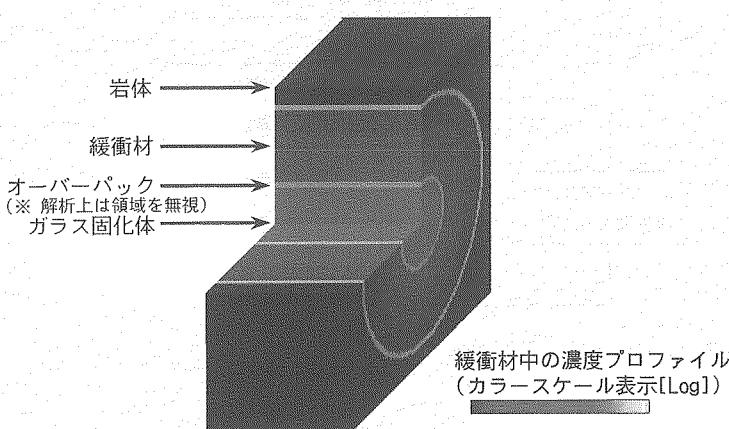


図2 人工バリア中核種移行解析の概念図

## 2.2 地下水流動・核種移行解析コードMIGR3Dの概要

処分場とその周辺の地質媒体中における核種の移行は、地下水の流れによる移動（移流）とそれによって生ずる機械的分散、および拡散によるものであり、岩体に対する吸着等の相互作用の影響を受けながら進行する現象として考えられている。また、その現象に対する評価は、岩体中の空隙構造に対応して、多孔質媒体と亀裂性媒体とに分けて行われている。地下水水流動・核種移行解析コードMIGR3Dは、地質媒体として地下水で飽和された多孔質媒体を想定した三次元有限要素法の核種移行解析コードである。

解析は、最初に地下水水流動解析により解析対象期間における地下水水流速場を求め、その流速データを参照しながら岩体中の核種移行解析が行われる。地下水水流動解析には、飽和多孔質媒体について連続の式およびダルシー則を適用したモデルが用いられる。核種移行解析は、移流／拡散（分散）方程式に対し、崩壊連鎖および吸着反応を考慮したモデルを用いている。ただし、核種の移行を抑制する方向に働く沈澱／溶解反応については、これまでと同様に考慮されていない。

境界条件は、地下水水流動解析および核種移行解析の両方ともDirichlet境界（水頭値および濃度固定境界）およびNeuman境界（地下水流および核種フラックス一定境界）のいずれかを指定できる。

以下にMIGR3Dの支配方程式を示す。

### ○地下水水流動

$$S \frac{\partial H}{\partial t} = \nabla \cdot (k \cdot \nabla H) + Q \quad (7)$$

$$u = -\frac{k \cdot \nabla H}{\epsilon} \quad (8)$$

$S$  : 比貯留係数

$H$  : 全水頭

$k$  : 透水係数

$Q$  : ソースターム（地下水流）

$\epsilon$  : 空隙率

$u$  : みかけの地下水水流速

### ○核種移行

$$\begin{aligned} \epsilon R d_i \frac{\partial C_i}{\partial t} &= \epsilon \nabla \cdot D \cdot \nabla C_i - \epsilon (u \cdot \nabla) C_i \\ &\quad - \epsilon R d_i \lambda_i C_i + \epsilon R d_{i-1} \lambda_{i-1} C_{i-1} + F_i \end{aligned} \quad (9)$$

$R d_i$  : 核種  $i$  の媒体に対する遅延係数

$C_i$  : 核種  $i$  の液相中の濃度

$D$  : 空隙水中の拡散（分散）係数

$\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数

$F_i$  : 核種  $i$  のソースターム

## 2.3 連成手法の概要

ニアフィールド中に複数の廃棄体が存在する領域を対象とした核種移行解析は、人工バリア内を有限要素で細密に表現することで、MIGR3Dのみでも計算は可能である。しかし、それによって計算に必要な要素数が非常に多くなり、膨大な計算時間を要してしまう。そこで、人工バリア内の計算を既存の一次元コードに置き換えて連成計算する方法を採用した。

人工バリア中核種移行評価コード(RELEASE)と、多孔質媒体を対象とした周辺岩体中核種移行解析コード(MIGR3D)との連成手法について以下に記す。そのアルゴリズムについては図3に示す。

- ① 水理計算の後、人工バリア中の核種移行解析の結果から得られる人工バリア外側からの核種放出率を廃棄体が存在する要素の各節点に均等分割（周辺岩体のソース項とする）して与える。
- ② 与えられた放出率を用いて周辺岩体中の核種移行解析を行って核種濃度分布を計算する。そ

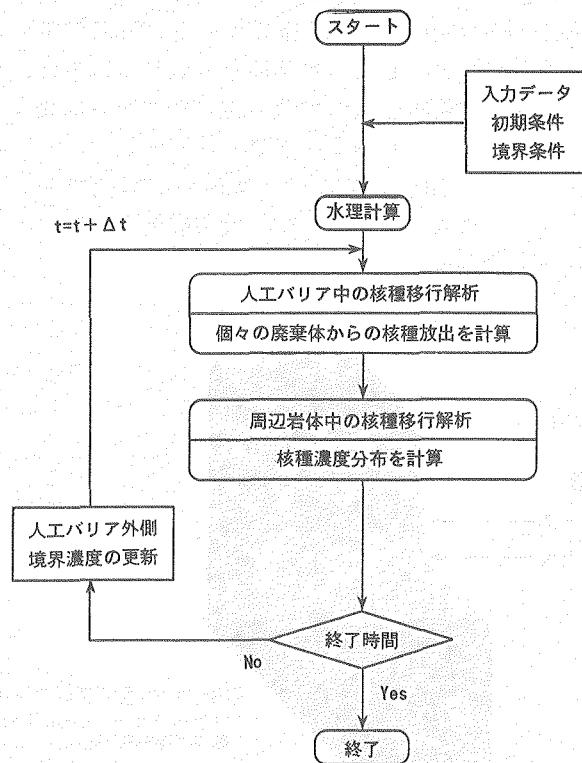


図3 連成解析のアルゴリズム

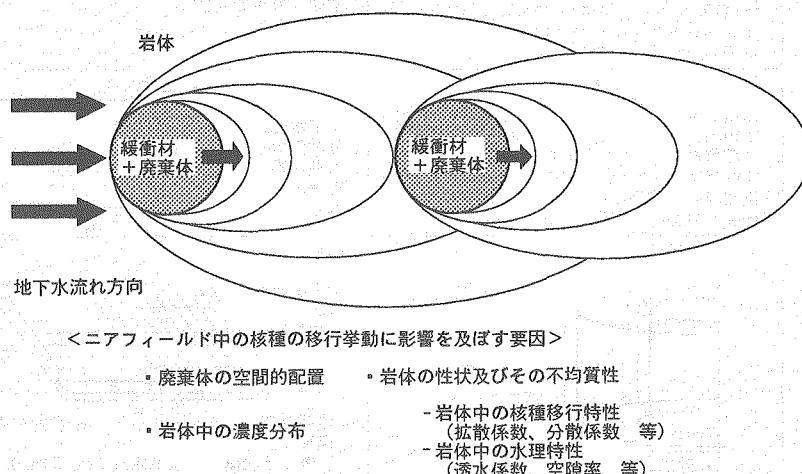


図4 多重ソースコードによる連成解析の概念図

の後、廃棄体の存在する要素の各節点の平均濃度を人工バリア外側境界濃度に更新する。

- ③ タイムステップを一つ増加させる。
- ④ 一つ前のタイムステップで計算された人工バリア外側境界濃度を用いて、次のタイムステップにおける人工バリア中核種移行解析を行う。

また、図4に多重ソースコードによる連成解析の概念図を示す。

#### 2.4 コード連成の検証

連成機能を検証するため、一次元の拡散問題に対し、領域を半分に区切り、RELEASEとMIGR3Dとを連成させながら計算した場合（連成解析を行った場合）とRELEASEだけで全領域を計算した場合（連成解析を行わなかった場合）との濃度プロファイルの比較を行った。

両計算結果を比較した結果を図5に示す。両解析結果はほぼ一致し、この問題に対して正しく連成計算されていることが確認された。

#### 3. 影響解析

人工バリアと周辺岩体との境界部における濃度の連続性、および複数の廃棄体の存在を考慮することによって生じるニアフィールド核種移行挙動の変化ならびに関連するパラメータの影響特性について解析した。ここでの検討では、以下の観点で、ニアフィールド核種移行性能指標である人工バリアからの核種放出率、および岩体中の評価地點の核種移行率に対する概略的な影響解析を実施した。

- ① 連成解析を行うことにより人工バリア外側境界濃度はゼロ以上の値を有し、連成解析を行わないで境界濃度をゼロと仮定した場合よりも人工バリアからの核種放出率が小さくなることが予想される。よって、連成解析を行うことによって連成解析を行わない場合よりもどの程度ニアフィールド核種移行性能が小さくなるか確認する。
- ② 人工バリア外側の境界濃度は岩体中の地下水流速が大きいほど濃度ゼロに近づく。それによってニアフィールド核種移行性能がどれだけ大きくなるか確認する。

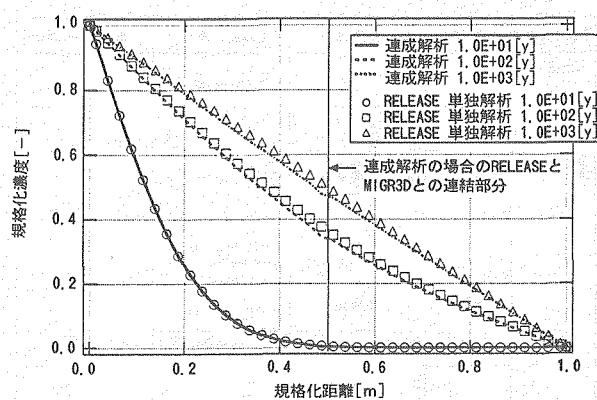


図5 連成機能の検証結果

—連成解析を行った場合と行わなかった場合の比較—

表1 核種移行パラメータ値（標準値）

核種条件		解析対象期間 時間ステップ 解法：有限要素法	$1 \times 10^5$ [y]
核種	U-238		
半減期	$4.47 \times 10^9$ [y]		
インベントリ	$1.94 \times 10^3$ [g]		
溶解度	$9.3 \times 10^{-5}$ [g/m <sup>3</sup> ]		
人工バリア条件		周辺岩体条件	
拡散係数	$2.84 \times 10^{-2}$ [m <sup>2</sup> /y]	地下水水流速	$1.0 \times 10^{-3}$ [m/y]
空隙率	0.33 [-]	分散係数	$6.3 \times 10^{-3}$ [m <sup>2</sup> /y]
分配係数	$1.0 \times 10^1$ [m <sup>3</sup> /kg]	拡散係数	$5.3 \times 10^{-3}$ [m <sup>2</sup> /y]
緩衝材高さ	1.95 [m]	空隙率	0.3 [-]
緩衝材内側半径	0.52 [m]	遅延係数	$1.6 \times 10^1$ [-]
緩衝材外側半径	1.50 [m]		
解析対象領域		解析対象領域	

- ③ 人工バリア外側の境界濃度は岩体の遅延係数が大きいほど濃度ゼロに近づく。それによるニアフィールド核種移行性能の変動挙動を確認する。
- ④ 複数の廃棄体が存在する場合、地下水の流れの上流側に位置する廃棄体から放出された核種が下流域に移行することにより、下流側の廃棄体の境界濃度が上昇する。この程度は、廃棄体間の距離に依存する。よって、廃棄体間距離をパラメータとして上流側廃棄体のニアフィールド核種移行性能に対する影響を確認する。

### 3.1 解析条件

解析の前提条件は以下のように設定した。

対象核種については、崩壊およびインベントリの枯渇の影響を簡略化するため、U-238の単核種とした。

岩体領域については、濃度の広がり方を単純化するため、二次元均質媒体とし、地下水は一方向に一定に流れると仮定した。

また、解析上必要な核種移行パラメータについては表1の値を標準値として使用した。それぞれの値は文献<sup>2)</sup>で示されている設定根拠に準拠した。ただし、岩体条件については、文献<sup>2)</sup>での多孔質媒体に対する詳細解析として用いられた値を使用した。また、岩体の遅延係数については、岩体中の核種の広がりを明確にするため、文献<sup>2)</sup>の1/100とした。

### 3.2 解析ケース

連成解析を行う場合と行わないこれまでの評価

方法との比較、および地下水水流速、岩体の遅延係数、廃棄体間の距離をパラメータとした検討を行うため、表2に示す解析ケースを設定した。

連成解析を行わないこれまでの考え方従った解析では、人工バリア外側境界濃度をゼロとして求めた人工バリアからの核種放出率を連成解析の場合と同じ二次元岩体中の廃棄体存在位置に入力した。

検討のための指標として、人工バリア性能についてこれまでの評価と同様、人工バリアからの核種放出率を用いた。ニアフィールド性能については、廃棄体に対し、地下水流れの下流側10m離れた地点の単位断面積あたりの核種移行率を採用した。廃棄体が二つの場合は、下流側に配置された廃棄体から10m離れた地点を評価地点とした。

表2 解析ケース

連成/非連成	廃棄体数	地下水水流速[m/y]	岩体の遅延係数[-]	廃棄体間距離[m]
非連成	1	$1.0E-03$ (標準値)	$1.6E+01$ (標準値)	-
		$1.0E-04$		
		$1.0E-03$ (標準値)	$1.6E+01$ (標準値)	
	2	$1.0E-02$		
			$1.6E+02$	
			$1.6E+03$	
			$1.6E+04$	
			$1.6E+05$	
				2
				6
				12

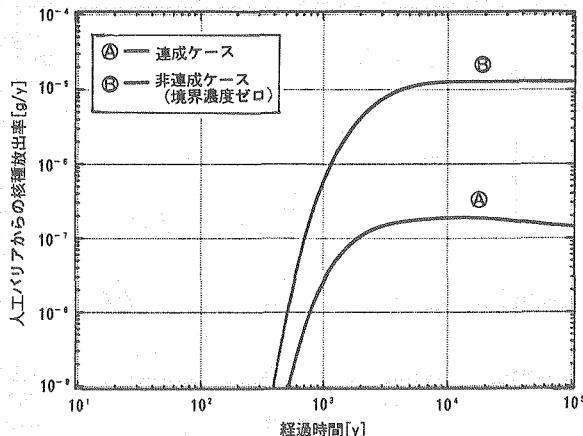


図 6 人工バリアからの核種放出率の時間変化  
(廃棄体数 : 1)  
—連成解析を行った場合と行わなかった場合の比較—

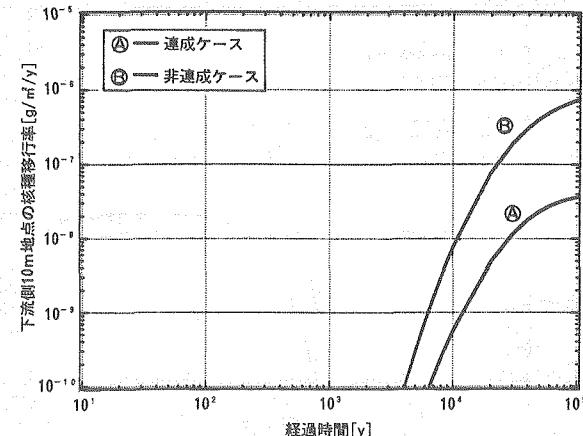


図 8 下流側10 m 地点の核種移行率の時間変化  
(廃棄体数 : 1)  
—連成解析を行った場合と行わなかった場合の比較—

### 3.3 解析結果と考察

#### (1) 連成解析と非連成解析との比較

廃棄体が一つの場合について、連成解析を行った場合と行わなかった場合を比較した結果を図 6、図 7、図 8 に示す。

人工バリアからの核種放出率(図 6)は、連成、非連成の両方とも時間とともに徐々に上昇し、 $10^4$  年以降は定常に近い放出挙動を示した。しかし、連成解析を行うことにより外側境界濃度をゼロとした非連成解析の場合よりも最終的に放出率が約 2 オーダー小さくなり、核種放出が抑制された結果となっている。このことから、非連成解析の場合は、人工バリアからの核種放出率に対して過大に評価された結果であることがわかる。

単核種で崩壊がない場合の人工バリアからの定常核種放出率は、解析解(10)式

$$\phi = -\frac{2\pi H \epsilon_b D p_b}{\ln(r_1/r_2)} C_{in} \left[ 1 - \frac{C_{out}}{C_{in}} \right] \quad (10)$$

$\phi$  : 定常核種放出率[M/T]

$H$  : 円筒高さ[L]

$r_1$  : 内側半径[L]

$r_2$  : 外側半径[L]

$C_{in}$  : 内側境界濃度[M/L<sup>3</sup>]

$C_{out}$  : 外側境界濃度[M/L<sup>3</sup>]

によると、人工バリア内側境界濃度と外側境界濃度の差に比例する。よって、定常状態の放出率が外側ゼロ濃度境界の場合よりも約 2 オーダー小さくなるためには、人工バリア外側の核種濃度が内側境界濃度の約 99% になる必要がある。実際、連成解析を行った場合の人工バリアー岩体境界の核種濃度(図 7)は、 $10^5$  年において内側境界濃度( $9.3 \times 10^{-5} \text{ g/m}^3$ )のほぼ 99% ( $9.19 \times 10^{-5} \text{ g/m}^3$ )となっている。

また、図 7 から、非連成解析の場合、境界の核種濃度、すなわち、人工バリアからの核種放出を受ける岩体地点の核種濃度が溶解度( $9.3 \times 10^{-5} \text{ g/m}^3$ )を大きく越えていることがわかる。このことからも、これまでの評価方法は岩体中の核種濃度について過大に評価した結果を与えることが確認された。

下流側 10 m 地点の核種移行率(図 8)については、連成解析を行った場合と行わなかった場合を比較すると 1 オーダー程度の差がみられ、その差が徐々に拡大していく傾向を示した。

#### (2) 地下水流速の違いの影響

連成解析を行った場合について地下水流速をパラメータとして検討した結果を図 9、図 10 に示

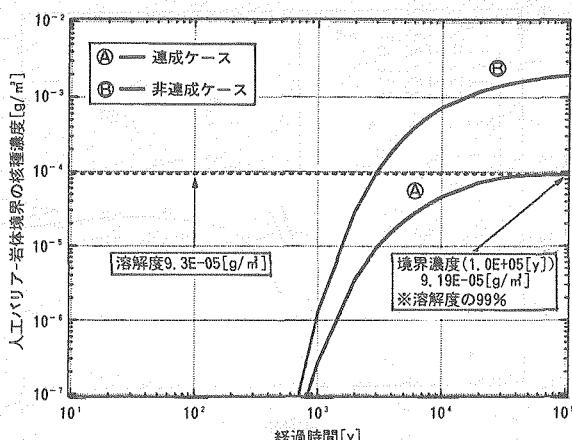


図 7 人工バリアー岩体境界の核種濃度の時間変化  
(廃棄体数 : 1)  
—連成解析を行った場合と行わなかった場合の比較—

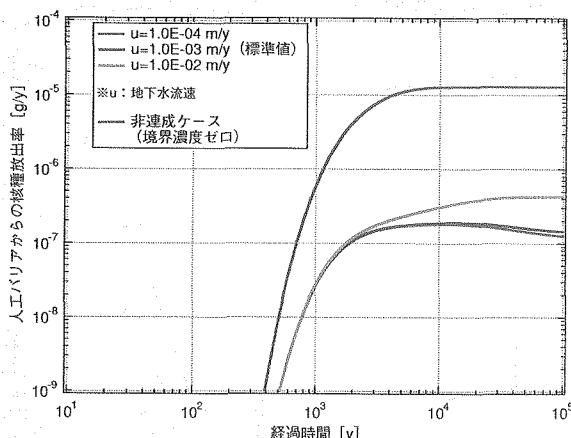


図9 人工バリアからの核種放出率の時間変化  
(廃棄体数：1)  
—岩体中の地下水水流速の違いの影響—

す。ここでは、分散係数について、文献<sup>2)</sup>で適用されている以下の式に従い、それぞれの流速に対応する分散係数を採用した。

$$D_L = \alpha_L u + D_p \quad (11)$$

$$\alpha_L = L/10 \quad (12)$$

$D_L$  : 分散係数 [ $\text{m}^2/\text{y}$ ]

$u$  : 地下水流速 [ $\text{m}/\text{y}$ ]

$\alpha_L$  : 分散長 [m]

$D_p$  : 拡散係数  $5.3 \times 10^{-3}$  [ $\text{m}^2/\text{y}$ ]

$L$  : 評価距離 10 [m]

人工バリアからの核種放出率(図9)については、地下水水流速が大きくなると放出率も大きくなる傾向を示している。濃度の連続性を考慮した場合、地下水水流速の増加は、人工バリアからの核種放出率に対して境界部から岩体への移流による境界濃度の減少として影響する。(10)式より、たとえば、外側境界濃度Coutが内側境界濃度Cinの99%から95%に変化したとすると、定常放出率は99%の場合の5倍となることが予測される。図9で、流速の増加とともに人工バリアからの核種放出率が増加した理由は、これと同様の理由によるもので、流速増加による境界濃度のわずかの減少が核種放出率の増加をもたらしているものと考えられる。

同じく図9より、ある程度地下水水流速が小さいところでは、人工バリアからの核種放出率に対する流速の感度が小さくなっている。これは、境界部から岩体への核種移行が拡散によって支配され、境界濃度に対する地下水水流の影響がほとんどなくなったためと考えられる。

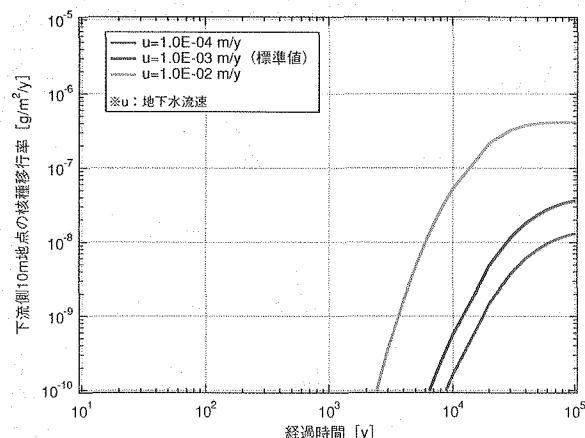


図10 下流側10m地点の核種移行率の時間変化  
(廃棄体数：1)  
—岩体中の地下水水流速の違いの影響（連成）—

下流側10m地点の核種移行率(図10)についても、地下水水流速が大きくなると移行率が大きくなる傾向を示している。これは、流速が大きくなつたことによって、人工バリアからの核種放出率が増加したことと移流による岩体中の核種移行率の増加に起因するものと考えられる。

### (3) 岩体の遅延係数の違いの影響

連成解析を行った場合について岩体の遅延係数をパラメータとして検討した結果を図11、図12に示す。

人工バリアからの核種放出率(図11)は、岩体の遅延係数(吸着効果に相当)が大きくなるに従って非定常状態の核種放出率が大きくなり、遅延係数 $1.6 \times 10^5$ では、連成解析を行わなかった場合とほとんど差がなくなる結果となった。

岩体中での核種の吸着、すなわち、岩体媒体と

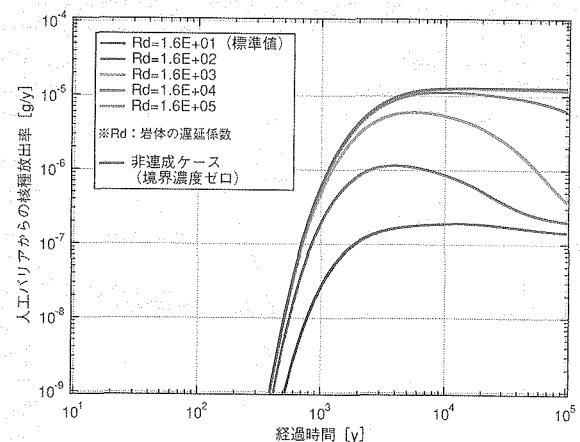


図11 人工バリアからの核種放出率の時間変化  
(廃棄体数：1)  
—岩体中の遅延係数の違いの影響—

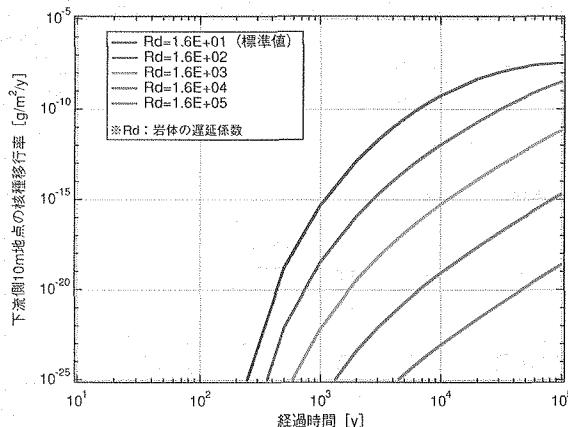


図12 下流側10m地点の核種移行率の時間変化  
(廃棄体数: 1)  
—岩体中の遅延係数の違いの影響(連成)ー

水中との核種の分配は、境界部に放出された核種の濃度が上昇するのを遅延する作用として働く。よって、岩体中の遅延係数が大きい場合、放出初期の非定常状態において、人工バリアからの核種放出に対して境界部の濃度がゼロと近似できる期間が長く続く。このため、非定常状態の核種放出率が大きくなる傾向を示したものと考えられる。また、遅延係数が小さいほど境界濃度が早く高くなり、境界濃度ゼロの場合との違いが明確に現れたものと考えられる。

下流側10m地点の核種移行率(図12)は、岩体の遅延係数が大きくなると大幅に減少する傾向を示した。岩体中に放出された核種は、岩体に吸着されながら移行していくため、遅延係数が大きい場合、極端に吸着の影響を大きく受けることがわかった。

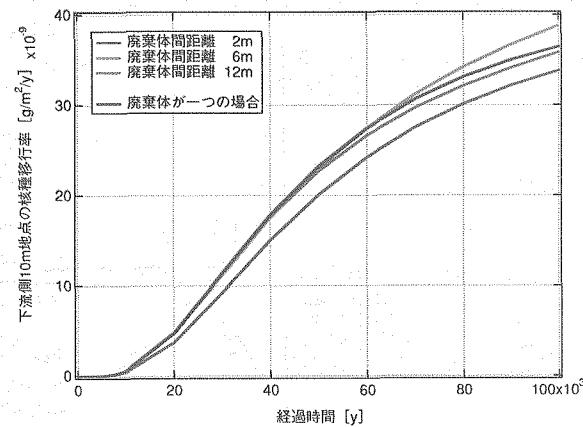


図14 下流側10m地点の核種移行率の時間変化  
(廃棄体数: 2)  
—二つの廃棄体間の距離の違いの影響(連成)ー

#### (4) 二つの廃棄体の廃棄体間距離の違いの影響

二つの廃棄体を地下水流れ方向に配置し、その廃棄体間距離の違いについて検討した結果を図13、図14に示す。

人工バリアからの核種放出率(図13)は、廃棄体間距離が短くなるにつれて小さくなり、廃棄体が一つの場合に対して数10%減少する程度であった。また、上流側廃棄体よりも下流側廃棄体の方が小さくなる傾向を示した。人工バリアからの核種放出率に対し、複数の廃棄体の存在は、お互いの廃棄体の人工バリアー岩体境界部への核種の相互流入による境界濃度の上昇として影響する。よって、廃棄体間距離が近いほど、また、上流側廃棄体よりも下流側廃棄体の方が境界濃度が大きくなり、傾向としてこのような結果になったものと考えられる。

下流側10m地点の核種移行率(図14)についても、廃棄体間距離に対する変動は小さく、廃棄体が一つの場合に対して±10%程度であった。

下流側10m地点の核種移行率の廃棄体間距離に対する変動傾向としては、廃棄体間距離が6mの場合で最大となる傾向を示し、2mおよび12mの場合では、廃棄体が一つの場合よりも移行率が小さくなっている。この傾向については、以下のように考えることができる(図15)。廃棄体の距離が非常に近い場合(ここでは、2mの場合)、お互いの廃棄体の人工バリアー岩体境界部への核種の相互流入による境界濃度の上昇が大きく、両廃棄体とも人工バリアからの核種放出率が大きく低下し(廃棄体からの核種放出抑制効果として働き)、評価地点の核種移行率が一つの廃棄体の場合よりも小さくなったものと考えられる。また、上流側

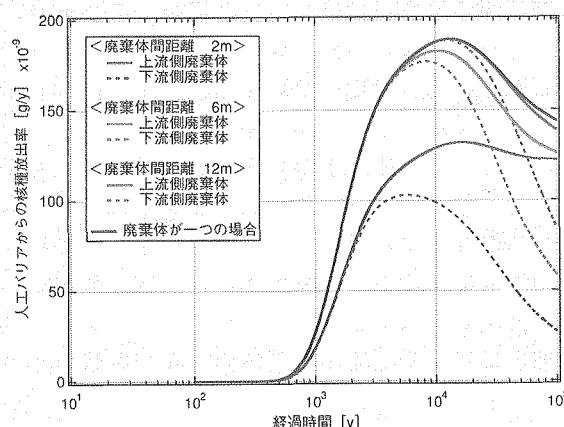


図13 人工バリアからの核種放出率の時間変化  
(廃棄体数: 2)  
—二つの廃棄体間の距離の違いの影響(連成)ー

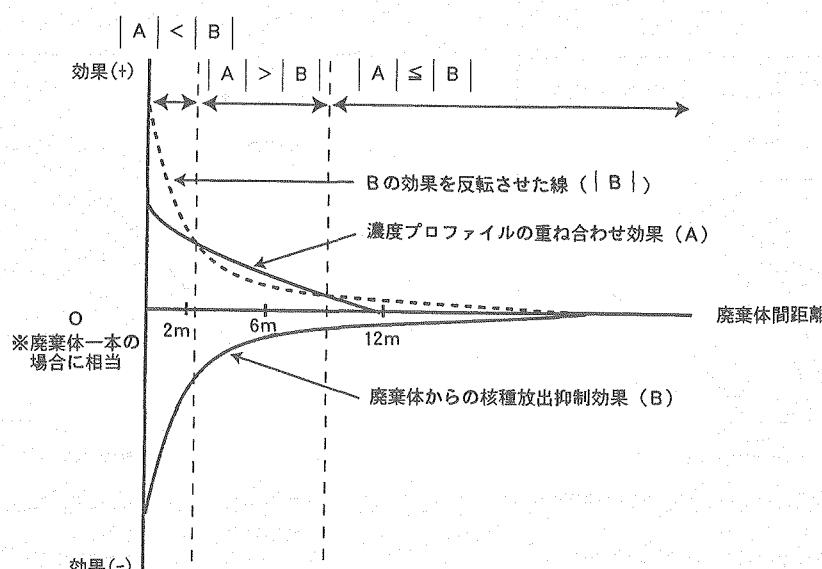


図15 下流側10m地点の核種移行率への影響度の説明  
(上流側廃棄体の存在の効果)

廃棄体の位置が下流側廃棄体よりある程度離れるとき、そのような核種放出抑制効果よりも、各廃棄体から放出された核種の重ね合わせによる効果の方が大きくなり、下流側10m地点の核種移行率が一つの廃棄体の場合よりも大きくなると考えられる（たとえば、6mの場合）。さらに廃棄体間距離が大きくなると（ここでは、12mの場合）、上流側廃棄体から放出された核種の重ね合わせ効果が廃棄体間に存在する岩体の分散・遅延効果によってほとんどなくなり、上流側廃棄体からの核種流入による下流側廃棄体の核種放出抑制効果だけが働き、評価地点の核種移行率が一つの廃棄体の場合よりも小さくなつたものと考えられる。挙動は複雑であるが、評価地点への上流側廃棄体の存在の影響はあまり大きくなく、複数の廃棄体を考えることによる核種移行率の抑制効果は期待されることが示された。

#### 4. おわりに

地下水水流速や岩体の性状、および空間的に配置された周囲の廃棄体を考慮しながら、これら二つの領域を連続的に扱うことのできる現実的なニアフィールド核種移行解析コード（多重ソースコード）を開発し、それらを考慮することによるニアフィールド核種移行挙動への影響を概略的に検討した。その結果、以下の知見を得ることができた。

- ① 人工バリアと周辺岩体間の濃度の連続性を考慮することは、人工バリアからの核種放出率および下流側10m地点の核種移行率に対し、考慮

しない場合よりも小さくする方向に働くことが判った。

- ② 地下水流速の変化について、人工バリアからの核種放出率と下流側10m地点の核種移行率とを比較した場合、影響の受け方としては下流側10m地点の核種移行率の方が大きいことが確認された。
- ③ 岩体中の遅延係数が大きくなると、人工バリアー岩体間の境界濃度をゼロとみなせる期間が長くなり、非定常状態での人工バリアからの核種放出率が大きくなることがわかった。また、遅延係数が大きい場合、境界濃度をゼロに仮定した場合とほとんど同じ評価結果を与えることが確認された。
- ④ 二つの廃棄体を地下水流れ方向に配置し、廃棄体間距離を近付けていった場合、それぞれの人工バリアからの核種放出率は、廃棄体が一つしかない場合と比べて数10%減少する傾向を示した。また、下流側10m地点の核種移行率については、廃棄体が1つの場合とほとんど同じ挙動を示した。すなわち、同一流線上に二つの廃棄体が存在する場合、上流側廃棄体からの核種の流入による下流側廃棄体からの核種放出率への抑制効果は小さいこと、および岩体中の評価地点に対する上流側廃棄体の存在の影響は小さいことが確認された。

今後は、様々な核種移行解析に多重ソースコードを適用した場合に、より信頼性の高い計算結果

が与えられるための数値解パラメータ（たとえば、タイムステップ幅、空間メッシュ幅等）の設定方法について検討していく。

また、複数崩壊連鎖を考慮した場合、様々なパターンの廃棄体の空間配置を考慮した場合等についてより詳細に検討していく予定である。

#### 参考文献

1) 石川博久：“高レベル放射性廃棄物処分の概念と研究状況”，材

- 料と環境，45，p487～494（1996）。
- 2) 動燃事業団：“高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書－平成3年度－”，動燃事業団技術資料，PNC TN1410 92-081（1992）。
- 3) 大井貴夫、梅木博之、他：“崩壊連鎖に伴う人工ベリア中核種移行への影響要因の検討”，放射性廃棄物研究，1，P243～252（1995）。
- 4) 畠中耕一郎、梅木博之、他：“天然ベリア中の核種移行遅延効果に関する感度解析”，動燃事業団技術資料，PNC TN1410 92-086（1992）。
- 5) 動燃事業団：“地層処分研究開発の現状（平成5年度）”，動燃事業団技術資料，PNC TN1410 94-094（1994）。
- 6) 動燃事業団：“地層処分研究開発の現状（平成8年度）”，動燃事業団技術資料，PNC TN1410 96-071（1996）。



# フローメータ検層による花崗岩中の透水性割れ目の把握

尾方 伸久 小出 肇 竹市 篤史

東濃地科学センター

資料番号：103-8

Investigated Conductive Fracture in the Granitic Rocks  
by Flow-meter Logging

Nobuhisa OGATA Kaoru KOIDE Atsushi TAKEICHI  
Tono Geoscience Center

地下水流动を把握するためには、地下水の流动経路や遮水壁の役割を果たすと考えられる地質構造の透水性を把握する技術の確立が重要となる。本研究は、岐阜県東濃鉱山周辺に掘削された試錐孔で実施したフローメータ検層結果を用いて、透水性割れ目の検出と、その透水係数を算出した。

本研究の結果、以下のことが明らかとなった。

- (1) フローメータ検層によって地下水の流入出が認められた部分の透水係数を算出した結果、 $10^{-3} \sim 10^{-4}$  (cm/sec) オーダーの透水性を示し、同深度区間の原位置透水試験の測定結果と一致した。
- (2) 試錐孔内において、主要な透水性割れ目帯の分布の把握とその透水係数の算出には、フローメータ検層を用いた調査が有効であることが確認できた。

*Test of the use of a measurement technique for the hydraulic conductivity of geological structures which act as flow paths or are impermeable to groundwater flow.*

*In order to prove the value of flow-meter logging as an in-situ technique for detecting conductive fractures in granitic rocks, the method has been applied to a borehole near the Tono uranium mine, Gifu, Japan.*

*This study involved with detecting a conductive fracture and calculating the hydraulic conductivities. The results were as follows :*

- (1) *In a zone of groundwater inflow into the borehole, the hydraulic conductivity was calculated to be of the order of the  $10^{-3} \sim 10^{-4}$  (cm/sec) from flow-meter logging.*  
*This value agreed with the results of an in-situ borehole permeability test carried out with a similar depth interval.*
- (2) *The study showed that flow-meter logging is effective for detecting the distribution of high conductivity fractures and calculating the hydraulic conductivity.*

## キーワード

フローメータ検層、透水性割れ目、花崗岩、透水係数

*Flow-meter Logging, Conductive Fracture, Granitic Rock, Hydraulic Conductivity*

## 1. はじめに

動燃事業団では、地質環境が本来有している地質学的、水理学的、地球化学的性質の把握を目的とした地層科学研究を行っている。この地層科学研究の一環として、地下水の流动と地球化学的性質の把握および、これに必要な調査・解析技術の開発を目的とした広域地下水流动研究を進めている。地下深部における地下水の流动を把握し、水

理地質構造モデルの構築および地下水流动解析を実施するためには、断層・破碎帶等の地下水の流动経路や遮水壁の役割を果たすと考えられる地質構造の透水性等の水理学的性質の把握と、これを調査する技術の開発が重要となる。

試錐孔内において地下水の透水構造を把握する手法の一つとして、地下水の流入・流出箇所の深度と流体の量が測定可能なフローメータ検層があ

る。フローメータ検層は、石油資源開発等で用いられている手法であり、試錐孔内において深度方向に連続的に透水部分（割れ目帯）の深度が決定できるが、比較的大きな透水性を有する割れ目しか識別できない欠点がある。しかし、パッカ式の水理試験機を用いてフローメータ検層と同様の連続的な測定を実施するには、多大な測定時間と経費がかかる。また、破碎帶等の発達する部分で、パッカ式の水理試験機が使用できない岩盤の透水性を評価できる等の長所も有する。

フローメータ検層で得られる試錐孔内における流速は、割れ目の発達する箇所で、地下水の流入出が生じている部分で主に変化する。この変化点を把握することで、試錐孔内における比較的大きな透水部分を確認でき、試錐孔を異なる水理特性の場として分割できる。この分割結果は、水理地質構造モデルへの反映および水圧等の長期観測を行う際のパッカー（試錐孔内で空圧もしくは水圧

で拡張する遮水装置）区間の設定等にも利用可能である。

本報告では、岐阜県土岐市の東濃鉱山周辺の花崗岩中に掘削された深度500mの試錐孔（DH-4号孔）でフローメータ検層を実施し、透水性割れ目の検出とその透水係数を算出したので、その結果について報告する。

## 2. フローメータ検層による透水性割れ目の把握

### 2.1 地質概要

試錐孔掘削地点周辺の地質状況は、領家帯の苗木・上松型花崗岩を基盤とし、新第三紀中新世の瑞浪層群、鮮新世の瀬戸層群ならびに沖積層が被覆している。調査を実施した試錐孔の地質は、試錐孔が丘陵部に位置することから瑞浪層群が欠如し、瀬戸層群の下部には基盤の花崗岩（細粒から中粒の黒雲母花崗岩）が分布する（図1）。

岩盤中には、試錐孔の全区間にわたって割れ目



図1 試錐孔位置と地質概要

がよく発達しており、割れ目帯は、割れ目が集中する区間と比較的割れ目の少ない区間が交互に分布する傾向が認められる。

また、岩盤等級区分（電中研方式：岩盤の風化、変質および割れ目の発達状況の観察結果、ハンマー等の打診音から判断する方法）では、全体としてB～C<sub>H</sub>級の岩盤で、割れ目集中部、破碎部でC<sub>L</sub>～D級を示す。試錐孔浅部では、割れ目に沿った鉱化変質帯が発達し（深度60m～142.6m）、花崗岩母岩との境界部では褐色のバンドが生じている。

## 2.2 測定手法

フローメータ検層は、プローブの先端にインペラ（プロペラ）が取り付けてあり、ケーブル装置で試錐孔内を上下させ、試錐孔内の上昇流、下降流をインペラの回転数として測定し（図2）、同時に記録するケーブルの速度から補正して流体速度を算出する。

試錐孔で実施した測定は、花崗岩等の結晶質岩盤中での地下水の流動は一般的に小さいと考えられているため、試錐孔内の流体状況を変化させな

い自然状態での測定では、地下水の流入出部の把握が困難となることも考えられた。そのため、強制的に試錐孔内の流体状況を変化させた注水状態の測定も含めた3とおりの水理条件を設定し、プローブの降下時および上昇時の2回をそれぞれ実施した。

- ① 自然状態（無注水）
- ② 注水状態（39ℓ/min）
- ③ 注水状態（130ℓ/min）

また、注水状態の測定では、試錐孔の孔口に、リューブリケータ（試錐孔内を加圧した状態でケーブルを用いた連続測定を行うことができる装置）を取り付け、加圧注水状態で常に水位が試錐孔の孔口に位置するように注水を行いながら測定を行った。

## 2.3 測定結果

フローメータ検層の結果、自然状態では顕著な流速差は認められなかった。しかし、注水状態では、流速差（インペラ回転数の変化）が認められる箇所が188m、254m、346mで確認された。

図3に130（ℓ/min）注水状態での結果を示す。

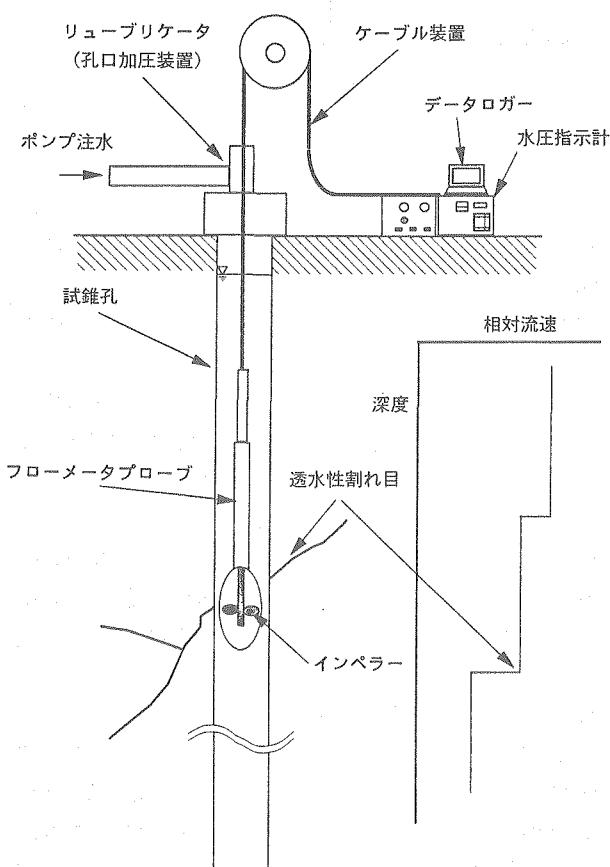


図2 フローメータ検層概念図

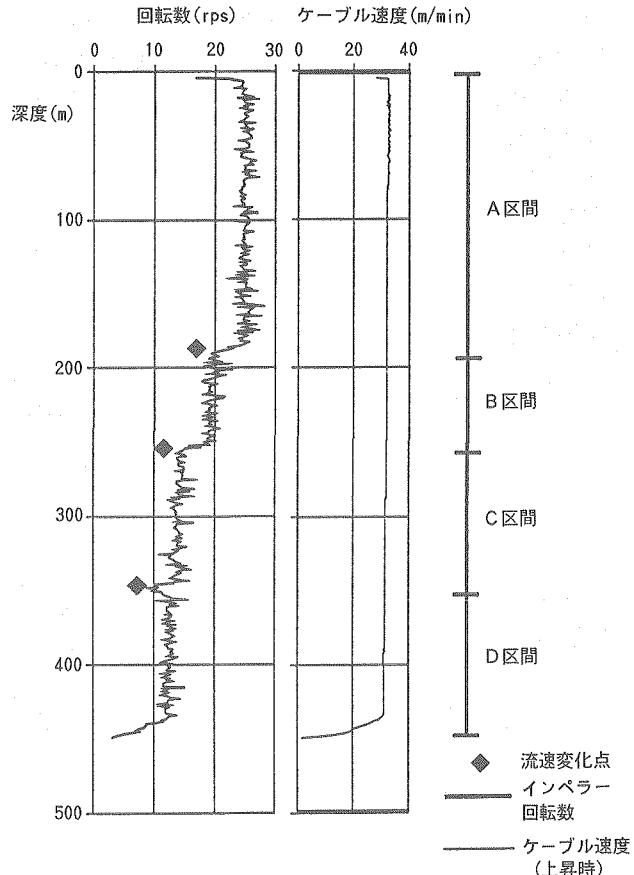


図3 フローメータ検層変化図（130ℓ/min 注水時）

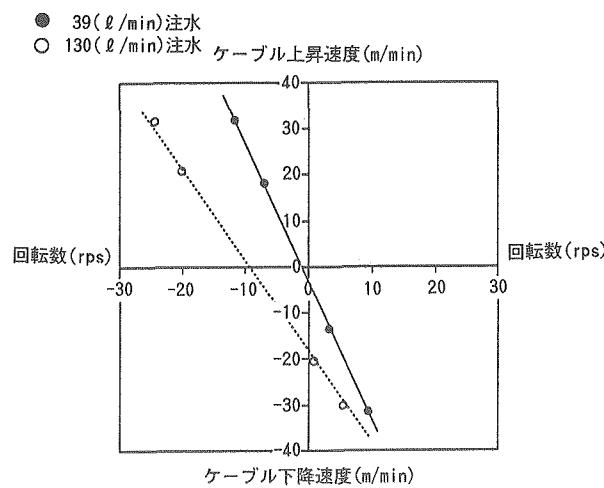


図4 フローメータ解析図（深度65～190m区間）

この変化部は、本試錐孔で実施したボアホールテレビ観察によって確認された割れ目集中部とも一致した。測定結果から、試錐孔は4つの区間（A区間65.0m～190.0m、B区間190.0m～255.0m、C区間255.0m～346.0m、D区間346.0m～435.0m）に分類できる。

次に、インペラの回転数から、流体の見掛け速度を算出するため、図4に示すようにプローブ上昇時、下降時のデータを流速差が認められた各区間毎にプロットし、そのスロープ特性（(1)式）をもとめ、切片から流体の見掛け速度（(2)式）を算出した。なお、孔径検層の結果から、試錐孔の孔径が拡大した部分でインペラの回転数の変化が孔内流体の流入出によるものか、孔径拡大による乱流の影響によるものかが判別できなかった深度207.5m～212.5m、深度322.5m～330.0m、深度345.0m～355.0mのデータは除いた。

$$S = \frac{(n \sum XY - \sum Y \cdot \sum X)}{n \sum X^2 - (\sum X)^2} \quad (1)$$

S : スロープ特性 (m/min/rps)

Y : 検層ケーブル速度 (m/min)

X : インペラ回転数 (rps)

スロープの切片が流体の見掛け速度 ( $V_a$ ) を示すことから、見掛け速度は次式で算出できる。

$$V_a = \frac{\sum Y - m \sum X}{n} \quad (2)$$

$V_a$  : 流体の見掛け速度 (m/min)

n : 測定点の合計

フローメータ検層から算出される流体の見掛け

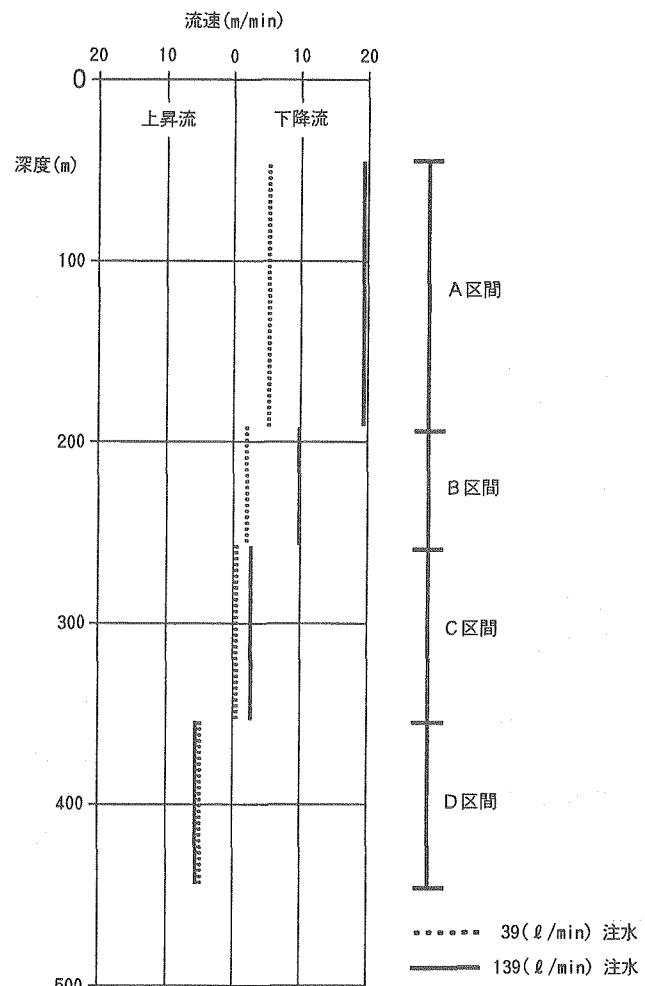


図5 流体速度変化図

速度 ( $V_a$ ) は、試錐孔径の中心部における流体の見掛け速度を表す。図5に(2)式より算出した各区間毎の流体の見掛け速度を示す。前述のように、注水流量が39l/min、130l/minとともに、試錐孔上部の流体の見掛け速度が、注水の影響を受けて大きく変化しているが、上下の区間で流速差が認められる箇所（試錐孔壁での流入出部）での変化は、39l/min、130l/minともに同様である。また、深度345m以深で上昇流となっているのは、若干の湧水状態を示す。次に、各流速の異なる部分での流体速度の減衰率を各区間上下の流速差から算出した結果（130l/min注水時）を表1に示す。

### 3. 透水性割れ目の透水係数の算出

ボアホールテレビ観察結果を用いて、流速に差が見られた箇所の詳細観察を行った結果、割れ目が認められることから、これらの割れ目が透水性割れ目帯となっていることが推定される。この透水性割れ目帯の透水係数を算定するにあたって

表 I フローメータ検層から算出した孔内流速  
(130ℓ/min 注水測定時)

	深 度	流速 (m/min)	減 衰 率
A 区間	65.0～190.0m	19.3 (下降流)	51%
B 区間	190.0～255.0m	9.4 (下降流)	41%
C 区間	255.0～346.0m	1.0 (下降流)	8%
D 区間	346.0～435.0m	湧水状態	

は、フローメータ検層が、主に石油資源開発、地熱資源開発の分野で開発された手法であることから、これらの分野で使用されている算出式に従つた<sup>1)</sup>。この算出式は、フローメータ検層時に同時測定される試錐孔内の圧力減衰を用いるもので、注水停止後のフォールオフ（試錐孔内の圧力低下）を測定し、浸透率・層厚積(kh)を算出する。

ここで、計算上の仮定としては、基本的な透水場モデル（以下、貯留層とする）は均質等方の多孔質媒体で、ある厚さのもとに無限に広がっており、流体は単相で試錐孔を中心に等温で広がっているとしている<sup>2)～4)</sup>。この仮定は、石油、地熱、地下水の分野では一般的に用いられている仮定であり、後述する原位置透水試験の解析式の仮定も同様である。この仮定のもと、ある貯留層内の流体の圧力Pの時間に対する変化は、圧力についての拡散方程式 ((3)式)<sup>2)5)</sup> からもとめられる。

$$P - P_0 = \frac{2.303 \times Q \times \mu}{4 \pi \cdot kh} \cdot$$

$$[\log t + \log \frac{4k}{\phi \times \mu \times C \times r} - \frac{a}{2.303}] \quad (3)$$

- |                             |                             |
|-----------------------------|-----------------------------|
| P : 圧力 (Pa)                 | φ : 孔隙率 (-)                 |
| P <sub>0</sub> : 初期圧力 (Pa)  | C : 圧縮率 (Pa <sup>-1</sup> ) |
| Q : 注水量 (m <sup>3</sup> /s) | r : 孔井半径 (m)                |
| μ : 粘性係数 (Pa·s)             | a : オイラーの定数                 |
| k : 浸透率 (m <sup>2</sup> )   |                             |
| h : 貯留層厚 (m)                |                             |

(3)式を時間に対する対数でプロットすると直線の関係となり、その直線の傾きは、(4)式で示される。

$$m = \frac{2.303 \times Q \times \mu}{4 \pi k h} \quad (4)$$

m : 圧力降下曲線の傾き (Pa/cycle)

この(4)式より、浸透率・層厚積(kh)がもとめられる。この式を適用するにあたっては、圧力降下曲線の傾き(m)をもとめる必要があることか

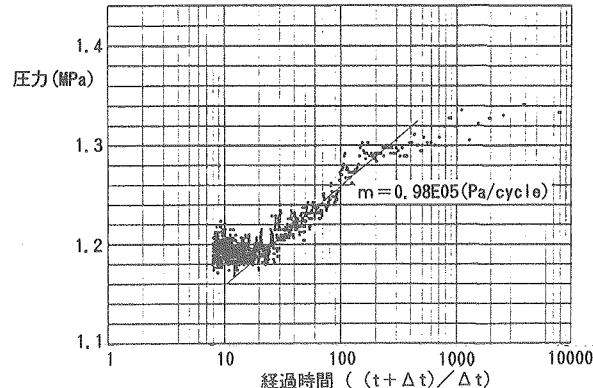


図 6 フォールオフテストによる圧力計測結果

ら、フローメータ検層時に、試錐孔内への注水停止後からのフォールオフを測定した（図6）。図6からもとめた直線の傾き(m)は、 $m = 0.98 \times 10^5$  (Pa/cycle)となる。この値を(5)式に代入し、本試錐孔全体にわたる透水量係数(kh/μ)をもとめた。

$$kh/\mu = \frac{2.303 \times 6.5 \times 10^{-4}}{4 \pi m} \quad (5)$$

$$= 1.22 \times 10^{-9} \text{ (m}^3/\text{Pa} \cdot \text{s})$$

次に、フローメータ検層で得られた各流入出部の透水係数(K(cm/sec))を算出するため、浸透率・層厚積(kh(m<sup>2</sup>))、水の粘性係数(Pa·s)から、フローメータ検層で確認した流入出部の厚さ(L(cm))における透水係数(K)を次式から計算した。

$$KL \times 10^{-8} = kh/\mu \quad (6)$$

$$K = \frac{kh}{\mu \times L \times 10^{-8}} \quad (7)$$

(7)式に、(5)式の透水量係数(kh/μ)を代入すると(8)式となる。

$$K = \frac{1.22 \times 10^{-9}}{L \times 10^{-8}} \quad (8)$$

透水係数(K)をもとめるためには、流入出部の厚さ(L)を決定する必要がある。流入出部の厚さ(L)については、花崗岩等の結晶質岩盤の透水性に関与するのは主に割れ目と考えられることから、図3に示すフローメータ検層図で、流速差が認められた箇所、深度約188m、254m、346mに対応するボアホールテレビ観察結果から、割れ目集中帯を抽出し、ボアホールテレビ画像から判読できる開口割れ目の最大開口幅を抽出し、その区間ににおける開口割れ目幅を決定した（図7）。

深度188m部は、ボアホールテレビ観察によっ

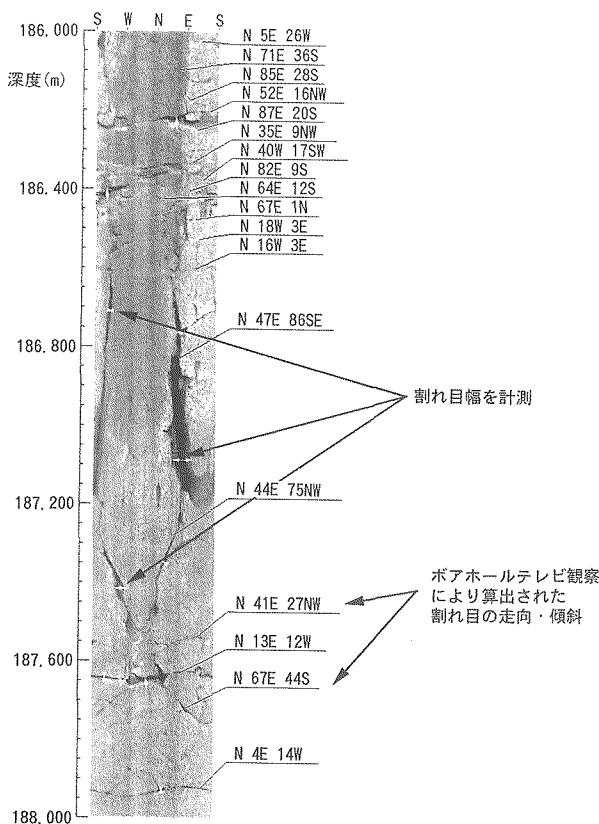


図 7 ボアホールテレビ観測結果による開口割れ目幅の算出

て確認された深度186.0m～189.0mの割れ目帯に相当し、その開口割れ目幅の合計は、約16cmになる。同様に、深度254m部は、250.0m～255.0m、深度346m部は、345.0m～347.0mの割れ目帯に相当し、開口割れ目幅の合計は、それぞれ約30cm、約5cmとなる。

これらの、開口割れ目幅の合計を流入出部の厚さ(L)として(8)式に代入し、本試錐孔における地下水の流入出部全体の透水係数を算出した。

次に、各流入出部における透水係数を個別に算出するため、表1に示した各流入出部の流速の減衰率を流入出部全体の透水係数に乗じて各流入出部における透水係数(cm/sec)を算出した。

算出した透水係数を表2に示す。

表2 フローメータ検層から算出した透水係数(130ℓ/min 注水測定時)

	深 度	減衰率	透水係数 (cm/sec)
A 区間	65.0～190.0m	51%	$1.2 \times 10^{-3}$
B 区間	190.0～255.0m	41%	$1.0 \times 10^{-3}$
C 区間	255.0～346.0m	8%	$1.9 \times 10^{-4}$
D 区間	346.0～435.0m		

表3 原位置透水試験によって得られた透水係数

測 定 深 度	透水係数 (cm/sec)
185.5～188.5m	$1.1 \times 10^{-3}$
189.0～197.0m	$6.3 \times 10^{-4}$
345.0～353.0m	$4.3 \times 10^{-7}$
378.5～381.5m	$2.3 \times 10^{-8}$

#### 4. 原位置透水試験結果との比較

これまでに算出した透水係数について、本試錐孔で実施した原位置透水試験結果との比較を行った。原位置透水試験は、パッカ式の水理試験機である、動燃式低水圧制御水理試験装置（以下、JFT500とする）を用いて行った。このJFT500は、難透水性岩盤の透水係数（測定限界 $10^{-9}$ (cm/sec)オーダー）をバルス法を用いて、高精度に測定するため開発された装置で、ダブルパッカ、シングルパッカ方式のいずれの方式でも計測区間の設定が可能である<sup>6)</sup>。JFT500による測定結果を表3に示す。原位置透水試験の結果では、割れ目が測定区間に卓越する場合は $10^{-4}$ (cm/sec)オーダーの透水性を示し、比較的割れ目が少ない測定区間では、 $10^{-7} \sim 10^{-8}$ (cm/sec)オーダーの透水性を示す。ここで、割れ目が卓越する測定区間は、フローメータ検層によって確認された流入出部付近に相当し、フローメータ検層により確認された地下水の流入出部の透水係数である $10^{-3} \sim 10^{-4}$ (cm/sec)オーダーの値とほぼ一致する。割れ目の少ない測定区間の透水係数が $10^{-7} \sim 10^{-8}$ (cm/sec)オーダーと小さいことから、フローメータ検層によって確認された透水性割れ目帶は、割れ目の少ない部分に比較して、かなり大きな透水係数を有する割れ目帶であることが分かった。

試錐孔内において主要な透水性割れ目帶の分布は、フローメータ検層によって流速の変化部を計測することによって把握可能であること、および試錐孔内でのフォールオフを計測し、開口割れ目幅を求めるところから、原位置透水試験による透水係数ほどの精度は持たないものの、透水性割れ目の透水係数が算出可能であることが確認できた。また、原位置の透水試験により得られる透水係数も、主に試験区間に存在する透水性割れ目がその透水係数を決定していると考えられる。

#### 5. おわりに

本研究によって、以下の知見が得られた。

- (1) 花崗岩等の結晶質岩盤中に掘削された試錐孔においては、その地下水の流入出は主に透水性割

れ目および割れ目帯に規制されていることが今回の調査研究で明らかとなった。

- (2) フローメータ検層によって地下水の流入出が認められた部分の透水係数を算出した結果、 $10^{-3} \sim 10^{-4}$  (cm/sec) オーダーの透水性を示し、ほぼ同様の深度区間で測定された原位置透水試験の測定結果と一致した。また、割れ目の少ない区間の原位置透水試験結果は、 $10^{-7} \sim 10^{-8}$  (cm/sec) オーダーと小さな値を示すことから、フローメータ検層によって確認された透水性割れ目帯は、割れ目の少ない部分に比較して、4桁ほど大きな透水係数を有する割れ目帯であることが分かった。
- (3) 試錐孔内において主要な透水性割れ目帯の分布の把握と、その透水係数の算出には、フローメータ検層を用いた調査が有効であることが確認できた。

今後は、注水流量の制御等の測定精度の向上と、透水性割れ目の検出精度の向上を図る。また、現在掘削されている試錐孔の深度は500mまでで

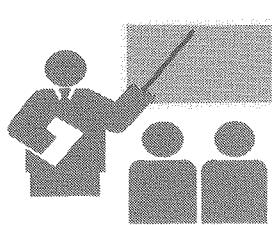
あるが、今後掘削される深度1,000m級試錐孔での測定を行い、より深部での適用性を把握する。

また、比較的、試錐孔間距離の短い試錐孔においてフローメータ検層を実施し、透水性割れ目帯の連続性の評価を実施する予定である。

#### 参考文献

- 1) 花野峰行、梶原竜哉、他：“地熱資源の開発における地下水き裂の意義とその事例”，地下水学会誌、第36巻、第2号、p.133～146、(1994).
- 2) 石戸経士：“地熱井における圧力遷移テスト”，地熱エネルギー、Vol.10, No.4, p.15, (1985).
- 3) Theis, C. V.: "The relation between the lowering of the piezometric surface and the rate and duration of discharge of a well using groundwater storage", *Trans American Geophysical Union*, Vol. 16, p.519～524, (1935).
- 4) 西垣誠：“Theis、野満による揚水試験結果の解析理論とその仮定”，地下水と井戸とポンプ、第29巻、第5号、p.1～6、(1987).
- 5) Lee, J. : "Well Testing", *Society of Petroleum Engineers*, p159, (1982).
- 6) 柳澤孝一、斎藤章、他：“新しい現場透水試験法（動燃式JFT）の開発と測定例”，土と基礎、第37巻、第7号、p.47～52、(1989).

## 【会議報告】



## 平成 8 年度先行基礎工学分野に関する研究成果の発表会報告

亀田 昭二（技術協力部）

## はじめに

動燃事業団は、大学との研究協力を積極的に推進するため、平成 6 年度にそのあり方等を検討した。審議結果に基づき、平成 7 年度から先行基礎工学研究協力制度を発足させ、高速増殖炉関係、環境技術関係等の基礎的な研究分野について、動燃事業団の施設を主に利用し、動燃事業団が設定した研究テーマに対する研究課題および研究者を募集して大学と研究協力を実施している。

研究協力の具体的な実施に当たっては、大学の教官および動燃事業団の役職員から構成される委員会を設け、研究課題および研究者の選定、研究成果の評価、実施に関する事等について審議・検討を行い、円滑な研究協力の実施を図るとともに、年 1 回の頻度で研究成果の発表会を開催している。

## 制度の目的

先行基礎工学研究協力制度は、  
 ① 「原子力の研究、開発および利用に関する長期計画」(平成 6 年 6 月 24 日、原子力委員会)を受けて、動燃事業団および大学で所有する施設の共同利用を含めて、大学と動燃事業団との連携強化を図り、  
 ② 我が国にとって必要な新型炉を含む核燃料サイクルに係わる研究を推進するため動燃事業団と大学の研究者が相互に啓発しあい、基礎に立ち返り、技術レベルと信頼度を一層向上させること  
 を目的としている。

## 研究分野

大洗工学センター、東濃地科学センター、東海事業所、人形峠事業所の高速増殖炉関係、環境技術関係および核燃料サイクル関連の先行基礎工学分野とする。

## 研究期間

研究期間は、2 カ月から 1 年間とし、委員会で年度毎に実施状況を評価し、最長 3 年間まで延長することができる。

## 研究協力の形態

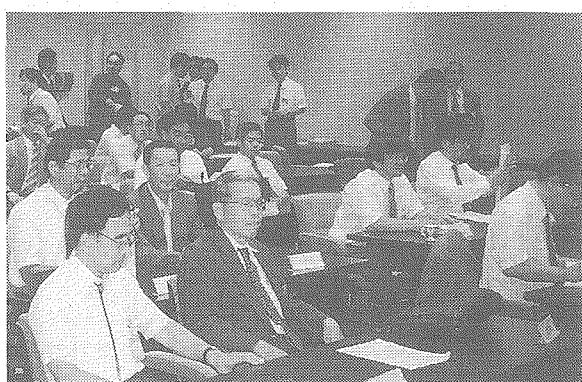
研究協力の形態は、客員研究員あるいは研究生として受け入れ（複数の参加も可能）または共同研究として実施する。（これらの組合せも可能）

## 研究発表会

本発表会は、平成 8 年度の研究課題 20 件のうち、主として平成 7 年度から実施している研究課題および平成 8 年度で終了した研究課題の 10 件について、研究の実施結果等を報告し、研究の進め方、結果の評価等に対する広範な視点からの助言、指導、提案等を頂き、以後の研究実施に反映させること等のため、8 月 6 日に大洗工学センターで開催した。

## 発表会概要

委員会および同分科会の大学関係委員および動燃事業団委員、発表された大学の先生方、動燃事



発表会風景

業団関係者の約60名の参加者があり、先生方をはじめ参加者同士の忌憚のない意見交換の場となり、盛況裏に終了した。発表研究課題を表1に示す。

以下に示す各研究テーマ（表1参照）に対応した目的を達成するため、数年間にわたって各研究を実施しており、本発表会においては、平成8年度の研究成果の概要について報告がなされた。

#### 各研究テーマの目的

- ① 高速炉の受動的な安全性の強化に関する研究のため、冷却材であるナトリウムの沸騰開始条件および膜沸騰への遷移条件の把握
- ② 高速炉の炉心損傷時の溶融炉物質の多相流に関する基礎的知見の取得
- ③ 材料、構造物試験後試験片および材料試験中断試験片の組織観察や分析結果の定量化に関する研究

#### る基礎技術開発

- ④ 中性子ビームをプローブとして使用する場合のビーム制御の方法の確立
  - ⑤ 地下深部の地下水流动の把握のための高精度マルチチャンネル電磁波計測システムの開発
  - ⑥ 原子炉雑音の時系列データの計算機への直接入力による未臨界度モニターの高度化
  - ⑦ 高燃焼度の高速炉燃料中における固体状の核分裂生成物(FP)の照射による再分布挙動の把握と酸素ポテンシャルへの影響の評価
  - ⑧ 高速実験炉「常陽」でマイナーアクチニド(MA)試料を照射し、その測定結果を用いたMA核種の燃焼特性の評価
- なお、表1に示す研究課題No.5およびNo.8については平成8年度で終了した。

表1 平成8年度先行基礎工学分野に関する研究成果の発表会

No.	研究テーマ	事業団側実施箇所	協力形態	研究協力機関 (所属・氏名)
	研究課題(発表者)			
1	液体金属二相流の熱流動特性に関する基礎研究	大洗工学センター 基盤技術開発部 熱流体技術開発室	共同研究	京都大学大学院エネルギー 科学研究科 塙津正博教授 他
	ナトリウムの沸騰開始過熱度と限界熱流束 (塙津教授)			
2	高密度比気液二相流に関する基礎研究	大洗工学センター 安全工学部 高速炉安全工学室	共同研究	京都大学 原子炉実験所 三島嘉一郎教授
	中性子ラジオグラフィによる高密度比気液二相流の可視化と計測 (三島教授)			
3	損傷組織の定量化技術の研究	大洗工学センター 安全工学部 機器・構造安全工学室	客員研究員／研究生	東北大学工学部 材料物性学科 丸山公一教授 他
	①損傷組織の定量化技術の研究 (澤田研究生)		客員研究員	金属材料技術研究所 損傷機構研究部 門馬義雄 <sup>1)</sup> 室長 他
4	②溶接部の高温クリープ損傷の定量化技術 (門馬室長 <sup>1)</sup> )		客員研究員	東北大学工学部 原子核工学科 古田島久哉教授 他
	中性子ビームプローブに関する研究	大洗工学センター 基盤技術開発部 炉心技術開発室	共同研究	北海道大学工学部 量子エネルギー工学専攻 鬼柳善明教授 他
5	①中性子ビームプローブに関する研究 (鬼柳教授)			
	②中性子ビームプローブに関する研究 -高速中性子レンズ系の開発- (若林室長 動燃)			
6	精密周波数制御連続電磁波調査法の研究	東濃地科学センター 技術開発課	客員研究員	九州大学大学院工学研究科 資源工学専攻 牛島恵輔教授 他
	高精度マルチチャンネル電磁波計測システムの開発*			
7	中性子計測データの計算機直接入力に関する研究	大洗工学センター 実験炉部 臨界工学試験室	共同研究	九州大学工学部 応用原子核工学科 的場 優教授 他
	中性子計測データの計算機直接入力に関する研究 (的場教授)			
8	高燃焼度燃料のスエリング評価	大洗工学センター 燃料材料開発部 照射燃料試験室	共同研究／研究生	九州大学工学部 応用原子核工学科 古屋廣高教授 他
	高燃焼度燃料内の固体FPの挙動評価 (佐藤研究生)			
8	「常陽」実験照射試料を用いたMA核種燃焼特性に関する研究	大洗工学センター 実験炉部 技術課	客員研究員／研究生	大阪大学大学院工学研究科 原子力工学専攻 竹田敏一教授 他
	「常陽」照射MA試料の測定結果を用いたMAの燃焼解析法精度評価* (横山研究生 <sup>2)</sup> )			

\*平成8年度で終了した研究課題

(注1) 現在：高知工科大学 物質・環境システム工学科 教授

(注2) 現在：大洗工学センター 基盤技術開発部 炉心技術開発室 職員

## おわりに

本年度は、先行基礎工学研究協力制度の発足後、2年目の発表会である。研究も順調に進み、研究成果が少しづつ実を結び始めており、昨年の発表会に比べ充実した研究発表内容であった。

本発表会には、委員会、同分科会の委員および研究成果の発表者として多数の大学の先生方に参加頂き、先生方をはじめ参加者から活発な質疑応答があり、発表会の進行役が質疑応答を打ち切るタイミングに困る場面が多々見受けられた。

今回の大学の先生方からの広範な視点からの助言、指導、提案等を今後の研究実施等に反映して研究内容のさらなる充実を期待したい。

また、委員会副委員長の東京大学中澤教授より、先行基礎工学研究が研究スコープの新局面を切り開くことに役立っているとの講評もあり、さらなる進展を期待したい。

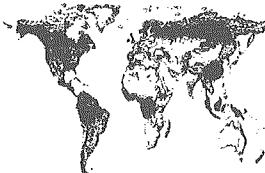
さらに、より革新的、先進的な研究成果を期待する等の観点から、大学側から提案する研究テーマについてもできるかぎり採用していきたいと考えている。

今回御多忙中のところ参加いただいた大学の先生方にお礼を申し上げるとともに、開催にあたり御協力頂いた関係者の方々に感謝し、今後とも本制度がますます発展することへの協力をお願ひいたします。

なお、今回の発表会の概要については、「先行基礎工学分野に関する平成8年度研究協力概要報告」として作成発行しますので御利用ください。

### 【問い合わせ先】

技術協力部 技術協力業務課 川原、亀田  
電話 03-3586-3311 (内線2371)  
FAX 03-3583-6387  
E-mail daigaku@pnc.go.jp



## 国際会議 海外派遣等

### 【国際協力】

平成9年4月から6月までの間の主要な国際会議の開催および参加、動燃事業団への主要外国人の来訪および海外派遣は次のとおりである。

#### (1) 国際会議

##### 国 内

期 日	開 催 場 所	会 議 名 お よ び 内 容
4/8~10	大洗・本社・ もんじゅ	「PNC/CEA フェニックス照射試験用燃料製造契約に関する会議」 燃料製造契約で発生した技術上の問題点の検討を行った。
4/15~18	本社・東海・ ふげん・ もんじゅ	「PNC/オンタリオハイドロ社技術協力協定に基づく技術交換会合」 重水炉の運転・保守およびMOX燃料利用技術について情報交換を行った。
4/23~25	本 社	「PNC/DOE 廃棄物管理分野における協力協定に基づく専門家会議」 岩盤内水理・物質移動に関する国際共同研究の成果報告および今後の研究内容に関する協議を行った。
4/24	本 社	「PNC/AECL 放射性廃棄物管理分野における協力協定に基づく情報交換会議」 AECLの地層処分研究開発計画に関する情報交換を行った。
4/25~28	本社・東海	「国際共同研究 DECOVALEX プロジェクトのタスクフォースグループ専門家会議」 釜石原位置試験に関するテストケースの結果報告および今後の進め方に 関する協議を行った。
5/9	本 社	「PNC/Nagra 放射性廃棄物管理分野における協力協定に基づく意見交換会議」 動燃事業団の研究開発の進め方について説明および意見交換を行った。
5/13~14	東 海	「PNC/AEA テクノロジー共同研究に関する会議」 核種の收着現象等に関する協議を行った。
5/23~28	大 洗・ もんじゅ	「EJCC 運転経験専門家会議」 日欧高速炉協力協定に基づき、情報交換を行った。
6/4~5	東 海	「PNC/DOE 保障措置技術協力協定に基づく技術会議」 RETF 保障措置概念設計 (AS-28) 共同研究に関する協議を行った。
6/6	大 洗	「PNC/DOE 保障措置技術協力協定に基づく会議」 遠隔監視技術に関する協議を行った。
6/6	東 海	「PNC/DOE 保障措置技術協力協定に基づく会議」 MOX燃料工場統合保障措置監視システムの開発に関する協議を行った。
6/9~10	もんじゅ	「PNC/DOE 保障措置技術協力協定に基づく会議」 「もんじゅ」EVSTエリアの二重C/Sの改善についての共同研究に関する 協議を行った。
6/11~12	人形峠	「PNC/DOE 保障措置技術協力協定に基づく会議」 ウラン系廃棄物中の核物質定量技術開発、工程内滞留の測定技術開発共 同研究に関する協議を行った。
6/16~18	東 海	「PNC/DOE 保障措置技術協力協定に基づく会議」 改良型搬送容器非破壊測定装置 (A-MAGB) およびハルモニタの開発に 関する協議を行った。

## 國 外

期 日	開 催 場 所	会 議 名 お よ び 内 容
4/7~11	英國・オックスフォード大学	IAEA 主催「生物圏に関するモデル化と評価に関する国際共同研究(BIOMASS)中間報告会」 「生物圏の評価体系に関する検討」のグループリーダーとして、これまでの活動状況およびドラフト報告書等を紹介するとともに、今後の研究計画等のとりまとめを行った。
4/14~15	スイス・チューリッヒ	米国材料学会主催「第21回シンポジウム放射性廃棄物に関する科学的基礎・国際プログラム委員会」 各セッションの内容や運営方法、座長の決定等、プログラムの確実に関する議論を行った。
4/17~18	スウェーデン・核燃料廃棄物管理会社	「不飽和粘土緩衝材中の熱-水-応力連成モデルの開発確認に関する国際共同研究 (VALUCLAY) プロジェクト運営会議」 平成8年度に作成した緩衝材特性データベースへの評価・総括及び今後の進め方等の協議を行った。
5/6~8	英國・ロンドン、オックスフォード	OECD/NEA 主催「吸着モデル開発プロジェクト国際ワークショップ」 放射性廃棄物処分の性能評価における現象論的吸着モデルの有効性について発表および情報交換を行った。
5/7~9	英國・セラフィールド	英國貿易工学省主催「第2回代替核物質に関するテクニカルワークショップ」 代替核物質管理の技術的課題について協議および情報交換を行った。
5/12~15	オーストリア・IAEA本部	IAEA 主催「保障措置査察検認技術ワークショップ」 IAEAが実施しているC/S(封じ込め、監視)およびNDA(非破壊分析)を用いた検認技術全般について受講した。
5/12~15	オーストリア・ウィーン	IAEA 主催「第3回放射性廃棄物安全基準諮問委員会 (WASSAC)」 RADWASS(放射性廃棄物安全基準)に関する文書策定作業に従事し、地層処分の安全基準について協議および情報収集を行った。
5/12~16	オーストリア・ロイテ	「第14回プランゼー国際セミナー'97」 動燃事業団が設計開発した、超耐熱合金の新材料設計法および開発の現況について発表、討議を行った。
5/13~15	仏国・モンペリエ	「第19回保障措置核物質管理大会 (ESARDA)」 プルトニウム量測定用非破壊装置の特性試験結果および再処理工場の実在庫調査等について発表を行った。
5/13~16	中国・北京	IAEA 主催「高速炉開発に関する国際作業会 (IWGFR) 第30回定期年会」 委員として出席し、今年度の活動計画等の審議・立案を行った。
5/19~24	イタリア・トリエステ	欧州原子力機関 (EN) 等主催「科学技術のための核データ国際会議」 動燃事業団における長寿命核分裂生成核種の断面積測定研究の成果発表および核データに関する理論等の情報収集を行った。
5/26~29	仏国・ニース	米国機械学会(ASME)、仏国原子力学会(SFEN)、日本機械学会(JSME)主催「国際原子力工学会議 (ICONE-5)」 先進的湿式MOX技術および高レベル廃棄物処理における超高温処理法等について発表および情報交換を行った。

## (2) 海外派遣・留学

派 遣・留 学 先	期 間	人 数	目 的
米国動燃ワシントン事務所	1997. 6. 2~2000. 5. 31	1名	ワシントン事務所所長業務
米国動燃ワシントン事務所	1997. 6. 16~1999. 6. 15	1名	米国の原子力関連情報の収集および関係機関との連絡・調整
米国動燃ワシントン事務所	1997. 4. 13~2000. 3. 31	1名	同 上
PNC カナダ法人	1997. 4. 10~2000. 3. 31	1名	カナダ法人社長業務
仏国フェニックス発電所	1997. 4. 1~1998. 3. 31	1名	PNC/CEA 先進技術分野における共同研究

## (3) 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 場 所	訪 問 者
4/3	大 洗	韓国外務部 朱国際経済局長
4/16	もんじゅ	台湾原子能委員会 胡主任委員
5/9	本 社	スイス Nagra マッコンビー理事
5/9	敦賀事務所	仏国 CEA バレ原子炉局長
5/21	本 社	IAEA ブリックス事務局長
6/9	本 社	英国 AEA テクノロジー クリーバー会長



## 外部発表

### 特許・実用新案紹介

#### ■ 外部発表

平成9年4月～6月において外部発表を行ったものは次のとおりである。

部 門	年月	発 表 内 容	件数
高 速 増 殖 炉 部 門	9・6	米国原子力学会 Advanced Reactor Safety Conference	3
//	//	ASME Fluids Engineering Division Summer Meeting	1
//		国内学術雑誌論文投稿等	4
//		上記以外の国内外セミナー・講演会等	9
新 型 転 換 炉 部 門	9・4	The Sixth Technical Exchange Meeting Between Ontario Hydro and PNC	5
//	9・5	ASME International Conference on Nuclear Engineering—5	1
探 鉱、探 鉱、製 錬 部 門	9・6	資源素材学会 平成9年度全国鉱山製錬所 現場担当者会議	4
//	//	日本地下水学会 1997年春季講演会	1
//		国内学術雑誌論文投稿等	5
転換、濃縮、加工、再処理部門	9・5	ASME International Conference on Nuclear Engineering—5	3
//	9・5	第19回ESARDA	1
//		国内学術雑誌論文投稿等	4
//		上記以外の国内セミナー・講演会等	1
廃棄物処理、処分部門	9・4	IAEA Biomass Oxford Meeting	1
//	9・4	米国原子力学会 7 th Topical Meeting on Robotics & Remote System	1
//	9・4	Materials Research Society Symposium Proceedings	2
//	9・5	第19回ESARDA	3
//	9・5	ASME International Conference on Nuclear Engineering—5	2
//		国内学術雑誌論文投稿等	1
//		上記以外の国内セミナー・講演会等	13
そ の 他 の 部 門	9・4	High Performance Computing & Network '97	2
//	9・5	日本保健物理学会	3
//		上記以外の国際セミナー・講演会等	7
//		上記以外の国内学術雑誌論文投稿等	6
		計	83

## ■特許・実用新案紹介

### 1. 多目的光センサー（公開特許公報 平8-240525号）

液体、気体等の流体の同じ位置あるいは異なる位置の吸光分析、蛍光分析等を単独あるいは同時に行うことができる多目的光センサーに関するもので、4本以上の偶数本の光ファイバー束がケーブル体中に挿荷され、各光ファイバー束の先端部は、その同心円の中心を挟んで各一对が同じ長さだけケーブル体の軸方向に平行に突き出ており、全体でセンサーヘッド部を構成し、測定対象液中に浸漬して測定に使用される。また、後端は測定目的に応じて吸光光度計、蛍光光度計等の光測定装置の光源と分光測定部あるいは光量測定部に接続可能に構成されていることを特徴とする。（図1）

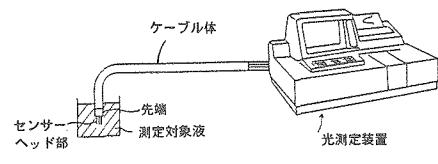


図1 多目的光センサー

### 2. 情報検索方法および情報利用方法（公開特許公報 平8-314963号）

情報記憶手段に記憶された情報から所望の情報を検索する方法で、登録する資料はイメージスキャナに読み取られ、資料の所定ページを検索用情報として、テキストデータに変換するイメージファイルテキスト変換装置へ転送される。ワークステーションは資料全体を光イメージ記憶装置に格納するとともに、後に検索が行われる際に検索時間を短縮できる高速読み書き型記憶装置に格納することを特徴とする。

これにより、資料の一部がそのまま検索用情報となるため、登録時のキーワード設定が不要となり、検索者は必要な情報を端的に示すキーワードを決定できるので検索漏れが減少する。（図2）

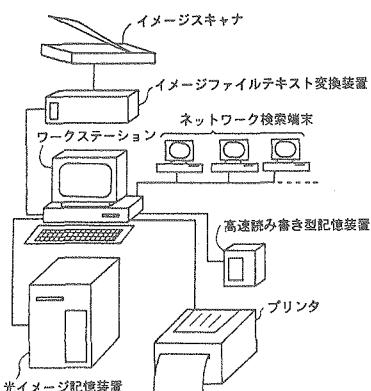


図2 情報検索方法および情報利用方法

### 3. パッカー式地下水採水装置および採水方法（公開特許公報 平9-25783号）

試錐孔を利用して大深度の地層中に存在する地下水採水を、原位置の環境を乱さずに確実に行う適応深度1,000m対応のものである。

地下水の採水方法は、連続的にかつ効率的に採水できるポンプアップを用いた連続採水方式と、地層中の地下水と同じ環境を確保して採水できるバッカ式採水方式の2つがあり、連続採水方式により掘削水等を除去した後の地層水を、バッカ式採水方式により、必要に応じ何度も繰返し採水できる機能を有し、採水容器は容易に取外し持ち運び可能である。

装置は、採水フィルタを介在させた上部パッカーおよび下部パッカーからなるパッカーシステムが先端に設けられたケーシングパイプと、その中に結合ユニット、採水ユニットおよび排水ユニットが挿入されて、結合ユニットによりパッカーシステムに結合される孔内システムと、地上に設置され孔内システムを制御する制御部からなることを特徴とする。（図3）（本出願は基礎地盤コンサルタンツ株式会社殿と共同出願したものである。）

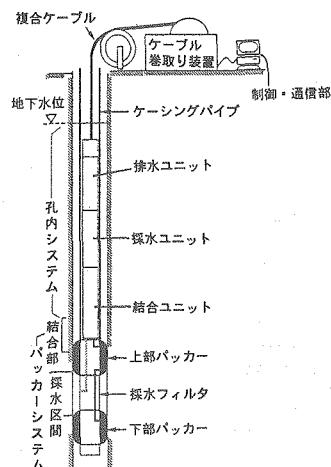


図3 パッカー式地下水採水装置および採水方法

### 4. 原子炉用燃料ペレットの外径測定装置（公開特許公報 平9-68589号）

原子炉用燃料の製造ラインの一部にコンパクトに組み込み、燃料ペレットの外径寸法を1個づつ連続的に非接触で測定する原子炉用燃料ペレットの外径測定装置であり、製造ラインに連繋配置して燃料ペレットを一列に整列・搬送する前段直進フィーダと、測定地点を含む後段直進フィーダと、所定の測定地点で一時的に燃料ペレットを停止させる位置決めストップと非接触型の外径測定器とを構成したことを特徴とする。（図4）（本出願は富士電機株式会社殿と共同出願したものである。）

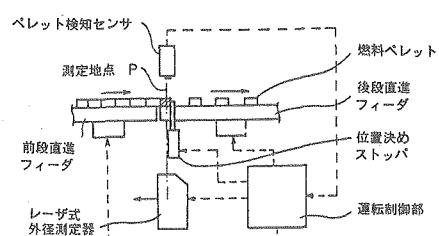


図4 原子炉用燃料ペレットの外径測定装置

特許・実用新案紹介についての問合せ先  
動力炉・核燃料開発事業団  
技術協力部 技術協力業務課  
東京 (03) 3586-3311

## おしらせ

## 平成10年度任期付研究員（博士研究員）の公募について

動力炉・核燃料開発事業団は、21世紀の科学技術の新天地を切り開く意欲と独創性に富んだ若い研究者を募集します。

1. 募集人員 6名程度
2. 研究分野 高速増殖炉開発およびそれに関連する核燃料サイクル技術開発、放射性廃棄物処分基盤研究開発分野等で動力炉・核燃料開発事業団で実施の可能性のある研究
3. 応募資格 応募時に35才未満の方で博士号取得者（採用時に取得見込みを含む）またはこれと同等の研究能力を有すると認められる健康な方であって、研究を自主的、主体的に遂行する意志のある方
4. 契約開始日 平成10年4月1日（予定）
5. 待遇等 謝金：月額50万円程度（社会保険料および税込み）  
研究費：158万円／年を上限  
通勤手当、住居手当等は、別途支給  
なお、必要に応じて研究を効率的に進めるため、外部の研究機関においても、1年間に2ヶ月を限度として研究を行うことができます。
6. 研究期間 原則として3年間以内とし、毎年度に所要の評価を行い、契約を更新します。
7. 審査方法 書類審査および面接審査を行います。
8. 応募締切 平成9年12月22日（月）必着
9. 問い合わせ先 動力炉・核燃料開発事業団 技術協力部技術協力業務課 川原、亀田  
電話 03-3586-3311（内線2370、2371）  
03-3586-3709（夜間直通）  
FAX 03-3583-6387  
E-mail daigaku@pnc.go.jp

※なお、詳細についてはどうねんインターネットホームページを参照してください。  
(アドレス <http://www.pnc.go.jp/>)

---

動燃技報 1997.9 No.103  
平成9年9月発行

©1997 POWER REACTOR AND NUCLEAR FUEL  
DEVELOPMENT CORPORATION

禁無断転載

---

編集発行 動力炉・核燃料開発事業団  
技術協力部 技術管理室  
〒107  
東京都港区赤坂1-9-13  
Tel. 03 (3586) 3311(代)  
FAX. 03 (3583) 6387

---

制作 株式会社 菜根出版  
〒102  
東京都千代田区平河町1-8-13  
Tel. 03 (3261) 8887  
FAX. 03 (3261) 8879

---

## 動力炉・核燃料開発事業団

本 社	東京都港区赤坂1—9—13 三会堂ビル	〒107	TEL (03)3586-3311
人形峠事業所	岡山県苫田郡上斎原村 1550	〒708-06	TEL (0868)44-2211
東濃地科学センター	岐阜県土岐市泉町定林寺 959-31	〒509-51	TEL (0572)53-0211
東海事業所	茨城県那珂郡東海村大字村松 4-33	〒319-11	TEL (029)282-1111
大洗工学センター	茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002	〒311-13	TEL (029)267-4141
敦賀事務所	福井県敦賀市木崎 65-20	〒914	TEL (0770)23-3021
新型転換炉 ふげん発電所	福井県敦賀市明神町 3	〒914	TEL (0770)26-1221
高速増殖炉 もんじゅ建設所	福井県敦賀市白木 2—1	〒919-12	TEL (0770)39-1031

### 〈海外事務所〉

WASHINGTON	PNC Washington Office Suite715,2600 Virginia Avenue, N. W., Washington D.C.20037 U. S. A.	TEL 202-338-3770 FAX 202-333-1097
PARIS	PNC Paris Office 4-8, Rue Sainte-Anne, 75001 Paris France	TEL 1-4260-3101 FAX 1-4260-2413
北京	北京事務所 中華人民共和国 100004 北京市朝陽区東三環北路5号 北京發展大厦602房间	TEL (1)501-0564 FAX (1)501-0566
VANCOUVER	PNC Exploration(Canada)Co. Ltd. 2401-650, West Georgia Street, Box 11571 Vancouver Centre, Vancouver, B. C. V6B 4N8 Canada	TEL 604-681-6151 FAX 604-682-3452
SYDNEY	PNC Exploration(Australia)Pty. Ltd. Level 10, 55 Hunter Street, Sydney, N. S. W. 2000 Australia	TEL 2-233-8799 FAX 2-233-8060