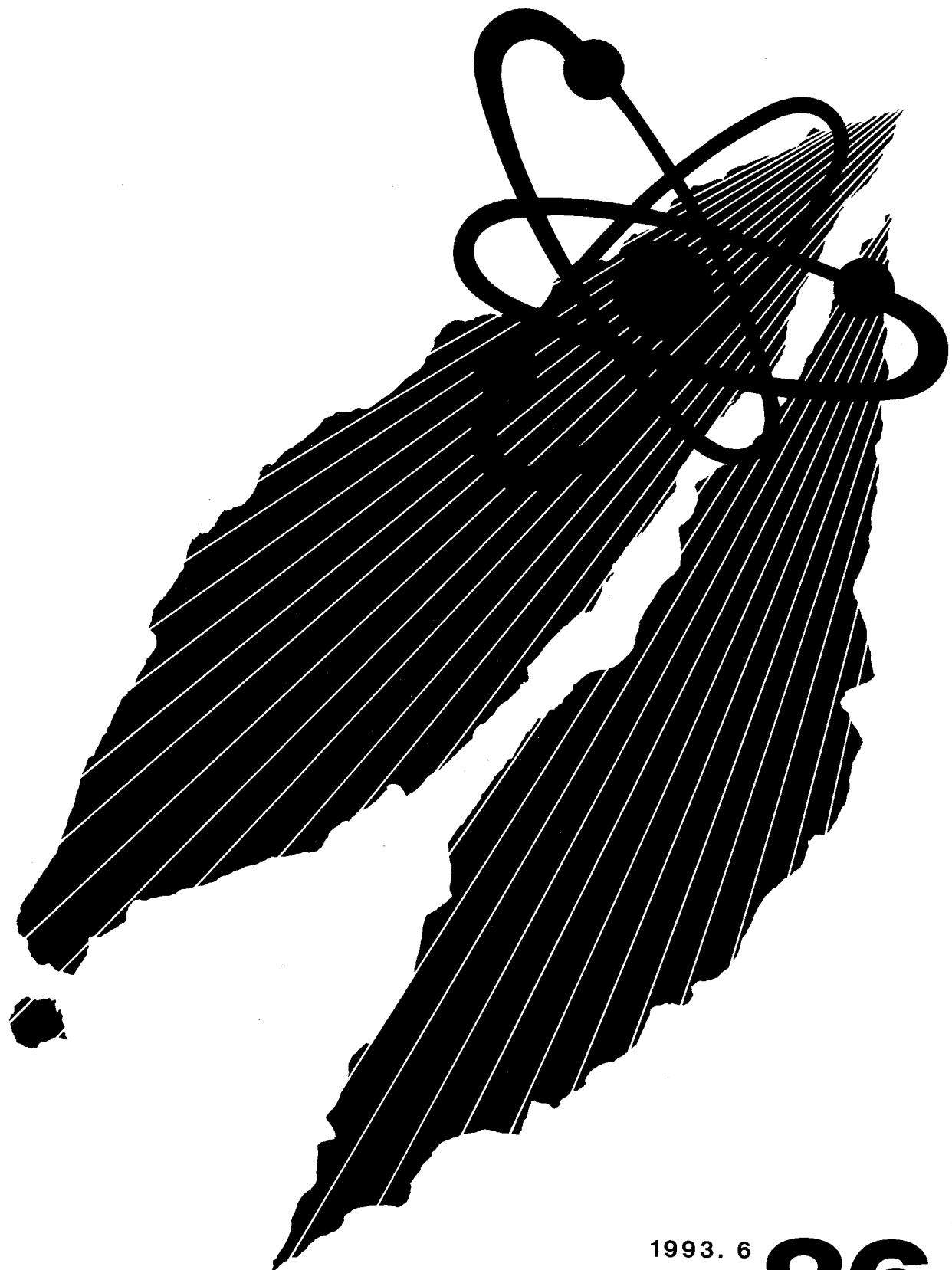


# 動燃技報

## PNC Technical Review



1993. 6  
**No.86**

## 動燃技報 No.86 もくじ

### 概況

新型転換炉の開発	1
高速増殖炉の開発	3
核燃料サイクルの開発	8
再処理技術の開発	10
ウラン資源・探鉱と技術開発	11
廃棄物処理処分の開発	13
ウラン濃縮技術の開発	15
安全管理技術の開発	16
核物質管理業務	19

### 技術報告

「常陽」MK-II炉心燃料の照射挙動	20
鹿倉 栄 丸山 忠司 佐藤 義則 浅賀 健男 鶴飼 重治 吾野 一郎	
再処理施設遠隔補修・除染・検査技術の開発	34
石橋 祐三 豊田 修 萩野谷 熱 山本 隆一 田中 康正	

### 技術小論

大型照射後試験施設における試験装置の開発	51
岩永 繁 中村 保雄 金井 和樹 小高 英男	
連続重水濃度計の開発	55
松島 聰 森田 聰	
再処理施設における確率論的安全評価研究の現状	61
野尻 一郎 成田 健	
プルトニウム濃度測定法の開発	
—ニアマンズデンシメトリーの開発—	65
西田 恒輔 佐藤 宗一 久野 祐輔 外井 仁一 S.T.Hsue R.Gunnink	
ウラン探査岩石試料の放射線損傷解析	70
小室 光世 大塚 保夫 山本 正博	

### 国際協力

国際会議、海外派遣等	75
------------	----

### 活動

外部発表・特許・実用新案	76
--------------	----



## 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（定格出力16.5万kW）は、定格出力にて運転を続けていたが、2月10日より第19回目の燃料取替のため計画停止に入った。

今回の計画停止では、MOX燃料14本、ウラン燃料22本の計36本を取り出し、MOX燃料22本、ウラン燃料14本を装荷した。これにより、累積の燃料装荷本数はMOX燃料529本、ウラン燃料476本となった。今回取り出した燃料には照射用セグメント燃料1本が含まれている。これは、高性能MOX燃料開発の一環として昭和62年より照射試験を実施していたが、所定の燃焼度に達したため取り出したものである。

なお、計画停止作業は予定どおり終了し、2月28日に原子炉を起動、翌3月1日に発電を再開、3月6日に定格出力に到達した。今後8月から予定している第11回定期検査まで運転を継続する。

平成4年度第4四半期の運転実績は以下のとおりである。

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
5年1月	122,760	744	100.0	100.0
5年2月	37,373	228	33.9	33.7
5年3月	112,133	728	97.8	91.3
合 計	272,266	1,700	78.7	76.4

### 2. 研究開発

新型転換炉に関する研究開発は、大洗工学センターの四つの実規模開発試験施設および原型炉「ふげん」を中心として展開している。

原型炉「ふげん」については、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、被ばくの低減化およびMOX燃料の照

射健全性の確認と評価を重点に進めている。

ATR実証炉の設計・建設・運転に資することを目的とした新型転換炉技術確証試験は、電源開発㈱が通商産業省の委託を受けて実施している。動燃事業団は、電源開発㈱より平成4年度分の依頼を受け実施している。その実施区分は、①主要機器・設備技術確証試験、②炉心特性確証試験、および③安全性確証試験である。また、実証炉の燃料の高燃焼度化に係わる設計および研究開発を継続して実施している。

#### 2.1 「ふげん」における技術開発

新型転換炉の機器・システムの性能・信頼性向上については、燃料交換作業支援システムの開発を平成元年より進めており、本システムを実機の燃料取替制御システムに取り入れ、燃料交換機のオンラインでの自動化計画を進めている。

また、「ふげん」で開発後、平成4年8月より本格運用を開始した原子炉給水制御系のファジイ制御については、その後の運用において良好な実績を挙げている。その他、圧力管監視試験片および国産圧力管材の照射を継続して実施している。

被ばく低減の一環として原子炉冷却系系統除染後の運転による系統への放射性物質の蓄積傾向を評価している。また、使用済イオン交換樹脂の処理技術の開発を実施している。

MOX燃料高度化の一環として、引き続きセグメント燃料集合体およびガドリニア燃料集合体の照射を、炉心での健全性を確認・評価しつつ継続して実施した。このうち、セグメント燃料集合体については、昭和62年3月より照射してきたが、今回最後の1本が第19サイクルにて所定の30,000MWd/tに達したため、平成5年2月の計画停止時に取り出した。これにより、セグメント燃料集合体の「ふげん」での照射を計画どおり終了した。

## 2.2 設計研究

設計コード（運転コード）については、「ふげん」の第17サイクルから照射されている照射用ガドリニア燃料集合体の燃焼特性について、運転実績との比較評価を実施している。

実証炉の設計コードについては、「ふげん」運転データおよび大洗の試験結果に基づいた精度評価を実施するとともに、ガドリニア入り燃料の燃焼特性評価および核特性評価を継続して行った。

## 2.3 炉物理研究

ATRのクラスタ型燃料格子の計算精度向上を目指して開発している格子計算コードWIMS-ATRの核データライブラリに関して、現状のUKライブラリを国内で開発されたJENDL-IIIライブラリに更新するための方法および問題点について検討を行っている。

## 2.4 伝熱流動研究

ATRのクラスタ型燃料体の熱流動評価手法の高度化を目指して開発してきた三流体モデルに基づく詳細サブチャンネル解析コードFIDASの検証試験を継続して実施している。

## 2.5 安全性研究開発

ATRにおいて事故がある程度設計基準事象を超えて、プラントがこれに対処できる余裕を備えていることを定量的に示すための評価手法の開発を行っている。冷却材喪失を起因とするシビアアクシデントに関しては、放射性物質の格納容器内挙動に関する解析を継続実施している。

耐高温マイクロホン漏洩検出系については「ふげん」において引き続き耐久性を実証している。

## 2.6 部品・機器試作開発

圧力管集合体の耐久試験後の解体検査を実施している。燃料フレッティング摩耗解析コードの開発の一環として、フレッティング摩耗特性における因子を定量的に求めるための試験に使用する装置の製作を行い実験の準備を進めている。圧力管余寿命評

価手法の開発については、解析コードのモデル化および解析を行っている。また、高燃焼度燃料（54本クラスタ）の流動試験を行い、現在データ整理を実施している。

「ふげん」一次系化学除染法の開発の一環として、原子炉内に燃料を装荷した状態で系統化学除染を行う際の除染剤の燃料集合体構成部材に及ぼす影響を調べるため、材料健全性、構造健全性を確かめる炉外試験を継続して実施している。

## 2.7 燃料・材料研究開発

### (1) 構造材料

「ふげん」の第10回定期検査時に取り出した圧力管材料照射試験片について破壊力学試験および腐食量評価試験を終了した。

### (2) MOX 燃料のR&D

#### ① 実証炉のための燃料照射試験

実証炉のための燃料照射試験については、電源開発からの受託研究として、「ふげん」で燃焼度約24,400MWd/tまで照射された36本燃料集合体の照射後試験を原研東海研究所で実施中である。

大洗工学センターにおいて同燃料要素の照射後破壊試験を継続実施中である。

#### ② 高燃焼度燃料開発のための照射試験

燃料の高燃焼度化を図るためにMOX-Uガドリニア燃料集合体6体の「ふげん」における照射を継続した。

#### ③ 解析

ハルデン炉で日負荷追従試験を実施している燃料集合体(IFAF54/555)からオンライン計装で得られた36,500MWd/tまでの燃料棒外径、内圧データ等の燃料照射挙動データの整理を継続している。また、平成5年度よりハルデン炉で実施するセグメント燃料棒の出力急昇試験については、試験試料となる燃料は「ふげん」でベース照射したものであり、この1体目の燃料についての非破壊試験を原研で継続するとともに、2体目の燃料の「ふげん」でのベース照射を終了した。

（動力炉開発推進本部  
（核燃料サイクル技術開発部））



## 高速増殖炉の開発

### 1. 高速実験炉

平成4年12月21日から開始した100MW第26サイクル定格運転を2月2日に終了し、原子炉を停止した。

燃料交換作業後、2月20日から3月26日までの予定で第27サイクル定格運転を開始したが、3月7日に落雷による外部電源喪失により原子炉は計画外停止となった。翌3月8日に原子炉を起動し、3月9日より定格出力運転を再開した。3月26日に第27サイクル定格運転を終了し、27日より第10回定期点検作業を開始した。現在、第10回定期点検作業中である。

照射試験関係では、昭和63年より進めてきた「もんじゅ」高燃焼度確証試験を3月に終了した。実証炉以降を対象とした高性能燃料開発のための照射試験、日仏交換照射試験、大学連合からの受託照射等の各種照射試験は、継続して行っている。

### 2. 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設

高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設工事は、平成5年3月末現在の総合進捗率が約99%（臨界で100%）に達した。

土木・建築・機電の各工事従事者は3月末現在全体で約355名であった。

#### 2.1 試運転状況

試運転の第2段階である性能試験に移行して最初の試験であるプラント特性予備試験の内、昇温確認試験を2月7日から開始した。ポンプ入熱により系統を昇温し、2月8日には1・2次系とも約325℃に到達した。

2月7日から17日には、熱収支予備評価として、1・2次系全体の放散熱量を求めるナトリウムおよび雰囲気温度の測定を行い、2月19日から22日には1次冷却系自然循環予備評価として、自然循環のプラントデータ採取を行った。また、系統温度約325

℃において、配管変位評価としての1・2次系配管の熱変位量測定、遮蔽プラグ温度予備評価としての温度分布測定等を実施した。2月22日には、原子炉を手動トリップさせて原子炉トリップ対応手順を確認するとともに、約200℃まで系統を降温させた。

また、2月27日からは397℃における試験を行うため、系統昇温を開始した。昇温に合わせて、制御設備運転特性予備評価として、系統温度保持特性データを採取したほか、電磁流量計(EMF)によるNa流量測定手法の1つであるEMF相関法予備評価としての昇温時データ採取等を行った。系統温度は3月6日に、1次系約397℃、2次系約325℃に到達した。3月19日から25日まで、プラント手順確認として燃料移送模擬停滞時対応手順確認を行い、3月29日から、2次冷却系自然循環予備評価として自然循環時の運転データを採取するとともに、約200℃まで系統を降温させた。その他、遮蔽プラグ温度予備評価、純化系昇温時特性予備評価、配管変位評価等を継続実施した。

#### 2.2 原型炉に係わる技術開発

原型炉までの技術を集約するとともに、技術の高度化を進めて実証炉以降の開発に反映させるために、①原型炉技術の総合評価、②FBRシステム・機器の高度化((a)プラントインテリジェント化(b)信頼性高度化(c)保守・管理技術高度化(d)プラント特性を活した研究開発)、③FBRによるプルトニウム利用の高度化について計画的具体化等を行っている。

原型炉技術の総合評価としては、設計技術の評価として、もんじゅの設計資料保存状況を調査し、設計資料の保管・分類状況について確認するとともに設計根拠等のデータベース化の検討を継続した。また、予熱設備についての評価を継続した。

FBRシステム・機器の高度化については、プラントインテリジェント化として、原型炉総合データベースとプラントデータ収録システムの開発を進め

ている。原型炉総合データベースについては、データベース管理システムのハードウェアおよびソフトウェアを整備し、データベースの構造の検討を開始した。プラントデータ収録システムについては、データ収録部の開発を終え、システム全体を運用するソフトウェアの機能試験を終了し、プラントデータ収録システムとしての運用を開始した。また運転管理支援システムの開発として、プラント機器基本データの整備を進めるとともに機器仕様管理システムの開発を進めている。信頼性高度化としては、CREDO対応としてCREDOを包括したデータベースの取扱いについて検討している。保守・管理技術の高度化としては、機器・保守技術関連の研究開発計画を立案し検討を進めた。プラント特性を活かした研究開発については、使用済燃料管理について動向調査を継続した。

### 2.3 その他

#### ① 工場製作状況

燃料集合体等炉心構成要素の製作を継続して実施した。

## 3. 大型炉設計研究

FBRの実用化方策の検討の一環として、大型MOX炉を主体とした各種プラント概念の構築とその技術的、総合的見通しを得るための設計研究を行っている。

大型MOX炉の設計研究については、現状で成立性が見通せる新技術を採用したプラント概念を構築するため、「もんじゅ」の経験が有効に活用できるループ型で、かつ実用化移行段階で想定されるプラントを対象としてさらに具体的な検討を進めるとともに、2次系削除システムおよび窒化物燃料等の革新的技術を積極的に導入し、受動的安全性を追求したプラント概念の検討および要素技術の高度化も行っている。

中小型炉の設計研究については、大型炉の補完という目的にしたがって、安全性の一層の向上に主眼を置くとともに、新型燃料を含む先端技術を積極的に採り入れたプラント概念の検討を進めている。

また、新型燃料に関しては、窒化物燃料を主な対象に、関係部門との協力の下に炉心特性、照射特性等を考慮して安全性、経済性に優れた炉心・燃料概念の検討を行っている。超ウラン元素(TRU)の消滅処理の一環として、優れた消滅特性を有するFBRの積極的活用を図る観点から、TRUの効率的な消滅処理に適した炉心・燃料概念、TRU装荷方法および超長寿命炉心の核的特性等の検討を行っている。

## 4. 炉物理研究開発

炉心解析法の開発では、3次元6角体系用輸送ノード法計算コードの開発およびマルチバンド法による高速炉体系での共鳴現象の計算手法の開発を進めている。また、大型炉用修正炉定数に関する研究については、昨年度までの第1段階の整備に引き続き、燃焼特性も含めた修正炉定数の整備を進めている。さらに、現状では不確定幅の大きい燃焼特性に対する解析精度向上を目指して、日本では「常陽」でしか得られない燃焼特性データに対する解析評価を進めている。

模擬臨界実験では、日本原子力研究所との共同研究として、FCAによる窒化物燃料炉心臨界実験を3カ年計画で開始した。

遮蔽研究では、日米共同で実施してきた大型炉遮蔽ベンチマーク実験（JASPER計画）について炉内燃料貯蔵実験、主中間熱交換器2次系ナトリウム放射化実験の実験結果の解析・評価を行った。

高速炉燃料再処理施設の実用化に向けて設計、運転管理を行うための基盤的技術である臨界安全管理手法を確立するための炉物理研究を継続して実施している。この一環として、ATR炉心体系の基礎的な炉物理特性測定実験を実施している。また、重水臨界実験装置(DCA)を未臨界度測定試験施設とする整備計画を進めており、DCAの改造に係わる設置変更許可申請が審査中である。また、臨界安全技術開発に係わる実験計画、施設の設計を継続している。

## 5. 機器研究開発

コンパクト高性能電磁ポンプの開発として、耐熱コイルの高温特性試験を継続している。「常陽」流量制御型照射装置(FLORA)用電磁ポンプの開発については、1/2スケールのポンプモデルのナトリウム中性能試験を行い実機の成立性を評価している。

大型炉用の新型炉停止機構については、評価コード(SASSTAC)を用いて、大型炉の炉心上部機構に適合する自己作動型炉停止装置の構造概念をまとめた。「常陽」炉内機能確認試験を行うため、試験体の基本設計を行った。

蒸気発生器およびプラント冷却システムの研究開発については、2重伝熱管型蒸気発生器の伝熱流動特性を把握するため、小型2重管型蒸気発生器モデルを用いて静特性試験、流動安定性試験を実施した。ここで得られたデータを基に、それぞれの解析コードPOPA16、BOSTの検証、改良作業を進めている。また、内外管リーク検出特性を把握するための小型モデル試験の準備を進めている。2重管蒸気

発生器の健全性については、DNB熱疲労、リラクセーションの観点から評価を進めている。2次系削除プラントの安全論理を構築するため、50MW蒸気発生器注水素試験データを用いて水素気泡溶融挙動および反応生成物移行挙動を評価するモデルの開発を行っている。さらに、合理的な設計基準リーケを選定するため、高温ラップチャの評価手法の整備を進めるとともに検証試験の準備を進めている。

プラント動特性解析評価については、総合機能試験データを用いて解析コードSuper-COPDの検証を進めている。

供用期間中検査装置の開発に関しては、原子炉容器廻り検査装置、および一次主配管検査装置を用いて実施した「もんじゅ」の供用前検査の結果の解析を進めている。

## 6. 燃料・材料研究開発

被覆管材料の中で、将来的に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、強度異方性を改善し延性・靭性を向上させるため冷間加工、再結晶およびマルテンサイト変態を利用した試作を行い、評価試験を実施した。また、ODS、試作被覆管の高温クリープ特性を評価した。

改良オーステナイト鋼(15Cr25Ni)については、クリープ破断データを取得した。高Ni合金については、15Cr35Niをベースに析出強化型の合金設計を行い、強度特性を評価した。

被覆管材料の照射試験としては、制御型材料照射挙動測定装置(MARICO-1)用内圧封入試験片の製作準備を行った。また、ボイドスエーリングの予測解析を行い、予測手法の高度化のための加速照射技術を提案した。

「常陽」における高線出力照射試験(PTM-2)の照射後試験を実施し、燃料溶融が生じていることを確認した。昨年実施した高線出力照射試験(PTM-1)の照射後試験結果および解析評価結果を中間報告書としてまとめた。また、「もんじゅ」燃料の高燃焼度照射、改良オーステナイト鋼被覆管燃料照射等を継続している。

国際協力による燃料の照射試験については、日米燃料材料共同開発プログラムの一環としてFFTFにおいて、昭和62年11月より照射した改良SUS316鋼、改良オーステナイト鋼被覆管燃料集合体のうち、改良SUS316鋼被覆管燃料ピン(燃焼度147,000 MWd/t)の照射後非破壊試験を継続するとともに、一部の燃料ピンを輸送するための準備を開始した。一方、改良オーステナイト鋼被覆管燃料集合体

は、平成5年4月から照射後試験を開始する予定であり、その準備を行った。FFTFで照射した仕様緩和燃料の大洗での照射後試験結果をとりまとめ、評価を加えた最終報告書を作成した。日米共同で実施しているEBR-II運転信頼性試験(過渡過出力試験(OTT)と破損燃料継続照射試験(RBCB))においては、長寿命燃料を対象としたPhase-IIのOTT試験で、改良SUS316鋼被覆管燃料、改良オーステナイト鋼、およびフェライト/マルテンサイト鋼被覆管燃料の過渡過出力試験後の照射後試験を継続して実施した。また、ODSフェライト鋼被覆燃料ピンを含む改良燃料の予備照射を継続した。Phase-IIのRBCB試験では、燃料放出挙動を評価するための照射試験を継続した。日仏交換照射では、「常陽」における仏製改良オーステナイト鋼被覆管燃料の照射を継続した。一方、Phenix炉におけるPNCの改良SUS316鋼被覆管を用いた大型バンドル照射については、定格運転開始後に照射を開始すべく準備を進めている。

燃料集合体の開発に関しては、「常陽」ドライバ燃料集合体の照射後試験結果に基づき、総合的な燃料集合体の挙動解析評価を終了した。

制御棒の開発については、高燃焼度B<sub>4</sub>Cペレットのスエーリング評価試験を行うとともに、照射物性評価を継続して実施した。ナトリウムポンド型中性子吸収ピンについては、照射後試験を継続した。遮蔽材の照射B<sub>4</sub>Cパウダーについては、照射による大きな変化が認められないことを確認した。

燃料ピン挙動解析コードCEDARの定常条件解析能力の向上を図った新バージョン確定作業が終了し、引き続き過渡時の解析精度向上のための改良を進めている。

燃料ピンバンドル挙動解析コードの開発については、高BDI条件下での計算精度を上げるとともに、計算時間の効率化を図るための改造を継続して実施した。また、破損燃料挙動解析コードSAFFRONについては、軸方向の亀裂進展を解析するための破壊力学的手法を組み込んだ。

スエーリングシミュレーションコードについては、「常陽」照射モデル合金の予備解析を実施した。

燃料・材料のデータベースについては、燃料材料データベースへの「常陽」燃料のPIEデータの登録を継続している。また、「もんじゅ」燃料を対象としたデータベース開発の検討を進めている。

「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、1995年操業開始に向けて、建屋、電気、換気空調設備工事、内装設備の製作設計、試験機の製作設計等を進めている。建屋、電気、換気空

調設備工事については、現在セル天井の鉄筋組立を行い、ポート、ハッチ等の据付、建家外壁仕上げ、地下1、2階の給排気設備機器とダクト接続等の施工を行っており、これらの総合進捗率は3月末現在で約64%である。また、内装設備および試験機については、各設備機器の製作設計を行い、一部製作を開始した。制御型材料照射挙動測定装置(MARICO)用再組立設備の製作および各設備、機器の性能をセル内設置の前に確認するためのセル外性能試験設備の製作については、契約を完了し、製作設計を開始した。

燃料集合体の輸送技術開発については、「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器の「核燃料輸送物設計承認申請」に基づき、科技庁の安全審査が平成4年12月に終了し、平成5年3月11日付をもって同承認書が交付されたため、輸送容器製作(2基)を開始した。

被覆管試験セルのデコミッショニングについては、除染機器の性能試験を行い、実用化への見通しを得た。また、セル内の線量評価を行うとともに、機器の部分解体を開始した。

## 7. 構造材料研究開発

構造設計解析法の研究開発に関しては、汎用非線形構造解析プログラムFINASの拡張・整備、非軸対称座屈解析法および繰返し塑性構成方程式の構築、炉心わん曲解析のための要素の開発等非線形構造解析技術の高度化を進めている。また、解析支援エキスパートシステムの開発を進めている。

構造物強度に関する研究では、管板構造、構造不連続部、溶接部などの構造要素の熱過度強度試験を実施し、クリープ疲労評価法、ラチェット評価法の検討を進めている。座屈評価法については、せん断一曲げ相互作用を考慮した簡易評価法の開発を進めるとともに、熱座屈の検証試験の準備を進めた。また、座屈発生確率に基づく安全率の検討を行っている。

構造物強度確性試験については、溶接容器モデルの熱過度強度試験を終了し供試体の解体検査を進めている。

耐震構造試験については、機器上下免震構造の基礎的な縮小モデル試験結果のデータ整理を進め、応答解析手法の検討を行っている。

流体-構造連成振動解析については、欧州とのベンチマーク解析として2重半円球殻の動的座屈解析を実施した。さらに、ヘッドアクセスプラントのスロッシング解析等の耐震評価を行っている。

構造健全性評価法確立のための研究開発に関して

は、高速炉機器に破壊力学を適用した評価手法を開発するため、円筒容器試験体のき裂進展試験を継続実施している。2重管破損データベースの改良、確率論的構造健全性評価法の開発、LBB評価手法の検討を進めている。

大気中およびナトリウム中構造材料試験に関しては、高速炉構造用316、および高クロムモリブデン鋼のクリープ疲労試験等の材料特性試験を継続して実施しており、材料強度基準の拡充・整備を進めている。

構造材料の寿命・余寿命診断法の開発については、SUS304の損傷付加試験、多軸クリープ疲労試験を実施しミクロ組織観察を行った。

構造材料の中性子環境効果に関しては、「常陽」構造材料照射リグおよびJMTR照射リグを用いて炉内構造物材料の照射を行うとともに照射後試験を継続して実施している。ナトリウム機器材料試験に関しては、高速炉構造用316のナトリウム中での腐食、クリープ、引張試験を実施している。

放射性ナトリウム技術に関しては、CP(腐食生成物)抑制技術の開発として、CP挙動を解明するための試験解析およびCP挙動解析コードの改良を進めた。

ナトリウム分析に関しては、「常陽」のナトリウムおよびカバーガスアルゴンの純度管理のための分析を継続実施している。

## 8. 安全研究

炉心部ナトリウム過渡熱流力試験については、自然循環時の炉心部からの熱の逃げ方や、それに伴うナトリウムの流れ方の変化を詳細に解明する自然循環崩壊熱除去特性試験を進めている。

炉体構造水流動試験においては、自然循環除熱時における炉心チャンネルでの逆流現象の発生条件、熱流動挙動を調べる炉心プレナム相互作用基礎水試験の解析・評価を実施している。

プラント過渡応答試験では、37本ピン束供試体を用いて実施した高出力条件下での配管大口径破損時熱過度試験結果およびこれまでの試験結果を基に実機に対する総合評価を終了した。

熱流動安全解析コードの開発に関しては、汎用多次元熱流動解析コードAQUAの自然循環解析の高精度化を図るために開発した応力代数式モデルの改良・検証を行うとともに、構造物の健全性に影響を及ぼす温度ゆらぎ現象を詳細に評価するため乱流直接シミュレーションコードDINUSの開発を進めている。集合体内単相サブチャンネル解析コードASFREについては、ワイヤスペーサモデルおよび乱流混合モ

モデルの改良と検証をプラント過度応答試験の結果を用いて行うとともに、計算手法の改良を継続して進めている。

集合体内沸騰解析コードSABENAについては、プラント過度応答試験の沸騰データに基づく検証を進めている。

炉心物質移行挙動試験については、仮想的炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の炉容器内保持能力を評価するため、高温模擬試験装置(MELT-II)を用い、融体ジェットの冷却材中の浸入長さ等を明らかにする溶融ジェット-冷却材相互作用試験を実施するとともに、炉心プール内の熱流力挙動を解明するための試験を継続して進めている。

安全解析コードの開発では、各種事故シーケンス解析のためのコード群の改良・整備を進めるとともに、炉心崩壊過程解析コードSIMMER-IIIの開発として核計算部、流体力学部等の各要素モデルの開発を欧州の研究機関と共同で実施しており、主要モデルのシステム化(Version1)を行った。

国際協力で進めている炉内安全性試験では、仮想的炉心崩壊事故における燃料ピン過度挙動に係わる主要現象を解明し、実機評価精度の向上を図るために、国際共同で実施してきたCABRI-2試験成果の国際的総合評価作業を進めている。CABRI-2試験に引続いて実施しているCABRI-FAST試験について、試験の実施、解析・評価を進めている。

SCARABEE炉内試験では、隣接集合体への破損伝播を模擬したPI-A試験の解析評価および解析モデルの機能検証・改良を進めるとともに、隣接集合体への融体放出を模擬したPV-A試験の解析評価を進めている。

原型炉をモデルプラントとした確率論的安全評価(PSA)については、地震等の外的要因に係わるレベル1 PSA評価を進めている。また、運転保守要領の検討に資するため、試験間隔等をパラメータにした感度解析を実施している。さらに、PSAを運転安全管理に利用するためのリビングPSAシステム

の開発整備を進めている。大型炉モデルプラントへのPSAの適用として、主要な安全設備の信頼度評価を行うとともに、炉心損傷事象推移について予備解析等を行い、事故シナリオの検討を進めている。

米国エネルギー省と共同で整備を進めてきた信頼性データベース(CREDO)については、その拡充としてデータの収集・整備を継続するとともに、得られたデータの分析評価を行っている。

さらに、FBR安全性試験炉の設計研究として、高速炉の実用化に向け必要となる炉内安全性試験の検討と、それに対応可能な試験施設の概念を抽出し、その技術的成立性に見通しを得るための検討を継続して進めている。

模擬燃料からのFP放出挙動に関する試験については、コールド試験装置を用いFPのNaベーパー中の物理的・化学的形態等を明らかにするためのコールド試験を進めている。

格納系の安全性に関しては、格納容器内総合応答解析コードCONTAINの整備を進めており、コンクリート放出水モデルの実験検証、デブリFP放出モデルの開発を行っている。

ナトリウム燃焼試験では、ナトリウム棒状漏洩流の実験等でこれまでに得られた試験結果の総合評価を進めている。混合エアロゾル試験では、ヨウ素フィルタ試験を終了した。解析コードについては、3次元ナトリウム燃焼解析コードSOLFASの開発を進めており、エアロゾル霧囲気下での輻射熱伝達モデルの組込みおよびガス物性値の温度依存性の考慮などの改良を進めている。

蒸気発生器の安全性に関する研究では、合理的な設計基準水リード事象の選定のため、高温ラプチャ型破損の解析評価を実施している。また、二次系削除システムの安全評価手法の整備のため、冷却系内での水素気泡溶解挙動の評価コードを開発するとともに反応生成物移行モデルの作成を進めている。

(動力炉開発推進本部  
(核燃料サイクル技術開発部))



## 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

「もんじゅ」初装荷用MOX燃料の製造を継続した。

#### (2) ATR燃料の開発

第20回取替燃料（27体）の製造を継続した。また、第21回取替燃料（16体）の製造を開始した。

#### (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

電力との共同研究で進めている敦賀炉照射試験については、照射後非破壊試験が終了し、データ解析を実施した。また一部の燃料要素切断試料については、照射後破壊試験を実施し、データ解析を行っている。

ドッドワード炉(BWR仕様)、ハルデン炉(PWR仕様)およびBR-2炉での照射を継続した。

##### 2) 炭・窒化物燃料に関する研究

窒化物燃料の物性、照射挙動に関する文献調査を実施するとともに、これに基づき挙動解析コードの開発を継続している。

炭・窒化物燃料の基礎照射試験に関する原研との共同研究を継続して実施し、照射燃料ピンの詳細設計を行った。また、未照射燃料を含む照射後試験の内容についても検討を継続した。

#### (4) プルトニウム燃料製造施設

プルトニウム燃料製造施設の第三開発室のATRラインについては、FBRラインの経験の反映および工期の短縮化等に向けて設計の見直しを継続した。

### 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：10kg MOX／日）において、「もんじゅ」取替用原料の混合転換を継続した。

#### (2) 混合転換技術開発

大型転換施設設計の一環として進めている連続脱硝装置の開発については、スクリュー式連続脱硝装置の改良を図りながらウラン試験を進め、均一な脱硝体 ( $UO_3$ )を得るための操作条件の設定運転を継続している。また、転換プロセス工程の短縮化の一環として、直接還元試験を継続している。

#### (3) 湿式回収技術開発

湿式回収工程（精製設備、脱硝設備、試験設備）の3設備について、MOX燃料スクラップを用いたプルトニウム、ウランの精製・分離回収試験を継続した。

各々の設備については、工程毎に装置の性能評価の結果を基に、全工程を通した性能評価試験を開始した。

さらに、脱硝設備については、連続脱硝装置の再現性試験を継続するとともに、安定運転を維持するための条件設定試験も合わせて実施している。

#### (4) プルトニウム混合転換装置の開発

低温処理技術開発として、これまで原理実証した基礎試験データに基づき、低温法を適用した溶媒再生および硝酸廃液処理プロセス概念の検討結果を集成した。

また、混合転換基礎試験として、硝酸プルトニウム溶液の脱硝メカニズム解明のために整理したデータを評価し、追加試験を実施している。

さらに、マイクロ波の応用技術として、炭化珪素セラミックス材のマイクロ波による発熱特性データおよび温度制御データを基に、実用規模の熱処理炉の検討を開始した。

### 3. ウラン転換

#### (1) 回収ウラン転換技術開発

電力会社と共同で実施する回収ウラン転換実用化試験のための国および岡山県、上斎原村への許認可申請に係わるヒアリングを前期に引き続き実施し、

原子炉等規制法に基づく使用変更許可書を3月19日に、鉱業法に基づく変更合併（追加）施設案の許可書を3月22日に、鉱山保安法に基づく施設設置変更許可書を3月22日に、岡山県・上齋原村との環境保全協定に基づく新增設協議の了解を3月23日にそれぞれ受理した。これを受け、設備機器の解体・撤去および改造等の契約を関係部署の協力を得て開始した。また、電力会社への平成4年度成果報告会を

3月12日に開催し、報告書を提出した。

(2) 金属ウラン転換基礎試験

溶融塩電解精製試験として実施した窒化イットリウム(YN)の電解試験結果の解析・評価を実施した。

（核燃料サイクル技術開発部  
核燃料施設計画部）



## 再処理技術の開発

### 1. 再処理工場の現状

東海再処理工場は、92-2キャンペーン終了後(12月4日)、第2回計画停止に入っており、各工程設備の保全工事等を実施中である。

### 2. 再処理技術の開発

#### (1) 高信頼性機器の開発

新材料を用いた酸回収蒸発缶小型モックアップ試験設備の運転を継続した。(累積運転時間25,000時間)また、耐食性評価のため、肉厚測定および表面観察を開始した。

#### (2) 前処理工程の高度化技術開発

軽水炉燃料再処理技術の改良・高度化等に対応した新型プロセス機器の開発を継続した。また、前処理工程施工設計研究を継続した。

#### (3) 供用期間中検査技術開発

セル内の機器を遠隔で点検するための試験装置の高度化改良に関する検討を継続し、新検査システムの検討を開始した。

#### (4) 遠隔技術開発

大型塔槽類の解体・撤去・据付技術開発について、信頼性・操作性向上等のシステム改良検討を継続した。

### 3. 高速炉燃料再処理技術開発

#### (1) プロセス技術開発

##### 1) 前処理工程技術開発

レーザー解体試験装置の製作に係わる製作設計を継続した。清澄装置の開発については、遠隔保守試験を継続した。

##### 2) 主分離工程技術開発

遠心抽出器については、試作機の製作を継続した。また、新型電解酸化槽基礎試験を継続した。

#### (2) 材料技術開発

ホット腐食試験の一環として、先に行なった $\gamma$ 線照射下での各種金属材料の浸漬腐食試験の結果を踏まえ、より詳細な反応機構を検討するための試験を継続した。

#### (3) 遠隔技術開発

ラックシステム開発の一環として実施した実規模模擬貫通プラグの遠隔保守試験を終了した。また、遠隔継手開発として、耐蝕性試験を継続した。

#### (4) 分析技術開発

溶液中のPu・U濃度、原子価等の分析を対象に、発光法、吸光度法等を利用した分析技術の開発として、試作装置の評価試験および装置改良を継続した。

#### (5) 日米共同研究

遠心抽出器システムを中心とする化学システム試験を継続した。

### 4. 施設設計

リサイクル機器試験施設(RETF)について、調整設計を継続した。また、安全審査対応を継続した。

### 5. 高レベル放射性物質研究施設(CPF)

第18回ホット試験については、フェニックス燃料を用いた溶解試験結果のとりまとめを継続した。また、第19回ホット試験については、「常陽」C型特殊燃料を用いた最適溶解条件確認試験準備を開始し、さらに、基礎物性試験については調査を継続した。「常陽」からの使用済燃料ピンを受入れた。

(核燃料サイクル技術開発部)  
(核燃料施設計画部)



## ウラン資源・探鉱と 技術開発

### 1. 海外調査探鉱

#### 1.1 カナダ

サスカチュワニ州・ドーンレイクプロジェクトでは、試錐調査を実施し数孔でウラン鉱化作用を確認した。クリスティーレイクプロジェクトでは、試錐調査の結果高品位鉱化帯を把握し、既知鉱化帯の連続性を確認した。

北西準州・プリンセスメリープロジェクトは、夏期現地調査に向け準備作業を行った。

カナダで展開中の他のプロジェクトについては、冬期調査を終了し調査結果の解析、取りまとめを行った。

#### 1.2 オーストラリア

西オーストラリア州・ルーダルプロジェクトでは管理委員会を開催し、1993年度調査計画、予算等について協議した。

北部準州・プラトープロジェクト、キングリバープロジェクトは、共同調査契約についてPNCオーストラリア法人、カメコ社両社の合意が得られた。

また、プロジェクト開拓の各地区では夏期調査の準備作業として、現地予察調査を実施した。

#### 1.3 アフリカ

ニジェール・テッシリプロジェクトでは、現地調査を終了しアーリット基地の閉鎖、資機材の処分を行った。今年度試錐調査では鉱化作用の連続性を確認し鉱化帯の把握を行った。

ジンバブエ・カリバレイクプロジェクトは、カニエンバ鉱床経済性評価報告書の解析を行った。

#### 1.4 中国

建昌プロジェクトでは、連合委員会を開催し1993年度計画を審議し決定した。これを受け現地調査準備を行った。

#### 1.5 ブラジル

リオフレスコプロジェクトは、ウラン共同調査の予備契約締結に関する準備を行った。

#### 1.6 海外法人等

##### ① カナダ現地法人

北米の各プロジェクトの実施、共同調査の管理および新規プロジェクト開拓のための情報収集・解析、交渉等を実施した。

##### ② オーストラリア現地法人

オーストラリアの各プロジェクトの実施、共同調査の管理および新規プロジェクト開拓のための情報収集・解析、交渉等を実施した。

##### ③ パリ事務所

アフリカのウラン探鉱プロジェクトの支援と新規プロジェクト開拓についての情報収集・解析を行った。

##### ④ 北京事務所

建昌プロジェクトの支援および新規プロジェクト開拓についての情報収集・解析を行った。

### 2. 探鉱技術開発

#### 2.1 採査技術開発

「周波数領域空中電磁法シミュレーションプログラム」および「磁気探査3次元モデリングプログラム」の適用試験を実施した。

リモートセンシング技術開発では、航空機搭載マルチスペクトル測定データの解析に関し、アミラ社との共同研究を継続して行った。またオーストラリア・ガスコイン地区のランドサットTM画像処理を開始した。

#### 2.2 採鉱技術開発

東濃鉱山坑内のラドン試験室において、ラドンとその娘核種濃度や気流等の基礎データを取得した。

### 2.3 製錬技術開発

不純物含有量の多いウラン鉱石からのウラン回収・処理技術開発としてイオン交換樹脂によるウランと不純物元素の分離試験を終了し報告書の作成を行った。また、過酸化水素法によるイエロー・ケイキ沈澱試験を実施した。

### 3. 環境保全技術開発

安全評価技術開発の一環としてモニタリングデータの取得および取りまとめを行った。夜次鉱滓堆積場、露天採掘場跡、表土堆積場および水質監視設備の維持、管理、巡視を行った。

(国際部資源開発室)



## 廃棄物処理処分の開発

### 1. 高レベル廃棄物処理技術開発

#### (1) ガラス固化技術開発施設の試運転

- ① 固化プロセス運転試験を継続中であり、運転特性、固化体品質管理等に関する試験を実施した。
- ② 遠隔操作・保守試験（II）のデータ整理、試験結果の評価作業、および遠隔保守データベース（脱着手順、位置データ、映像情報等）の作成を継続した。
- ③ Ru分析方法、模擬廃液中の不溶解成分の溶解方法の検討を継続中である。

#### (2) 固化処理工学試験

高性能溶融炉開発として、高性能溶融炉工学試験装置の据付けを完了して検収運転を行い、加熱・運転制御など、今後の開発運転を行う上での必要な機能と操作条件を確認した。

#### (3) 高減容固化技術開発

高減容ガラス固化技術開発として、「脱硝による高レベル廃液からの発熱元素分離」と題して、CPFで行った元素分離試験結果を「日本原子力学会1993年春の年会」において発表した。

#### (4) 廃棄物品質評価・保証技術開発

廃棄物品質評価・保証技術開発として、TVF試運転により作製したガラス固化体の組成分析を行い、溶融炉を中心とするプロセス運転状況把握のためのデータとした。

### 2. 低レベル・TRU廃棄物処理処分技術開発

#### (1) 再処理低レベル等廃棄物処理技術開発

クリプトン除去技術開発として、Kr注入合金のTEM観察を実施し、合金の内部構造を明らかにするとともに、Krの存在状態を確認した。また、Kr施設におけるキセノン精製試験に関するRI使用変更許可申請について、水戸原子力事務所へ事前説明を行った。

#### (2) TRU廃棄物処理技術開発

TRU廃棄物管理技術開発として、再処理低レベル濃縮廃液を用いた、ホット基礎試験の最終処理液の環境分析を実施した。

#### (3) 核燃料施設解体技術開発

電解研磨除染技術開発として、電解研磨除染試験および電着再生試験の成果報告書を作成中である。

アイスプラスト除染技術開発として、高圧ドライアイスプラスト最適条件設定の試験結果をまとめた。

### 3. 廃棄物処分技術開発

#### (1) 地質環境条件の調査研究

日本の地質環境の概略を把握するため、全国的な視野で地層の分布、地質構造、岩石の化学的特性や力学的特性・熱特性、地下水の水理や地球化学的特性等に関する調査研究を継続した。

#### (2) 処分技術の研究開発

人工バリアおよび処分施設に要求される性能を確保し得る技術的方法を具体的に明らかにするために、人工バリアの設計・製作・施工および処分施設の設計・建設・操業・閉鎖の要素技術に関する工学的検討を継続した。また、研究成果の一部を取りまとめ、日本原子力学会において発表した。

#### (3) 性能評価研究

地層処分システムの長期的な性能の検討を行うために、上記(1), (2)の成果も取り入れつつ、地層処分システムに対するシナリオの解析、地下水の性質の解析、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、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、人工バリア材料の研究、人工バリアのナチュラルアナログ研究を継続した。また、研究成果の一部を取りまとめ、日本原子力学会において発表した。

#### (4) 地層科学研究

活断層の事例研究および火山活動の地質環境への

影響の研究を継続した。深層地下水中に生息する微生物に関する研究および隆起・沈降に関する研究と侵食に関する情報収集を継続した。

調査機器開発として、1,000m対応の水理試験装置およびパッカ式地下水サンプラーの詳細設計の実施、孔間水理試験装置と地球化学パラメーター測定センサーに係わる設計を継続した。

#### (5) 国際共同研究

スイスNAGRA共同研究、スウェーデンSKB共同研究において、サイト評価技術開発、水理地質モデル開発、核種移行特性に関する原位置試験を継続した。

### 4. 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け入れ、貯蔵管理を実施した。また、プルトニウム廃棄物処理開発施設における実

証試験に供するための払い出しを実施した。

##### 2) ウラン廃棄物処理

ウラン焼却施設および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け入れ、貯蔵管理を実施した。

##### 3) 再処理廃棄物処理

再処理施設から発生した固体廃棄物を高放射性固体廃棄物貯蔵庫、第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設、または第一、第二低放射性固体廃棄物貯蔵場に受け入れ、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処理

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け入れた高線量 $\alpha$ 廃棄物の減容処理、低線量 $\beta\gamma$ 廃棄物の解体処理および低線量 $\alpha$ 廃棄物の解体処理を行い、中央廃棄物処理場に搬出した。

「常陽」廃棄物処理建家では、常陽および照射燃料集合体試験室等から受け入れた燃料洗浄廃液等の処理を行い、中央廃棄物処理場に移送した。

(環境技術開発推進本部)



## 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

濃縮コストの大幅な低下を目指した、超高性能遠心機の設計を行った。また、回転胴用新素材の物性評価試験および制振機構に係わる開発を進めた。

#### (2) 分子レーザー法濃縮技術の開発

理化学研究所が独自に開発した赤外レーザーとラマンレーザーを組合せた分子レーザー法について、理化学研究所の協力を得て工学実証試験を進めている。

工学実証試験装置のフッ化ウラン供給・回収設備の保守およびレーザーシステムの調整作業を実施した。また、レーザーガス供給設備については、高圧ガス定期自主検査を実施した。

### 2. 濃縮工学施設

パイロットプラント用遠心機の処理技術開発として、遠心機部品除染後の表面汚染密度測定装置に係わる設計製作を行った。また、実用規模カスクード試験装置は、遠心機、配管、高周波電源・計装設備等の据付後の試験検査を実施した。

### 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)



## 安全管理技術の開発

### 1. 個人被ばく線量測定・評価技術の開発

#### (1) 放射線防護の最適化研究

防護の最適化の現場適用を図るために、核燃料施設を対象とした最適化の適用分類を作成し、その中から東海事業所の施設として重点的に取り組むべき事例として次の5つを選定した。

- ① Pu燃料工場のグローブボックス遮蔽の最適化
- ② 再処理工場からの気体廃棄物の放出低減の最適化
- ③ 定置式モニタの台数と位置の最適化
- ④ Pu燃料工場のグローブボックス清掃作業の最適化
- ⑤ 再処理工場の特殊放射線作業の最適化

それぞれの重点事例について、着目すべき要因、問題の定式化の方法、最適化手法等を検討し、最適化のための具体的指針をまとめ、報告書を作成した。

今年度は、核燃料施設における「防護の最適化」の特徴・検討課題を明らかにし、施設の実情に即した最適化のための具体的指針を確立することを目的に進められ、本年度をもって防護の最適化に関する基礎検討を終了した。

(東海事業所)

#### (2) 線量当量測定・評価技術の向上

中性子個人被ばく線量測定評価技術の一環として、現有のTLDバッジに対するn/γ分離精度検証試験を実施した。これまでの<sup>252</sup>Cfおよび加速器からの単色中性子と<sup>241</sup>Amおよび<sup>137</sup>Csからのγ線を各種組合せたこれらの一連の試験結果から実際の作業場所に近い条件下では良好なn/γ分離性能が示され、線量評価の妥当性が確認された。

自動読み取り指リング線量計の開発については、各種試作試験、改造等を経て読み取り装置および指リング線量計の実用機を完成した。

高分解能肺モニタ整備については、低バックグラ

ウンドGe検出器単体での基礎特性試験の総合評価を行った結果、良好な分解能が確認され、複数の検出器を用いたシステムでは、現行の肺モニタよりも検出下限値を低減できる見通しが得られた。

標準日本人用内部被ばく線量計算コードの整備については、VADMAPコードシステムの改良およびMCNPを用いた中性子用SAF計算システムの整備により、一連のコード整備を完了した。

(東海事業所)

### 2. 放射線測定技術の開発

#### (1) 新型放射線測定機器の開発

β線とγ線の混在場およびβ線核種存在比の異なる作業環境でのβ線量当量の評価精度の向上を図るため、β線量測定器の開発を引き続き実施した。

今期は、再処理工場OTLのUボックスおよび搬出された廃棄物を使用した照射試験を電離箱式サーベイメータ、半導体式検出器およびTLDバッジを用いて実施した。新型電離箱式サーベイメータについては、基礎試験およびフィールド試験結果から放射線管理業務への導入を図ることとした。従来から使用している電離箱式サーベイメータについては、指示値から70 μm線量当量率への換算係数を求めた。

半導体式検出器による評価については、今年度で研究開発を終了した。

(東海事業所)

#### (2) 放射線測定器の保守・校正技術の改良および標準化

放射線測定器の校正精度向上のため、東海事業所計測機器校正施設においてX線、β線、中性子線等の校正用線源の整備に係わる検討を継続して行った。

また、保守技術の改良・標準化研究として、臨界警報装置等のモニタの保守作業の省力化、標準化を指向した保全支援システムの製作を行い、点検業務への適用を開始した他、機器の改良、保全方法の適

正化に資するため、各種放射線管理用モニタ類の故障率データを継続して収集し、データベース化した。

(東海事業所)

### (3) 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

実験的に感度評価が困難な核種、エネルギー等に対する放射線モニタの感度評価を目的として、計算機(EWS)を用いたシミュレーション応答解析に関する研究を行っている。

今期は、計算機を用いて設計したガスマニタ検出器について、チェックソースおよび<sup>85</sup>Kr標準ガス等の線源を用いて特性試験を実施した。この成果の一部を研究会「放射線検出器とその応用」(1月、高エネルギー物理学研究所)において発表した。今後とも本検出器の特性試験を継続するとともに、モニタの設計、改良に反映していく予定である。

(大洗工学センター)

## 3. 放射線管理技術の開発

### (1) 排気中放射性物質評価技術の開発

再処理施設から大気中に放出される放射性物質のうちヨウ素の放出量について、リアルタイムで連続測定技術の開発を実施している。

半導体検出器を用いた測定技術については、再処理施設の排気系の実ガスを用いた基礎試験の結果、再処理施設から放出されるヨウ素を5分間で連続監視できることを確認した。

また、有機ヨウ素の光化学反応による無機ヨウ素への分解法についても、実ガスを用いて有機ヨウ素分解実験装置の基礎試験のデータ整理を実施し、無機化できることを確認した。

(東海事業所)

## 4. 環境安全技術の開発

### (1) 環境影響評価手法に関する研究

再処理施設の平常運転時における環境影響評価手法の開発については、環境影響総合評価に関する研究において、NUREG/CR-3332を基に、国内外で行われている環境影響評価研究の体系化および重要度分類を行い、得られた成果を取りまとめた。

また、生物圏での核種移行等環境リスク評価手法に関する研究においては、核種の土壤吸着に係わる有機酸の影響について調査し、報告書を作成した。

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、詳細設計に関する検討を終了し、モデルの試作を開始した。

(東海事業所)

### (2) 放射性核種の環境移行に関する研究

各種環境試料中の<sup>3</sup>H, <sup>14</sup>C, <sup>129</sup>I, <sup>239, 240</sup>Pu, <sup>241</sup>Am等

の放射性核種の分析・測定を継続的に実施し、環境中における分布および挙動を引き続き調査した。

また、環境中<sup>99</sup>Tcおよび<sup>237</sup>Npの環境移行に関する研究については、青森県六ヶ所村にて採取したコア状土壤試料の分析を行った。

(東海事業所)

### (3) 分析技術の開発に関する研究

ICP-MSを用いた<sup>237</sup>Npの分析法の開発として、水および植物試料の分析法について検討した。

PuおよびAmの物理・化学形態等に関する調査については、メンプランフィルタの孔径よりも小さい粒子を分画するために限外ろ過装置を導入し、予備実験を開始した。

<sup>147</sup>Pmおよび<sup>151</sup>Smについては、環境試料を用いてプルトニウム同位体および<sup>241</sup>Amとの系統分析を継続実施した。

(東海事業所)

### (4) 大気中ラドン濃度の測定

前期に引き続いて、積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定および地表からのラドン散逸量の測定を実施した。ラドン標準校正チェンバを利用した積分型測定器の比較校正試験を実施した。

(人形峠事業所)

### (5) 湖沼系における放射性核種移行調査

今期は、前期に引き続き、涸沼のモニタリングデータ等に基づいて、モデルに用いるパラメータの妥当性を検討するとともに、感度解析を行いモデルを改良した。また、検討結果をとりまとめ日本保健物理学会第28回研究発表会に報告する予定である。

(大洗工学センター)

## 6. 安全工学研究

### (1) 放射性物質の閉じ込めに関する研究

#### ① フィルタ性能評価技術の開発

高性能エアフィルタ捕集特性把握試験については、試験結果のまとめと報告書の作成を行った。

排気設備の性能評価試験方法の確立については、実験室規模における排気設備現場試験装置の整備および特性試験等を行い、試験方法を確立した。

(東海事業所)

#### ② 空気中放射性物質挙動解析技術の開発

測定技術の開発については、「空気流線自動測定装置が納入され、解析コードの開発については、「核燃料施設内気流解析」を継続して実施し、制御盤等の設置によって気流が大きく変化することを確認した。また、重力沈降モデル

について継続して調査を行った。模型による粒子挙動解析装置を整備し、動作確認を行った。

(東海事業所)

(3) グローブボックス内火災挙動研究

MOX燃料の製造加工等で、実際に用いられている50%希釈エタノールのグローブボックス内燃焼試験を行い、100%エタノールの燃焼試験結果と比較検討した。また、グローブボックス内の負圧に対するモーター等の発熱体の影響を把握するための試験準備を進めた他、消化試験を実施するため、試験設備の改造を行った。

(東海事業所)

(2) 確率論的安全評価に関する研究

再処理施設等の核燃料施設の設計等に適用できる確率論的安全評価(PAS)手法の開発、データ整備を目的として、モデルプラントについてPSA適用研究の概念設計レベルのまとめ作業および詳細設計レベル・モデルプラントの検討を行うとともに、故障率データベースの整備を引き続き行った。

また、再処理施設PSA支援システムプロトタイププログラムを作成し、その適用性について検討した。さらに、概念設計モデルプラントを対象に換気系のモデルプログラムを作成し、動的換気系評価コードRIDOの検証計算を行った。

(東海事業所)

(3) 核燃料施設安全性評価技術開発

核燃料施設の安全評価に適用できる臨界・遮蔽計算コードの整備、検証を目的として連続エネルギーモンテカルロコードMCNP 4 の臨界計算適用のためのライブラリ整備および電子- $\gamma$ 線モンテカルロコードEGS-4 の汎用化整備を行うとともに、これらのコードについての検証計算を行った。

また、臨界安全ガイドブック作成については、Pu施設の臨界安全設計との整合性について検討するとともに、臨界安全データの計算結果のまとめを行った。

(東海事業所)

(安 全 部)



## 核物質管理業務

### 1. 核物質利用

#### (1) 核物質使用状況調査

「ふげん」「常陽」「もんじゅ」に係わる核物質の使用履歴および利用に関するデータを整理するためのソフト開発フェーズIIを終了し、データの作成中である。

事業所	施設
東海	プルトニウム燃料製造

### 2. 核物質防護

#### (1) 施設関係の核物質防護

- ① もんじゅ建設所核物質防護規程の変更申請  
核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律第43条の2第1項に基づき、もんじゅ建設所原子炉施設の核物質防護規定を変更申請し、認可を受けた。

#### (2) 輸送関係の核物質防護

核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律第59条の3に基づき、3件の取決めの締結確認を行った。

### 3. 保障措置

#### (1) 定常業務

##### ① 計量管理報告

核原料物質、核燃料物質およ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)..... 82
- (b) 実在庫量明細報告書(PIL)..... 13
- (c) 物質収支報告書(MBR) ..... 13
- (d) 国籍管理報告書(OCR) ..... 147

##### ② 実在庫確認(PIT)および実在庫検認(PIV)

核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律第61条の8に基づく計量管理にしたがって、以下の施設で実在庫の確認が行われた。

#### (2) 技術開発

- ① 遠隔自動かつ非破壊で測定する装置（廃棄物中の核物質量を）の開発を継続中。
- ② 米国オークリッジ研究所と共同で実施している「ルテチウム・トレーサ法」の開発を継続中。

#### (3) その他

- ① 保障措置技術開発のためのPNC/EC共同研究を継続中。
- ② 保障措置の合理化・効率化のための検討（外部委員会等を含む）を継続。

### 4. 核物質の輸送

- ① 「もんじゅ」取替燃料用原料
  - ② 濃縮ウラン溶液
  - ③ 「もんじゅ」初装荷用新燃料集合体
  - ④ 「常陽」C型照射済燃料ピン
- 等の輸送業務を実施した。

### 5. 輸送容器の開発

プルトニウム航空輸送容器開発については、輸送容器の解析評価を実施した。また、マコウスキーメン正条項に基づく試験の実施可能性の検討を米国NRICに委託して、検討を継続実施している。

新型転換炉実証炉新燃料輸送容器開発については、安全性実証試験に供する原型容器製作に係わる契約請求手続きを継続実施している。

また、「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器の安全性実証試験の結果を踏まえ、安全解析を実施するとともに、輸送容器の各施設での取扱手順を検討し、これを基に各施設との調整を行った。

(核物質管理部)



# 「常陽」MK-II炉心燃料の照射挙動

鹿倉 栄 丸山 忠司 佐藤 義則  
浅賀 健男 鵜飼 重治 吟野 一郎

大洗工学センター燃料材料開発部

資料番号86-1

Irradiation Behavior of JOYO MK-II Core Fuel

Sakae Shikakura Tadashi Maruyama Yoshinori Satoh  
Takeo Asaga Shigeharu Ukai Ichiro Unno  
(Fuels and Materials Division, O-arai Engineering Center)

「常陽」MK-II炉心燃料の照射後試験を実施し、照射挙動を評価してきた。取得した照射データに基づき、燃料が炉内使用中に所定の性能を発揮したこと、およびその健全性を確保していたことが確認された。燃料の照射挙動について、燃焼度、線出力等の依存性が豊富なデータにより明らかとなった。燃料温度、材料強度、FPガス放出率、FCCI、燃料ピン外径増加等の炉内での実際の挙動は、燃料設計における評価に比べ十分安全側であり、設計の妥当性が示された。燃料の寿命には余裕があり、今後の設計手法の合理化の可能性を示唆するものであった。

## 1. まえがき

高速実験炉「常陽」はMK-II炉心の初臨界を昭和57年11月22日に達成後、順調に運転を続けてきた。MK-II炉心は照射炉心として種々の照射リグを用いた照射試験を実施してきているが、それと同時に、運転用炉心燃料自身の照射実績も蓄積されてきている。初装荷燃料から5次取替燃料まで、燃料要素数にして3万本を超える使用実績がある。

照射リグによる照射試験は、幅広い試験条件が可能であるが、その反面試験数量が少ないという限界がある。炉心燃料の照射条件は、照射試験燃料に比べれば比較的穏やかであるが、炉心燃料ならではの利点がある。その第1は、炉心燃料は大量生産、大量照射という特性を活かして、工学的規模で燃料健全性の実証ができるということである。次は、製造仕様、運転条件が厳密に管理されるので、照射条件の揃った、まとまったデータを得ることができ、統計処理の適用が可能になることで精度の良いデータ評価が可能であることである。また、集合体としての総合的な照射挙動が可能である。最後に、炉心燃料は取替燃料毎に改良していくことが可能であり、逐次高性能化を図ることができ、研究開発成果を速やかに反映できることである。このような特性により「常陽」炉心燃料からは貴重な照射データが取得で

き、照射試験用特殊燃料と補完的な関係にあるため、炉心燃料の照射挙動を解明することは、燃料開発上大きな意義を有するものである。

燃料材料開発部においては、「常陽」MK-I炉心燃料の照射後試験による挙動評価<sup>1,2)</sup>に続いてMK-II炉心燃料の照射後試験を実施している。MK-II初装荷燃料の照射後試験以降、これまで取替燃料製造キャンペーン、燃焼度等をパラメータに照射後試験を継続して実施してきた。今回2次取替燃料までの照射後試験がほぼ完了したのを契機に、これまでに取得した照射データをまとめ、総合的な挙動評価を実施した。

## 2. MK-II炉心燃料の使用実績と照射後試験の概要

### 2.1 使用実績と仕様

「常陽」は、MK-I炉心に引き続きMK-II炉心での運転を順調に継続してきている。平成3年度末(MK-II第23サイクル)までのMK-Iからの炉心燃料の使用実績は、燃料要素数にして総計42,500本に達し、このうちMK-II炉心燃料は30,000本を超えており、MK-II炉心燃料の使用実績を燃焼度と線出力で整理して図1に示す。

MK-II炉心燃料は、使用限度を燃料要素平均燃

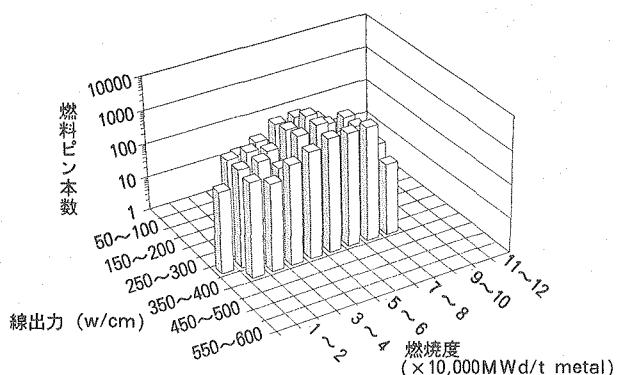


図1 「常陽」MK-II炉心燃料の使用実績  
(0~23サイクル)

焼度50,000MWd/tから75,000MWd/tに延長し、3次取替用炉心燃料集合体よりJ1燃料からJ2燃料に仕様を変更している。MK-II炉心燃料の主な仕様を表1に示す。

MK-II炉心燃料集合体は、図2に示すようにU-Pu混合酸化物燃料を外径5.5mmのステンレス鋼管に詰めた燃料要素(燃料ピン)127本、それらを収納する六角形のラッパー管、集合体取扱い用のハンドリングヘッド、冷却材Naの流入部を兼ねたエンタランスノズル等から構成されている。

U-Pu混合酸化物燃料は、ウランとプルトニウムを混合焼結した円柱状ペレットである。ペレットスタック長は、炉心部長さ550mmであり、その上下にインシュレータペレット、上部反射体、プレナムスプリング等が組み込まれている。

被覆管材料には、約20%の冷間加工を施した改良SUS316ステンレス鋼および「もんじゅ」に使用するPNC316ステンレス鋼を用いている。

また、燃料ピン表面には、スパイラル状にステンレス鋼製ワイヤが巻き付けてあり、燃料ピン間の間隔を保持している。

表1 「常陽」MK-II炉心燃料の仕様

項目	J1	J2
Pu富化度 (wt %)	29	←
U濃縮度 (wt %)	12	18
ペレット密度 (% T.D.)	93	94
スタック長 (mm)	550	←
要素直径 (mm)	5.5	←
被覆管	改良316, PNC316	PNC316
要素燃焼度 (MWd/t)	50,000	75,000
線出力 (W/cm)	400	←

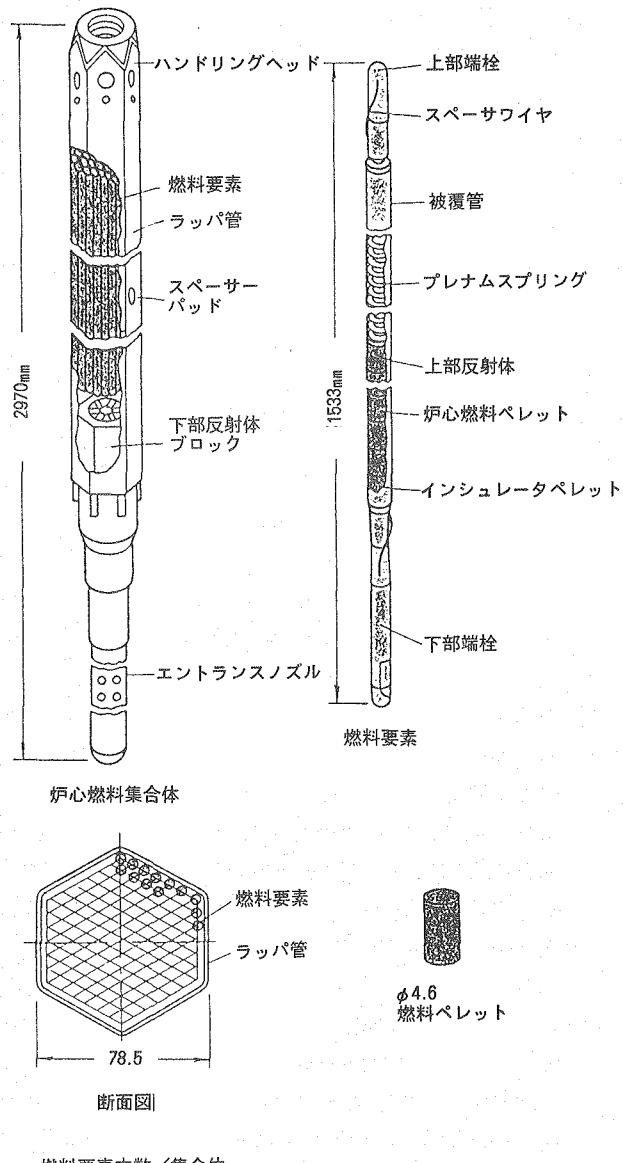


図2 「常陽」MK-II炉心燃料集合体

## 2.2 照射後試験の概要

燃料材料開発部には、照射燃料集合体試験室(FMS)、照射燃料試験室(AGS)、照射材料試験室(MMS)、燃料材料技術開発室(ADS)の4つの試験室があり、試験を分担して実施している。

「常陽」で照射された炉心燃料集合体は、まずFMSに搬入され、集合体の非破壊試験を実施後、集合体は解体され燃料ピンの非破壊試験が実施される。ラッパー管の一部は、MMSにおける材料試験のため切断されて搬出される。その後、燃料ピンの破壊試験対象試料は、AGS、MMS、ADSに移送され物性試験、被覆管強度試験、金相試験等が実施される。

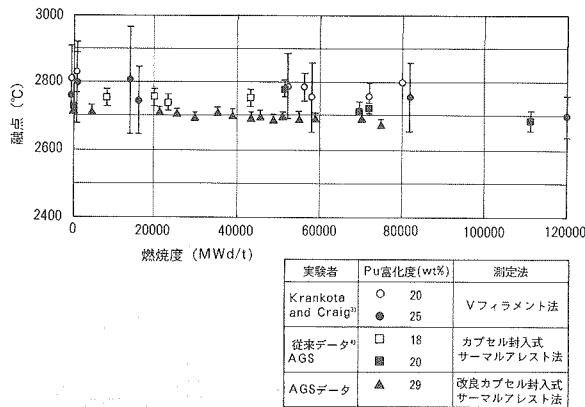


図3 燃料融点の燃焼度依存性

MK-II炉心燃料は、1982年の臨界以降これまでに250体が炉心に装荷され、そのうち初装荷、1次取替および2次取替炉心燃料（いずれもJ1燃料）14体について照射後試験が終了している。

試験に供した中で最も高い燃焼度を示したのは、1次取替炉心燃料PFD153で、集合体平均燃焼度63,900MWd/t（ペレットピーク；83,400MWd/t）、中性子照射量 $9.89 \times 10^{22} n/cm^2 (E \geq 0.1 MeV)$ である。また、最も高い線出力を示したのは、1次取替炉心燃料PFD115で、照射期間中の最大線出力は377W/cm（平均315W/cm）であり、被覆管の肉厚中心温度は炉心スタック上端で最高618°Cであった。

### 3. 燃料の照射挙動

#### 3.1 燃料融点の照射挙動

高速炉で使用する燃料は、運転中の燃料最高温度をその融点以下に制限するよう設計される。しかし、照射を受ける燃料の融点は、FPと燃料の多元素系化合物の形成等により変化するため照射燃料の融点測定は燃料の熱的設計の観点から重要な項目の1つである。

未照射燃料の融点については比較的多くの研究例があるが、融点の照射効果に関しては報告例が非常に少ない。AGSでは、照射済み燃料をタンクステンカプセルに封入し昇温中に試料が溶融するときに生じる潜熱を検知する方法で、高精度で燃料の融点測定を行った。図3にその測定結果を示す。測定誤差については個々の試料の熱分析曲線にも依存するが、カプセルの形状や試料装荷法の改良により大幅に改善され、「常陽」MK-II炉心燃料の融点については温度の誤差として±10°C程度の高精度で測定されるようになった。

FBR用混合酸化物燃料では燃焼度が高くなるにつれて融点が低下する傾向を示すが、従来データた

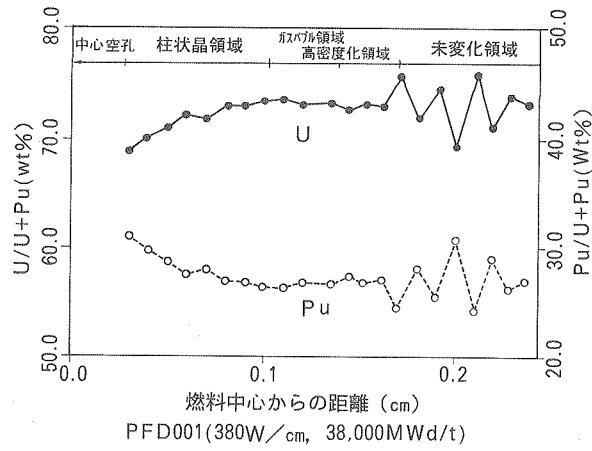


図4 燃料組織変化とPu濃度分布

とえば「常陽」MK-I仕様燃料（Pu富化度18wt%）や海外の測定では、その傾向がはっきりとつかむことはできなかった<sup>3),4)</sup>。しかし図3に示すように「常陽」MK-II炉心燃料、（Pu富化度29wt%）の測定では、融点は燃焼度にほぼ比例して低下する傾向をはっきりと示した。融点が燃焼度とともに徐々に低下する現象は、燃焼度の増加とともにFPが蓄積する効果によるものと考えられている。燃料融点のO/M比依存性について把握することは重要であるが、燃料の製造仕様によればO/M比は1.94～1.99であるが製造された燃料はほとんどが1.97～1.98の範囲にあるため、その効果を確認することができなかった。

#### 3.2 Pu再分布

「常陽」MK-II炉心燃料では、Pu濃度は製造時ペレット全体にわたり均一になるよう調整されているが、線出力360W/cm近くに達すると燃料内の温度勾配に基づく蒸発-凝縮および熱拡散によりPu再分布が生じる。一例として図4に線出力380W/cm、燃焼度38,000MWd/tのPFD001集合体の燃料ペレットにおいて見られたPu再分布の様子を燃料組織と対比させて示す。

この図のペレット外周部の未変化領域に見られるPu濃度の大きく変化している部分は、製造時のPuスポットによるものと考えられる。燃料組織変化が生じている高密度化領域ではPuスポットによると考えられるPu濃度の変化は消失し、柱状晶領域の中心空孔端に近づくにつれてPu濃度が上昇している。Pu再分布に伴うPu濃度の増加分は最大3.4wt%であった。

これらの結果に基づき、ペレット径方向のPu再分布による融点への影響を評価したところ、中心空

孔付近のPu濃度増加に伴う融点降下を考慮しても、MK-II炉心燃料の融点は設計で想定する値よりも十分に高温側にあることを確認した。

### 3.3 燃焼率測定

MK-II炉心燃料の燃焼に伴う同位体組成の変化や燃焼率分布等を照射後試験により把握する目的で燃焼率測定を行なった。

燃焼率の測定は、Nd法による測定とガンマスキャンによる方法で行なった。Nd法による燃焼率測定では、照射済み混合酸化物燃料を酸溶解し、同位体希釈分析によりNd-148の原子数を求め、そこから核分裂数を算出することにより燃焼率へ換算した。そして「常陽」炉心要素評価システム(ESPRIT-J)コードによる計算結果と比較した。

燃焼率の測定誤差は約±2.4%と見積もられ、測定結果と計算結果を比較すると全体によく合っている。しかし、燃焼が進み燃焼率が増加すると計算値がわずかに小さな方向にずれる傾向を示した。燃焼特性の評価では、UおよびPu同位体組成の変化率、集合体内径方向の燃焼分布形、燃料ピン軸方向の燃焼分布を評価し、実測値と計算値は5%以内で一致していることを確かめた。

$\gamma$ スキャンによる燃焼特性の評価では、 $\gamma$ 線トモグラフィー(CT)の方法によりペレット内径方向の燃焼分布を求めた。この際燃焼分布を正確に得るために、FP核種のうち $\gamma$ 線を放出しながら移動しにくいものを指標核種として用いる必要がある。ここでは $^{95}\text{Zr}$ について検討を行った。 $^{95}\text{Zr}$ はUとPuの核分裂収率差が小さく、照射中の移動も無視できるため燃焼度の指標として最適と考えられる。

$\gamma$ 線トモグラフィーでは $\gamma$ 線強度は各領域の放射能の量に依存することから、指標核種の温度勾配等による移動が無いとすれば中心空孔やクラックならびに燃料の密度変化等に影響される。 $^{95}\text{Zr}$ のトモグラフィーはこれを反映するものと考えられる。

図5にドライバー最高燃焼度を有するPFD153燃料の $^{95}\text{Zr}$ の相対強度分布を示す。半径方向の $\gamma$ 線強度分布はほぼ平坦な分布をしており、燃焼分布は半径方向に均一であるといえる。高線出力ピンの場合、中心空孔やクラック等があるとそれに応じて強度の変化が見られるが、ここに示すように中心空孔が生じていないペレットの場合、燃焼初期や末期にかかわらず燃焼分布は半径方向にほぼ均一である。一般に高速炉燃料の燃焼分布は自己吸収の効果が小さいため、軽水炉燃料と異なり半径方向に均一になるといわれているが、その結果とよく一致している。

### 3.4 燃料スエリング

燃料ペレットの照射下での体積変化としては焼きしまり(densification)とスエリングの2つがある。焼きしまりは燃焼初期の現象であるのに対し、スエリングは高燃焼度で支配的になる。焼きしまりは線出力密度の増加やギャップの拡大による燃料温度の増加をもたらし、スエリングは熱膨張やリロケーションと同様に燃料と被覆管の機械的相互作用(FCMI)の原因となり、被覆管の変形をもたらすので重要である。

燃料スエリングの測定法として燃料のかさ密度を測定し、体積変化に換算することが多い。しかしFBR燃料のように、気孔のほかにクラックや中心空孔等複雑な組織からなるものについては密度測定を正確に行なうことが難しく、測定誤差が大きくなる。そこで、ここではスエリング評価の方法として金相写真から得られる情報をもとに解析した。

まず50から60倍に拡大したペレット断面写真をタブレットデジタイザーを用いて画像解析し、照射後ペレットの断面積を測定する。そして次の式よりスエリングを求めた。

$$76,800 \text{ MWd/t}, 297 \text{ W/cm}^2$$

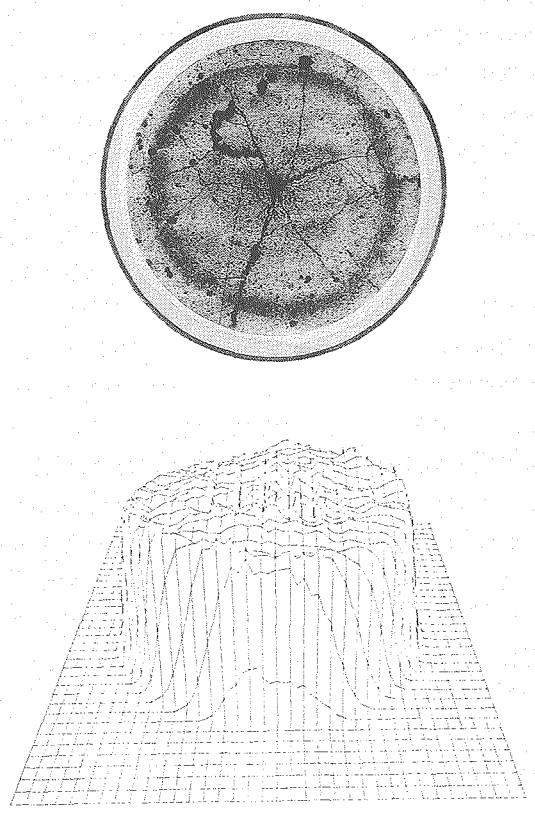


図5  $\gamma$ 線CTによる燃料ペレット内の $^{95}\text{Zr}$ 分布

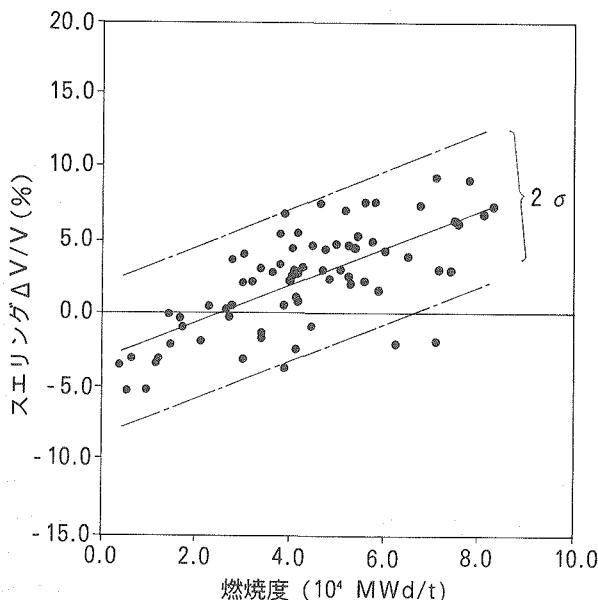


図6 画像解析から求めた燃料スエリングと燃焼度

$$\Delta V/V = 3/2 * (S - S_0)/S_0$$

ここで  $S_0$  は照射前のペレット面積で  $S$  は照射後のペレット面積である。照射により燃料ペレットは半径方向の温度勾配によりクラックや中心空孔を生じるが、このうちクラックは熱膨張差による熱応力により発生すると考えられるため、燃料ペレットの真的体積変化を考えた場合、焼きしまりやスエリングを評価する際の体積変化に関与していないものと考えられる。そのため、照射後のペレット面積はペレット全面積からクラック面積を除いた正味のペレット面積とした。また、中心空孔はその周りの柱状晶領域内の気孔が中心部に移動した結果形成されたものであるので、中心空孔もペレットの一部とみなして照射後のペレット断面積とした。

金相写真から解析したスエリングを図6に示す。燃焼初期の燃焼度約15,000MWd/tまでは焼きしまりによる体積減少傾向が見られており、その値は約5%程度である。15,000MWd/t以上ではスエリングによる体積増加に転じる。そこで燃焼度15,000MWd/t以上のデータをもとにスエリング速度を求めるとき、燃焼度10,000MWd/t当たり約1.3%であった。これは混合酸化物燃料のスエリング速度に関して報告されている値と比較的よく一致している<sup>5)</sup>。

#### 4. 炉心材料の照射挙動

「常陽」MK-II炉心材料の被覆管、ラッパ管およびスペーサワイヤを対象に、材料の違いが照射挙動に及ぼす影響に着目して、強度、スエリング、ミ

クロ組織等の評価を実施した。

#### 4.1 対象材料の化学成分および製造条件

被覆管はPNC316試作材およびPNC316（「もんじゅ」実機被覆管材）であり、JISのSUS316にリン(P)の調整およびホウ素(B)の添加をし、あるいはさらにチタン(Ti)およびニオブ(Nb)を添加している。また、真空二重溶解法を採用しているため、大気溶解のラッパ管に比べて窒素(N)および酸素(O)の量が少なくなっている。

ラッパ管は、JISのSUS316の仕様で規定する化学成分についてその成分量をJISより狭く規定した大気溶解のSUS316であり、Pは被覆管と同量で、Bは被覆管より少なく、TiおよびNbは積極的には添加していない。また、大気溶解法を採用しているため、被覆管に比べて窒素(N)および酸素(O)の量が多くなっている。

ワイヤは、PNC316の仕様で規定する化学成分についてその量をPNC316より広く規定したSUS316であり、Pは被覆管およびラッパ管と同量、Bは被覆管と同量でラッパ管より多く、TiおよびNbは積極的には添加していない。また、真空二重溶解法を採用している。

被覆管、ラッパ管およびワイヤはそれぞれ1040～1080°Cで約10分、1060～1100°Cで約3分および1100°Cで7分の溶体化処理を施してある。また、すべて20%冷間加工材である。なお、被覆管、ワイヤに比べてラッパ管の結晶粒径が大きくなっている。

#### 4.2 強度評価

##### (1) 引張特性

炉心材料の強度特性の1例として、被覆管の引張強さと試験温度の関係を図7に示す。照射された被

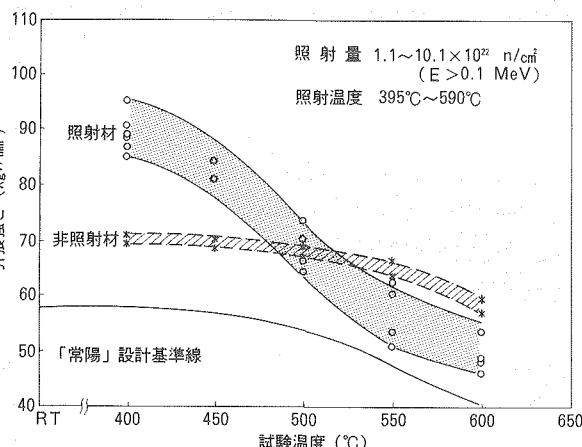


図7 「常陽」MK-II被覆管の引張強さと試験温度の関係

覆管の0.2%耐力および引張強さはともに設計基準値を満足していた。

被覆管の0.2%耐力および引張強さを非照射材と比較すると、試験温度500°Cを境として低温側で増加し、高温側で低下していた。また、照射材の一様伸びおよび破断伸びは各試験温度において非照射材より低下していた。

照射されたPNC316とその試作材とを比較すると、両者の強度および伸びにはそれぞれ有意な差は見られなかった。

#### (2) 急速加熱バースト特性

被覆管の急速加熱破裂温度特性は設計基準値を満足していた。

破裂温度は試験フープ応力の増加に伴って低下する傾向を示した。また、昇温速度5~100°C/sの範囲では破裂温度は昇温速度の速い方が高かった。

照射量の増加に伴う破裂温度の明確な変化は見られなかった。これは、試験時の高温加熱により加工や照射で導入された転位組織が殆ど回復してしまうためと考えられる<sup>6)</sup>。

#### 4.3 スエリング

被覆管、ラッパ管およびワイヤについて密度測定により評価したスエリングを図8に示す。ラッパ管には最大約1.5%のスエリングが認められた。一方、被覆管およびワイヤはスエリング潜伏期間内であった。

このスエリング挙動の違いの要因として、主に化学成分が考えられる。すなわち、ラッパ管が大気溶解であるのに対し、被覆管およびワイヤは真空二重溶解であるためO及びNの含有量が少ない。これらの気体原子はボイド形成に寄与するとされており<sup>7)</sup>、これらを低減した被覆管およびワイヤはスエリングが抑制されたものと考えられる。さらに、被覆管およびワイヤはラッパ管に比べBの量が多い。Bは炭化物を微細に分散させて転位の回復を遅らせるので<sup>8)</sup>、このBの添加もスエリングの抑制に寄与したものと考えられる。

被覆管、ラッパ管およびワイヤのスエリング挙動の違いの他の要因として、加工方法の違いによる転位構造の差、結晶粒径の違い等が考えられるが、詳細は明らかではない。

#### 4.4 硬さ

PNC316およびその試作材について、照射に対して飽和した硬さと照射温度の関係を図9に示す。PNC316の方がその試作材に比べて低温側で硬くなっている。後述するミクロ組織観察の結果、両者

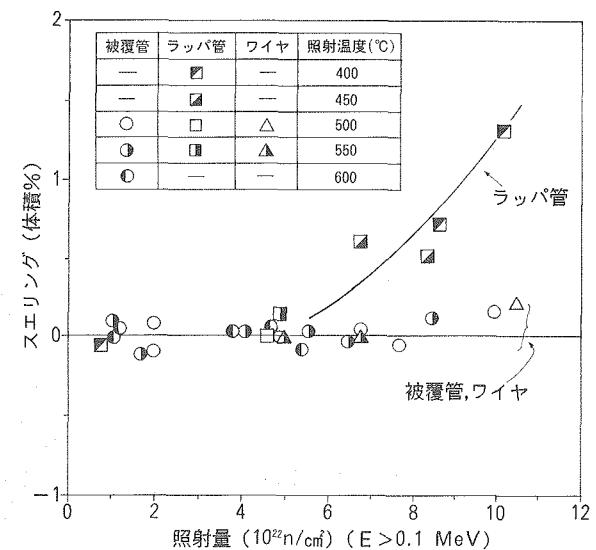


図8 「常陽」MK-II炉心材料のスエリング

においては転位密度に差がなく、また、PNC316には微細な(Ti, Nb)Cの析出が認められていることから、この硬さの違いはTi, Nb添加による微細炭化物の析出のためと考えられる。

#### 4.5 ミクロ組織

##### (1) 転位組織

PNC316とその試作材との間の転位組織の比較を行った。フランクループに関しては、両鋼種とも照射温度の上昇とともにその平均径は大きくなっていた。平均径は、低温側では両鋼種とも同等であったが、高温側ではPNC316に比べて試作材の方が大きかった。図10には被覆管の全転位密度と照射温度の関係を示す。PNC316およびその試作材の全転位密

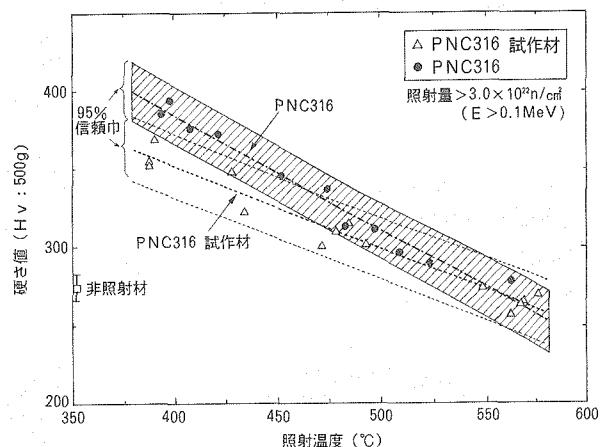


図9 「常陽」MK-II被覆管の硬さの照射温度依存性

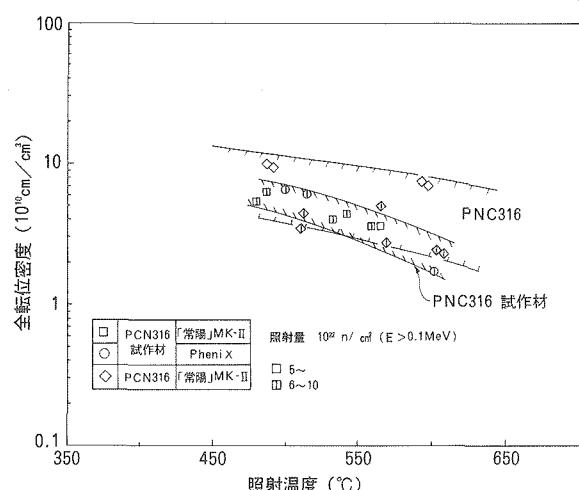


図10 「常陽」 MK-II 炉心材料の全転位密度と照射温度の関係

度はともに照射温度の上昇に伴い全転位密度は減少しているが、「常陽」 MK-II の最大照射量  $10^{23} \text{n}/\text{cm}^2$  までは同程度であった。

さらに高照射までのPhenix照射によると、PNC316の全転位密度は高温側でその試作材より高く維持される結果が得られている。PNC316はTiおよびNbを添加しており、これらの元素が照射中に微細なMC炭化物として析出する。これが転位を固着することにより、PNC316の照射中における転位組織の安定化に寄与しているものと思われる。

## (2) 析出挙動

PNC316にはMC炭化物の他に針状リン化物等が観察された。針状リン化物は、PNC316、その試作材とも、照射温度450~550°Cで析出していた。写真1に示すように、この析出物には多数の微小なバブルが付着していた。この析出物は照射が進むと再固溶するが、Phenixによる高照射の結果によりPNC316ではその試作材に比べて再固溶照射量が伸長することが分かった。これはTiおよびNbの添加の効果によるものと思われる。

以上よりPNC316の耐スエーリング性がその試作材に比べて優れている原因是、Ti, Nbの添加により高照射量まで生き残った高密度の針状リン化物が微小なHeバブルをトラップすることによりHeバブルを高密度に分散させ、個々のバブルへのHe分配量を低減して、バブルがボイドに成長する時期を遅らせるためと考えられる。

## 5. 燃料ピンの照射挙動

燃料要素の設計においては、通常想定しうるプラントの運転状態で燃料が溶融しないこと、および

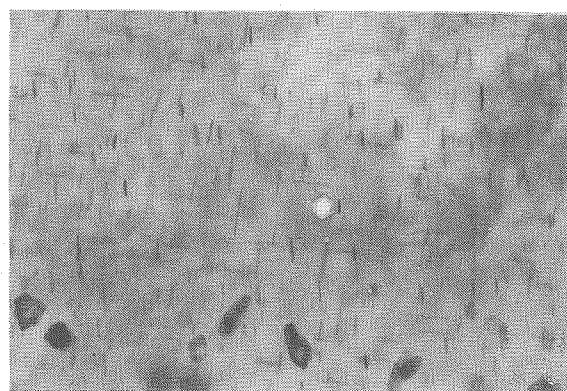


写真1 PNC316の針状析出物  
(照射量  $7.7 \times 10^{22} \text{n}/\text{cm}^2$ 、照射温度595°C)

燃料被覆管が機械的に破損しないこととする設計基準が設けられる。また、燃料要素への過大な荷重や温度上昇を制限し、燃料被覆管が破損にいたる要因を未然に除去する観点から、燃料要素の過大な変形防止への配慮がなされる。本節では、上記燃料設計と関連の深い燃料要素の照射挙動として、(1)燃料の熱的挙動、(2)被覆管減肉挙動、(3)FPガス放出挙動、(4)燃料ピン外径変化挙動を取り上げ、MK-II炉心燃料要素のこれら照射挙動の概要を述べるとともに、これらの照射実績に基づいて、「常陽」炉心燃料の設計手法の改良可能性を検討した結果を示す。

### 5.1 燃料の熱的挙動

高速炉燃料には、発熱による燃料中心の高温化と径方向の急峻な温度勾配によって中心空孔等の組織変化が生じる。これらの組織変化領域の形成には燃料の温度が密接に関与しているため、これらの領域の形成挙動を評価することにより、燃料の熱的挙動を推定することができる。また、燃料の温度は燃料ペレットの熱伝導特性およびペレットと被覆管とのギャップ熱伝達特性に支配される。前者にはペレットの密度変化が影響を及ぼし、後者にはペレットと被覆管の寸法変化に伴うギャップ幅の変動が影響するため、これらの挙動を詳細に把握することも、燃料の熱的挙動を評価する上で重要となる。

#### (1) 燃料の組織変化挙動

MK-II炉心燃料の代表的な照射後燃料組織を写真2に示す。燃料の照射後組織は、燃料ペレットの中心部から外側へ向けて、中心空孔、柱状晶、等軸晶（FPガスバブル領域および高密度化領域）、未変化領域より構成される。

一般に中心空孔および柱状晶は燃料の蒸発・凝縮機構によるポアのスイープにより形成されるもので

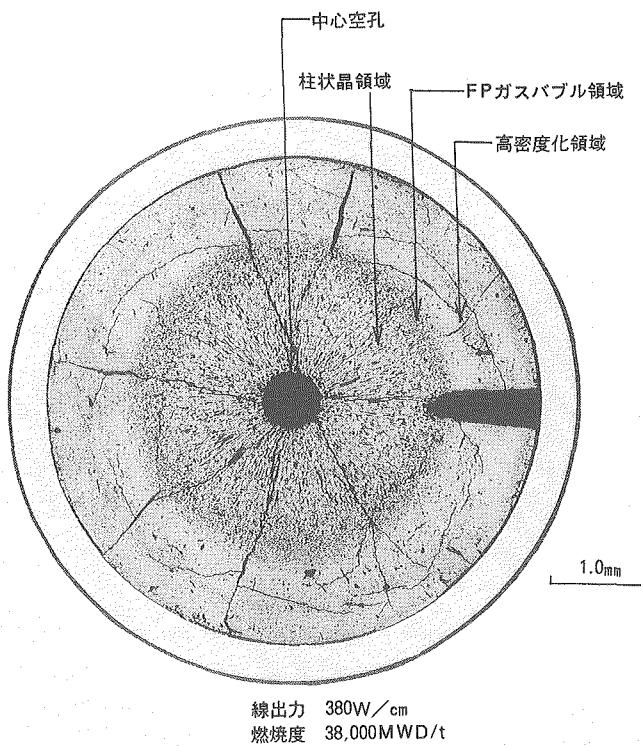


写真2 J-I燃料の組織変化例

あり、この挙動は燃料温度および温度勾配に依存している。燃料温度や温度勾配と密接な関係を持つ線出力と中心孔径との関係をみると、中心空孔（および柱状晶）の形成は線出力に依存しており、MK-II炉心燃料では、BOL (Beginning of Life: 照射初期) 時の線出力が300W/cm程度になると中心空孔が観察され始めている。

等軸晶を構成するFPガスバブル領域径および高密度化領域径についても、領域径の支配因子を評価し、中心空孔や柱状晶と同様、これらの領域径が線出力に依存することがわかった。図11は、FPガス

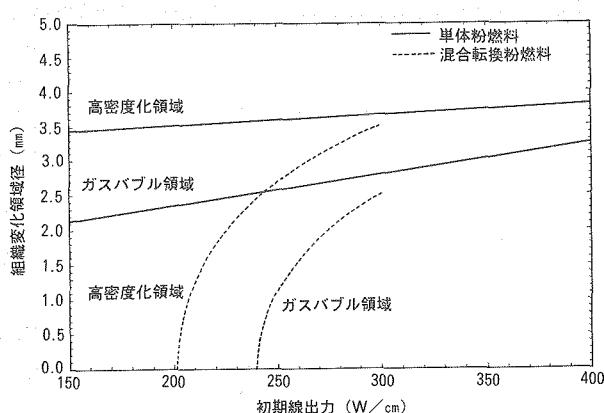


図11 組織変化領域径の線出力依存性

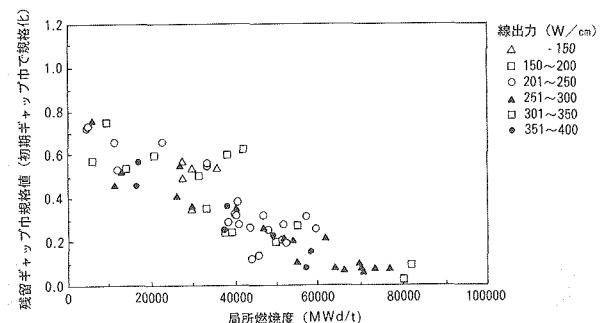


図12 規格化残留ギャップ幅の照射条件依存性

バブル領域および高密度化領域径の線出力依存性を定式化し、図示したものであるが、単体粉燃料と混合転換粉燃料とでは挙動が異なっており、原料粉の違いが熱的挙動に影響を与える可能性があることを示した。また、これらの領域径は、燃焼に伴ってほとんど拡大しておらず、MK-II燃料は照射初期の比較的低燃焼度の時期に燃料最高温度を経験したと判断される。

### (2) ギャップ幅変化挙動

ギャップ幅の変化については、図12に示される照射後残存ギャップ幅測定データを用いて、ギャップ幅減少の主要影響因子について検討した。その結果、400W/cm以下の線出力では20,000MWd/t以上のギャップ幅減少速度は燃焼度のみに依存し、線出力にはほとんど依存しないことがわかった。ギャップ幅の減少速度は体積変化率に換算すると10,000MWd/t当たり約1% $\Delta V/V$ と見積られ、これは前述した燃料の固体スエリング挙動と概ね同程度であることから、ギャップ幅の減少は燃料の固体スエリングによるものと判断される。

炉内での状態を推定するため燃料の熱膨張を考慮した燃料温度計算を実施し、炉内でのホットギャップ幅減少が上記線出力依存の傾向をもつことを確認している。また、この解析評価では、高線出力燃料では燃焼度30,000~35,000MWd/tでギャップが完全閉塞し、燃料と被覆管が接触し始める結果となつた。

### (3) 燃料温度評価

前述した組織変化領域径、各領域毎の燃料密度評価およびFPガス組織データに基づき、ピン平均燃焼度14,000MWd/tから49,000MWd/tまでの高線出力燃料の燃料温度を評価した。その結果、燃料温度は低燃焼度の燃料ピンで最も高く、燃焼の進展とともに低下する傾向にあることがわかった。この評価結果は、前述した組織変化領域径の拡大が低燃焼度で停止しているという組織観察結果からも妥当な

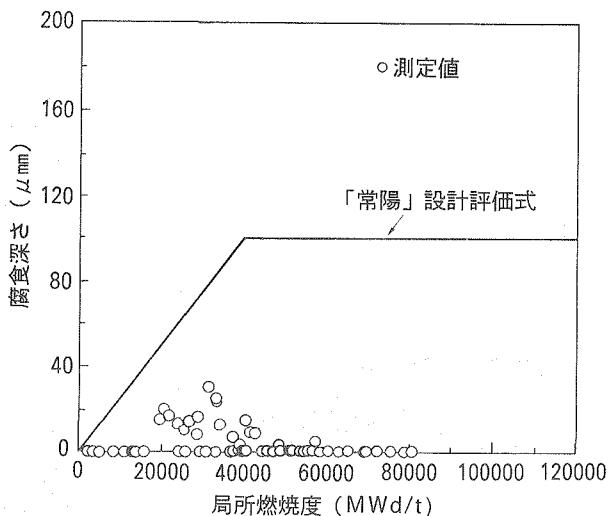


図13 被覆管内面腐食量実測値と設計評価式の比較

ものと判断される。燃料温度低下の要因としては、燃焼に伴う線出力の低下に加え、前述した低燃焼度での高密度化による燃料ペレットの熱伝導特性の改善と高燃焼度での燃料スエーリングによるギャップ幅の減少・閉塞に伴うギャップ熱伝達の改善が影響しているものと考えられる。評価された燃料中心最高温度は約2,000°Cであり、上記燃焼度範囲では「常陽」MK-II炉心燃料は熱的制限値を十分下回って照射されたと判断される。

## 5.2 被覆管減肉挙動

核分裂により形成されるCs, Te, Iはペレット表面に移行し、被覆管内面を腐食させてその肉厚を減少させるため、被覆管内面の腐食挙動(Fuel-Cladding Chemical Interaction : FCCI)は燃料の健全性確保上重要な挙動である。

図13は、「常陽」MK-II炉心燃料で観察された内面腐食データを設計評価式とともに示したものである。内面腐食深さは最大でも30 μmであり、設計評価基準に比較して十分安全側の値となっている。

内面腐食挙動について腐食深さに及ぼす製造・照射条件を整理したが、MK-II炉心燃料では、被覆管内面温度依存性が確認された以外、燃焼度やO/M比の明確な腐食深さに対する依存性は確認できなかった。また、燃焼度、被覆管内面温度について腐食発生のしきい条件を評価した結果、MK-II炉心燃料では腐食発生の条件として、燃焼度については約20,000MWd/t以上、被覆管内面温度については約500°C以上の条件が満たされる必要があることがわかった。なお、約40,000MWd/t以降の燃焼度で有意な内面腐食が認められていないのは、これら試

料の被覆管内面温度条件が上記しきい温度を下回っているためである。

一方、流動ナトリウムによる被覆管の外面腐食挙動については、EPMA、IMA分析から、被覆管主要構成元素の溶出を出す製造時組成からの変動は被覆管外表面から3 μm程度と極めて小さいこと、被覆管健全部（内面腐食無し）の肉厚は製造時肉厚に比較して減少しておらず、また肉厚の変動にも被覆管温度依存性が認められない等、外面腐食はほとんど問題とならない程度であると考えられる。

## 5.3 FPガス放出挙動

FPガスによる被覆管への圧力は、被覆管のクリープ損傷を引き起こす主要因となるため、燃料の健全性確保上重要である。FPガスによる被覆管内圧上昇は、ペレット中に生成されるFPガスが、ペレットから燃料要素内に放出される割合(FPガス放出率)に依存するため、「常陽」炉心燃料設計では、燃焼度70,000MWd/t以上では100%放出を仮定して評価を行っている。MK-II炉心燃料のパンクチャ試験データから算出されるFPガス放出率は、図14に示すように認可燃焼度近傍の高燃焼度燃料要素においてもたかだか50%程度であり、設計評価式は妥当なものであることが確認された。

燃料からのFPガス放出を支配する因子としては、燃焼度という時間的因子に加え、線出力という熱的因子も重要である。前述したように燃料組織変化挙動も熱的因子に支配されており、燃料組織とFPガス放出挙動との間には図15に示すような強い関連がある<sup>9)</sup>。この組織変化領域と未変化領域とのFPガ

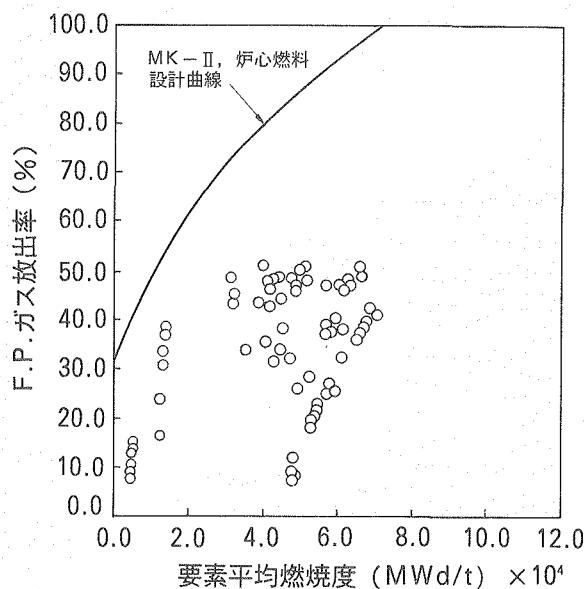


図14 FPガス放出率実測値と設計曲線との比較

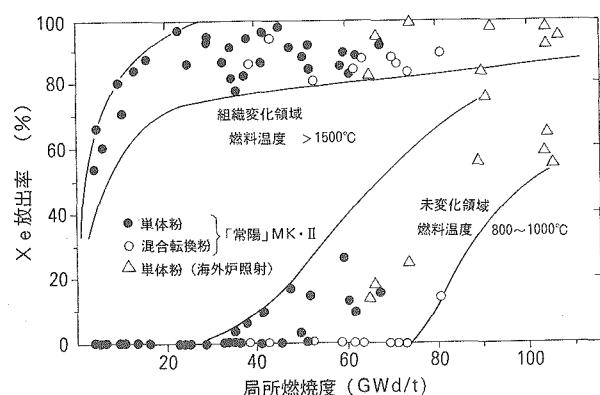


図15 組織変化領域と未変化領域のFPガス放出率

ス放出速度の違いに着目した組織変化領域別FPガス放出挙動モデルでは、MK-II炉心燃料要素のFPガス放出率を±10%程度の誤差で評価できている。

また、単体粉燃料と混合転換粉燃料との比較において、混合転換粉燃料を原料とする燃料の方がFPガス放出率が小さい現象が見られる。原料粉の違いによりFPガス放出挙動に差が生じるメカニズムについて、FPガス放出メカニズムと組織変化挙動等の熱的挙動との関連性も含めて、今後解明していく必要がある。

#### 5.4 燃料ピン外径変化挙動

MK-II炉心燃料の燃料被覆管外径の増加はほとんど生じておらず、燃焼度約80,000MWd/t、高速フルエンス $1 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ の燃料要素に最大約0.23%の外径歪が認められるにすぎない。このわずかな外径歪については、密度測定による被覆管スエーリング量測定でスエーリングが未だ潜伏期にあることや炉心燃料部上端の被覆管温度の最も高いところで外径増加が認められないことから、被覆管のボイドスエーリングや熱クリープ変形はほぼ無視でき、変形の主要機構は照射クリープ変形に因るものであると判断される。照射クリープの応力源としてはFPガス内圧の他、先に述べた燃料-被覆管間ギャップ幅変化挙動との関連で燃料ペレットと被覆管の機械的相互作用(Fuel-Cladding Mechanical Interaction:FCMI)による応力の2種類が考えられる。前述のFPガス放出率実験式から、燃焼の進展に伴うFPガス内圧履歴を求め、改良SUS316被覆管の照射クリープ式からFPガス圧力のみによる照射クリープ変形の程度を評価した結果では、FPガス圧力のみによる照射クリープ歪だけでは燃料被覆管の外径歪を説明できず、FCMI荷重による照射クリープ変形の被覆管歪への寄与が含まれていると判断される。しかしな

がら、どちらが支配的な定量的判断はPIEデータからは困難であり、今後挙動解析コード等による解析評価が必要である。

MK-II炉心燃料要素の実際の外径歪は、設計時の外径歪評価結果に対して約1/10と小さな値となっているが、これは設計当時の被覆管材に比較して、現在の改良SUS316鋼の照射特性が著しく改善されているためである。

#### 5.5 燃料設計の改良検討<sup>10)</sup>

被覆管のクリープ損傷は、一般的に設計上最も重要な評価項目であるのみならず、従来の炉心燃料設計ではMK-II炉心燃料の使用寿命を制限する項目となっている。そこで、被覆管クリープ損傷を、PIEで測定および観察されている挙動に基づき評価した。検討の対象とする項目は、FPガス内圧関連項目およびFPガス内圧による被覆管応力を被覆管肉厚に関する項目である。「実績」データを整理検討し、設計に取り入れられる可能性があると判断される有望な項目(FPガス放出率、FCCI等)を選択した上で、PIE実績ベースのクリープ寿命分数和を評価すると従来設計での評価値の1/100を下回る値となり、MK-II炉心燃料の実際の使用寿命は相当に余裕があると判断される。また、上記「実績」データの検討結果から、被覆管のクリープ損傷の設計評価においてはPIE実績に基づいた改善の余地があると判断され、例えば、FPガス放出率の設計評価式を100%から75%に下げても十分余裕があるが、この場合には、クリープ損傷和から求まる燃料使用限界を現行の約1.3倍に延長できる。

#### 6. 燃料集合体の照射挙動

初装荷、1次、2次取替燃料集合体の照射後試験データに基づき、「常陽」MK-II炉心燃料集合体の照射挙動を評価した。燃料集合体の挙動を評価する上では、炉心設計、集合体設計の観点から、特に集合体内のピンバンドル挙動(バンドル-ダクト相互作用)およびラッパ管の変形挙動(ダクト-ダクト相互作用)の評価が重要になるため、これらの項目に着目した解析評価を行った。

##### 6.1 集合体内のピンバンドル挙動(バンドル-ダクト相互作用)

- (1) BDI解析コードによる燃料ピンの残留湾曲量の評価

「常陽」MK-II燃料集合体では、解体時においてラッパ管引き抜き荷重の増加は認められていない。これは燃料ピンの外径増加やワイヤのゆるみが

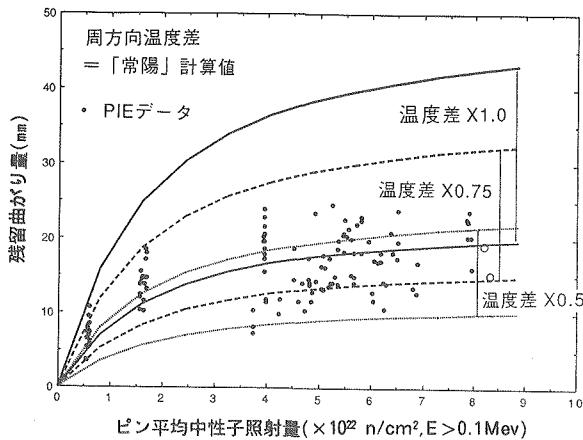


図16 バンドル最外周ピンの残留湾曲量測定値とBDI解析による周方向温度差をパラメータとした解析結果の比較

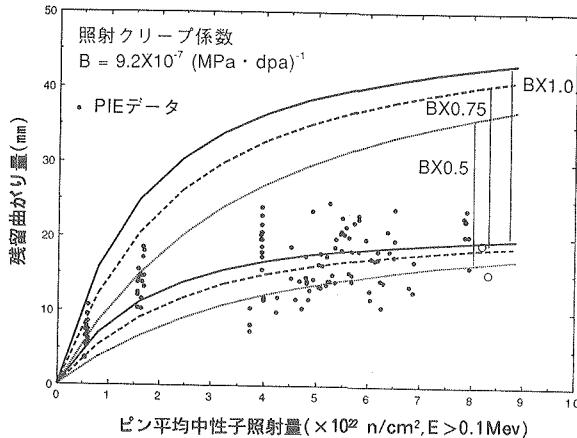


図17 バンドル最外周ピンの残留湾曲量測定値とBDI解析コードによる照射クリープ係数をパラメータとした解析結果の比較

発生しておらず、バンドル寸法の増加が生じていないためである。しかしラッパ管を取りはずし燃料ピンへの拘束を取り除いた状態では、バンドルの最外周ピンのみ弓状に湾曲したビア樽型のバンドル形状が観察されている。図16の黒丸はバンドル最外周ピンの残留湾曲量の測定結果を高速中性子照射量に対してプロットしたものであり、照射後の湾曲量は20mm程度で飽和する傾向にある。このような最外周ピンでのみ観察される残留湾曲挙動は、ラッパ管に接する冷却材温度がピン東内部の温度に比べて低いため、燃料ピンの周方向温度差による熱湾曲がワイヤを介してラッパ管で拘束された結果発生する照射クリープ変形に起因するものである。このような残留湾曲挙動を、現在開発中のBDI解析コードを用いて評価した。評価に必要な、燃料ピン被覆管の周方向温度分布、および中性子束分布等は「常陽」の炉心核熱評価結果を用いた。図16にはバンドル最外周ピンについて、残留湾曲量に影響を及ぼす被覆管の周方向温度差をパラメータに解析した結果も示してある。「常陽」の評価結果をそのまま用いると残留湾曲量は過大評価になり、周方向温度差をその50%~75%に設定することにより、PIE結果をよく再現できることが解かる。一方これまでに報告されている照射クリープ係数を意図的に小さくすると残留湾曲量は抑制される方向に作用するが、この場合には拘束下での燃料ピンの応力緩和が遅れるため、図17に示すように残留湾曲量は中性子照射量とともに増加し、飽和傾向を示さない特徴がある。したがって、このことは最外周ピンの被覆管周方向温度差は「常陽」の核熱評価結果よりも小さく、ラッパ管に接している周辺サブチャネルではスペーサワイヤによる

強制混合流によって内部サブチャネルとの混合がよく働いている可能性を示唆している。

## (2) PYTHONコードによる熱流力解析評価

熱流力解析コードPYTHONを用いて、スペーサワイヤによる強制混合流が集合体内の温度分布に及ぼす影響を検討した。図18の(a)は通常の条件でPYTHONコードを用いて各サブチャネルの温度分布を解析した結果であり、「常陽」の評価結果と同様最外周部とその内側サブチャネル間で大きな温度差がついている。燃料ピンの残留湾曲解析から推定した50~75%程度の温度差を再現するためには、ワイヤの周りで発生する渦乱流に起因する強制混合流によるミキシング効果をより働く必要があり、この場合にはラッパ管に接する最外周サブチャネルでは径方向流速が軸方向流速の25%程度にまで増加している可能性が示されている。図18の(b)は被覆管の硬さ測定結果から推定した温度分布であり、外周部の温度差は通常条件でのPYTHONコードの予測値の50%程度であり、燃料ピンの残留湾曲解析からの予測と一致した傾向を示している。

## (3) BDI解析コードによる炉内挙動予測

これまでにPIEを実施したMK-II集合体で最も照射量の高いPFD153について、照射末期における炉内ピン東変形挙動をBDI解析コードを用いて評価した。燃料被覆管やスペーサワイヤのスエリングは発生していないためバンドル寸法の増加はほとんどなく、ピン間、ピンダクト間の間隙は製造時の状態と同様十分に確保されている。しかし燃料ピンの曲がりによって局所的には、ピン-ピン間とピン-ダクト間の間隙値の最小値はそれぞれ0.85mm、0.84mmであり、0.9mmのワイヤ径に比べると若干狭まっ

(a) 熱流カサブチャネルコードによる計算値

(b) 被覆管硬さ測定値からの推定温度

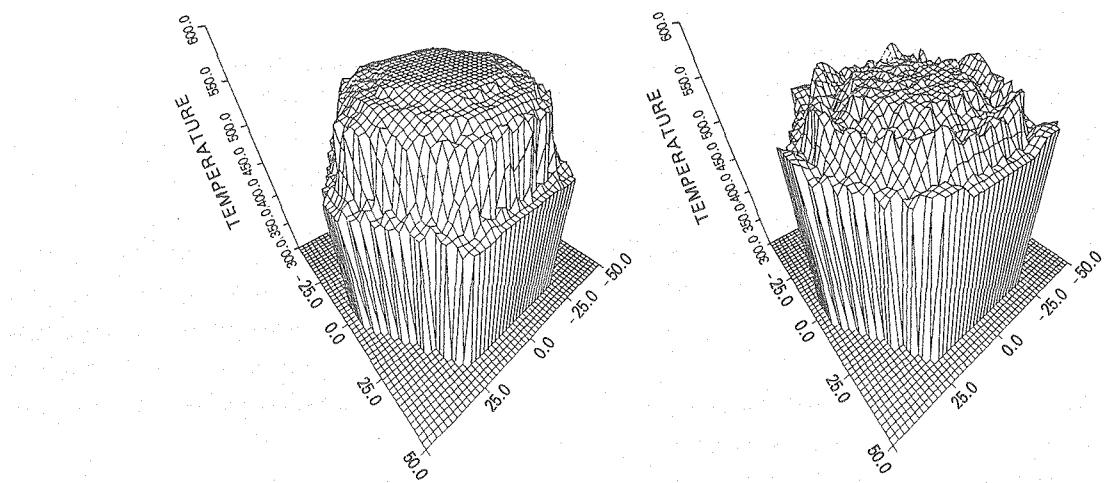


図18 集合体内の冷却材温度分布の比較（集合体平均；32,000MWd/t）

ていることが予測されたものの、燃料ピンバンドルとしていま十分な間隙が確保されていることを確認した。

## 6.2 燃料ピンの接触痕

MK-I炉心燃料集合体では、燃料被覆管とラッパピングワイヤの表面に擦り痕が認められた<sup>1)</sup>。この擦り痕は集合体内で隣接する燃料ピンどうしが流力振動により、ラッパピングワイヤを介して互いに擦れ合うために発生したものであり、これにより被覆管表面からの減肉が生じるため、擦り痕の抑制は集合体の健全性を評価する上で重要な項目となる。擦り痕を抑制するためには、流力振動の振幅が小さくなるように集合体内部の自由間隙を縮小すること、およびスペーサワイヤの巻付けピッチを短くし振動支点を増加させること（燃料ピンのたわみ量の減少）が有効であることが確認されている。そのため MK-II燃料集合体では、MK-I集合体と比較して燃料ピンバンドルを若干タイトな構造に変更するとともに、ワイヤの巻付けピッチをMK-I集合体の266mmから209mmに減少した。このような集合体構造の改良を図ることにより、MK-II燃料ピンの表面にはMK-I燃料ピンで観察されたような減肉を伴うような擦り痕は認められず、MK-II燃料集合体設計の妥当性が確認された。

## 6.3 ラッパ管の変形挙動（ダクトーダクト相互作用）

### (1) ラッパ管の膨れ変形

照射後試験ではラッパ管の3方向の対面につい

て、3対の測定子を用いた面中央とその両側のコーナー部にかけて面中央から各々15mm離れた位置の対面間距離を軸方向全長にわたり測定した。燃料集合体のラッパ管の膨れ機構は、面中央とコーナー部で等方的なスエリングによる膨張と、冷却材の内外圧力差により生じる面中央部で支配的な曲げクリープ変形によるものである。したがって、3対の測定子を用いた面中央部とコーナー部にかけた測定結果から、スエリングと照射クリープによる膨れを分離して評価することが可能となる。一例として図19に、燃焼度が57,000MWd/tまで照射されたPFD029集合体について、ラッパ管の面中央部の膨れ量とこれに対応するスエリングと照射クリープの寄与量を示す。スエリングによる膨れの軸方向分布は、中性子

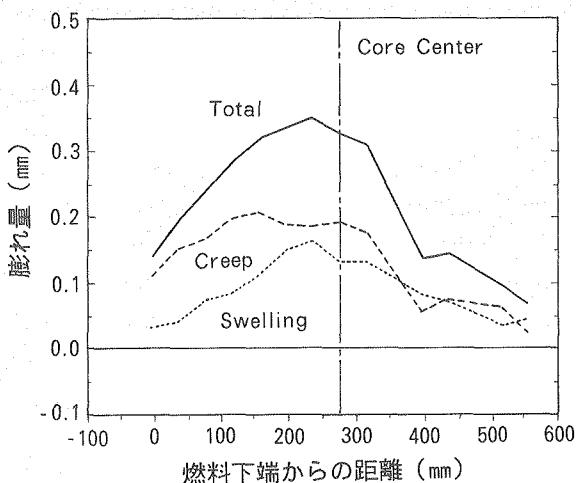


図19 ラッパ管膨れ量の軸方向分布 (PFD029)

照射量の分布に対応しているのに対し、照射クリープによる膨れは冷却材の内外圧力差が下部側で高いことの影響を受け、炉心中心よりも下側でピークを有していることがわかる。炉心中心での膨れ量は、約60%が照射クリープ、残りの40%がスエリングによるものである。これまでにPIEを実施した中で、最も高い照射量を有するPFD153炉心燃料集合体のラッパ管膨れ量は最大で0.76mm（半径で0.38mm）に達している。これは集合体のパッド高さ1.35mmに較べて遙に小さいものであり、集合体の脱装荷上支障をきたすものではない。

## (2) ラッパ管の曲がり変形

炉心燃料集合体は、炉内における中性子束勾配と温度勾配によって引き起こされるラッパ管対面間のスエリング差および熱膨張差に起因して曲がりが生じる。この集合体の曲がりは、炉心拘束機構下で集合体間の相互干渉力を引き起こし、燃料交換時の集合体脱装荷に影響を与える可能性がある。「常陽」においては、燃料交換時に集合体引き抜き荷重が測定されており、これと照射後に測定されたラッパ管の曲がり量（頂部変位量）の測定値から、集合体間の干渉の程度を評価することができる。一般に径方向中性子束勾配の大きい内側反射体で曲がり量が大きく、これに伴い引き抜き力の増加も認められている。そこで炉心湾曲評価コードBEACONを用いて、熱湾曲とスエリング湾曲拘束下での照射クリープ変形を解析し、PIEで測定したラッパ管の残留湾曲量と比較することにより、炉内における集合体相互干渉挙動を評価した。ここで評価に必要なラッパ管温度分布、中性子束分布については、BDIコードによる解析と同様、「常陽」の炉心核熱評価結果を用いた。反射体については「常陽」の照射条件を入れて計算すると、大きな熱湾曲変形がその外側に位置する集合体との干渉によるクリープ変形によって炉心中心方向に戻された傾向を予測した。PIEで測定された反射体の炉心外側方向に向いた残留湾曲挙動を再現するためには、大きな熱湾曲の発生原因になっているラッパ管の対面間温度差が数十°C程度小さかった可能性があり、 $\gamma$ 発熱の大きい反射体の出力評価、冷却材流量評価の不確かさにその原因があることが判明した。また同様に、制御棒に隣接している炉心燃料集合体についても、制御棒周りの温度分布の不確かさが炉心燃料集合体の残留曲がり量とその方向に大きな影響を及ぼしていることが明らかになっている。

## 7.まとめ

「常陽」MK-II炉心燃料（J1燃料）14体の照

射後試験の結果を総合的に解析し、その挙動評価を実施した。

## 7.1 工学的規模の健全性の実証

- (1) 「常陽」MK-II炉心燃料が炉内使用中に所定の性能を発揮したこと、燃料が破損にいたるような兆候もなく、その健全性を確保していたことが確認された。
- (2) 「常陽」炉心燃料の製造は、部材製作、燃料ペレット製造、加工組立、検査等が生産ラインに乗った形で行われており、将来の商業規模での生産体制の先行とみなせるが、照射データによって燃料製造が高い品質管理のもとで実施されていることを示すことができた。
- (3) 「常陽」炉心燃料の使用限度は、燃焼度については燃料要素平均の最大で75,000MWd/t、線出力については400W/cmとなっており、「もんじゅ」初期炉心のそれぞれ約70,000MWd/t、360W/cmにはほぼ相当するレベルにある。また、2次取替燃料から被覆管に「もんじゅ」実機材と同じPNC316鋼を採用している。したがって、「常陽」炉心燃料は「もんじゅ」燃料に先行してその健全性を実証したと考えることができる。

## 7.2 主要な燃料挙動

「常陽」MK-II炉心燃料は高速炉に特徴的な照射挙動が現れており、広い範囲の燃焼度、線出力等の挙動因子のデータを取得したことにより、詳細な燃料挙動に関する知見を得た。

- ・燃料融点については、融点測定精度の向上とともに相まって、燃料融点が燃焼とともに降下する燃焼度依存性を明瞭に示すことができた。
- ・被覆管のミクロ組織を観察し、PNC316は、Ti、Nb添加により316鋼試作材に比べ針状リン化物や転位の安定性が増し、耐スエリング性の向上を金属組織の面からも明らかにすることができた。
- ・燃焼に伴う燃料体積変化挙動については、照射初期には焼きしまりが生じるが、燃焼度約20,000 MWd/t以降は固体スエリングが支配的であり、燃焼度とともに直線的に密度が減少することが明らかとなった。
- ・FPガス放出の燃焼度、線出力依存性および組織変化領域径との関連が確認された。混合転換粉を原料とする燃料の放出率は単体粉よりも小さいことが認められた。
- ・FCCIによる被覆管内面腐食深さ量について被覆管内面温度依存性が確認された。また、FCCIの発生については、燃焼度20,000MWd/t、被覆管

- 内面温度500°C以上のしきい値が認められた。
- ・燃料ピン外径増加についてはボイドスエーリングや熱クリープはまだ始まっておらず、照射クリープが支配的であったと推測された。
  - ・最外周燃料ピンの被覆管温度分布の解析から外側と内側の冷却材チャネル間の温度差は予測より小さく、ミキシング効果が大きかったと推測される。
  - ・ラッパ管の面中央部での膨れはスエーリングと照射クリープにより生じており、それぞれの寄与分を分離評価できた。
  - ・集合体の残留湾曲の主要因は、ラッパ管熱膨張差に起因する炉内湾曲がもたらす外側集合体との相互作用によるクリープ変形と推測された。

### 7.3 燃料設計の評価

#### (1) 燃料設計の妥当性

燃料最高温度は約2,000°Cと推定され設計温度制限値に比べ十分下回っており、燃料ピン外径増加についても高々0.3%と1桁以上も下回っており、十分安全側の設計となっていた。

MK-I 燃料で観察された擦り痕に対する抑制策が効果を発揮したことが確認された。

炉心材料強度およびスエーリングは設計評価式を上回る性能を示した。

FPガス放出率は約50%以下、FCCIは最大 $30 \mu\text{m}$ といずれも設計評価式を下回り、これらは十分保守側にあることが確認された。

#### (2) 燃料寿命の評価

燃料寿命の判断基準としてクリープ損傷和の評価を行った。クリープ損傷に与える主要因子としてプレナム被覆管温度、FPガス放出、FCCIによる被覆管肉厚の減肉があるが、上述のようにこれらの照射データは、設計で評価している値を大幅に下回っている。燃料ピンの実際の寿命は相当に余裕があると判断される。

#### (3) 燃料設計合理化の可能性

実際の燃料の炉内での挙動は、設計で想定している挙動よりも相当に安全側であることが示された。この安全裕度の内容をさらに分析評価することによって燃料設計の合理化に反映できるものと期待される。

#### 参考文献

- 1) 井滝俊幸、他「高速実験炉「常陽」MK-I 炉心燃料集合体の照射挙動」日本原子力学会誌、27 p.435 (1985).
- 2) K.Kono et al.: Irradiation Performance of Experimental Fast Reactor JOYO MK-I Driven Fuel Assemblies, Proceeding of the Conference on Nuclear Performance, BNES London March (1985).
- 3) J.L. Krantzka and C.Craig : GEAP-13515 July (1969).
- 4) J.Komatsu, T.Tachibana, et al. : Nucl. Mater.154, 38-44 (1988).
- 5) H.Zimmermann : Nucl. Technol., 41, 408 (1978).
- 6) I.Shibahara, T.Omori, et al. : Mechanical Property Degradation of Fast Reactor Fuel Cladding During Transient, ASTM STP 1175, to be published, (1993).
- 7) 井形編：「核融合炉材料」、培風館、(1986)。
- 8) 立石、袖原他：高速炉炉心材料用改良SUS316ステンレス鋼の開発、日本原子力学会誌、30 p.1005. (1988).
- 9) S.Ukai, et al. : Evaluation of the fission gas release behavior from fast reactor mixed oxide based on local concentration xenon, J. Nucl. Mater.151 p.209, (1988).
- 10) T.Mizuno, et al. : Fast Reactor Fuel Performance and an Advanced Fuel Design, ANP'92, Tokyo, Oct. (1992).



# 再処理施設遠隔補修・除染・検査技術の開発

石橋 祐三 豊田 修 萩野谷 勲  
山本 隆一 田中 康正

東海事業所再処理技術開発部

資料番号：86-2

The Development of Remote Repairing System, Decontamination and In-cell Remote Inspection Equipment

Yuzo Ishibashi Osamu Toyoda Isao Haginoya  
Ryuichi Yamamoto Yasumasa Tanaka  
(Reprocessing Technology Development Division, Tokai Works)

動燃事業団では、再処理施設におけるセル内機器の補修や検査に伴う被ばくの低減、省力化、作業期間の短縮等を図るために、各種遠隔技術開発を進めてきている。本稿では、これらの遠隔技術開発の紹介として、遠隔解体撤去技術、除染技術、遠隔配管工事システムおよびセル内点検装置の開発の概要について述べる。

## 1. はじめに

再処理工場では、高放射性物質を取り扱うために主要なプロセス機器類は、通常、人の立ち入ることのできないセルに収められている。このため、これら機器類の故障に伴う補修・交換作業は、多大な作業員と長期間を要し、結果として施設の稼働率の低下とメンテナンス費用の増大をもたらすこととなる。本報告では、これらの課題を克服するために実施してきた各種技術開発の経緯、ならびにこれまでの成果について述べる。

## 2. 遠隔補修技術の開発

### 2.1 開発の背景

東海再処理工場では、主要機器の腐食によるトラブルを経験し、機器の撤去・据付けおよび部分的な補修により対処してきた。これらは多くの作業員と長期間を要し、作業員の被ばくの増大および施設稼働率の低下をもたらすこととなる。しかし、再処理工場の厳しい腐食環境を考慮すると、濃縮ウラン溶解槽（以下「溶解槽」という）や酸回収蒸発缶等の大型塔槽類の中には、いずれは新しい機器との全面交換が必要になるものも出てくると予想される。したがって、本開発では、その代表的な機器として溶解槽を対象とした解体・撤去を想定し、安全かつ効率的な作業を進めるため、セル内機器の解体・撤去の方法の検討、遠隔解体・撤去装置の開発、セル内放射線レベルの低減化を目的とした除染技術、ならびに機器類の更新時に必要となる配管の溶接作業等を目的とした遠隔配管工事システムの開発を進めている。

率的な作業を進めるため、セル内機器の解体・撤去の方法の検討、遠隔解体・撤去装置の開発、セル内放射線レベルの低減化を目的とした除染技術、ならびに機器類の更新時に必要となる配管の溶接作業等を目的とした遠隔配管工事システムの開発を進めている。

### 2.2 大型塔槽類の解体・撤去技術の開発<sup>1),2)</sup>

#### (1) 開発の経緯・課題

高放射線環境下に設置されている大型塔槽類の代表として溶解槽（242 R 10）を対象とし、その交換に備えて、安全かつ効率的な解体・撤去技術の早期確立を図るべく、その技術開発を進めている。

この解体撤去で対象とする東海再処理工場の溶解槽廻りの配置を図1に、濃縮ウラン溶解セル（以下「溶解セル」という）を図2に示す。溶解セルは、十分な遮蔽能力を有するコンクリートに覆われた構造で、幅約2m、奥行き約6m、高さ約7mと狭い上、外径約34cm、長さ約6mのバレル2本と、厚さ約15cm、容量約1m<sup>3</sup>のスラブより構成される溶解槽およびそれに接続される多数の配管が設置されていることから、解体撤去のための装置のアクセスは非常に困難となっている。溶解槽は使用済み燃料のせん断片を上部にある濃縮ウラン溶解槽装荷セル内の

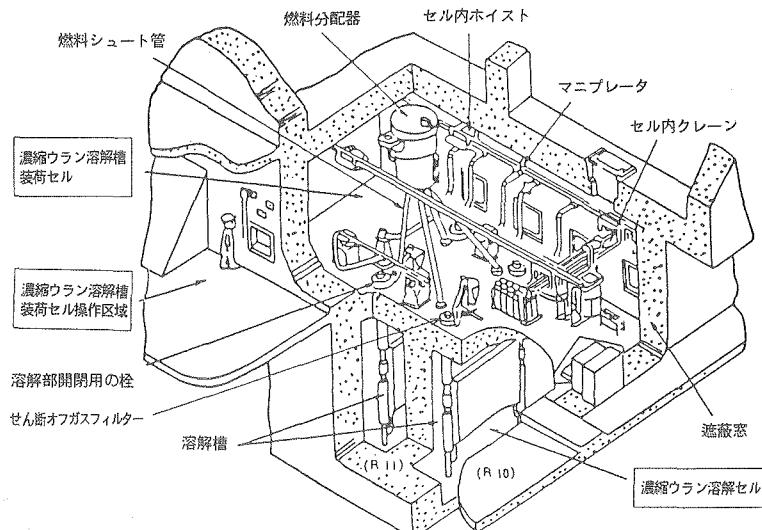


図1 溶解槽廻り機器配置図

分配器からシート管を通り受け入れる構造となっており、廃ガス処理系としてせん断オフガスフィルタ等を有している。これら、装荷のための操作は隣接する濃縮ウラン溶解槽装荷セル操作区域でマニブレータ等により行われる。

## (2) 設計方針

本解体・撤去を実施するシステムには、セル開口部の重コンクリート製ブロックの除去から、溶解槽本体および周辺の配管等干渉物の切断、解体片（切斷片）の受取、セル外への搬出等、一連の作業を行うことを目的として複数の機能を有することが要求される。このシステムの設計方針として、以下の点を考慮して開発を進めた。

### ① 廃棄物の低減

a) 遠隔装置は極力装置点数を減らし、二次廃棄

物量を減らす。このため、溶解セルからでた廃棄物のハンドリングに際し、人手作業により大幅に装置設備の簡略化が可能と判断した場合は、当該作業は人手作業により行う。

- b) 遠隔装置は極力再使用可能となるよう工夫し、解体作業一回当たりの二次廃棄物量を減らす。
- c) 溶解槽の切断片は収納容器で設定した切断寸法とし、不要な切断回数を減らし、二次廃棄物量を減らす。

### ② 被ばくの低減

- a) 廃棄物の除染は水のみによるアブレーシブジェットを用いてセル内で作業を実施する。
- b) 遠隔装置のメンテナンス、廃棄物のハンドリング等の目的でセル開口部に人の接近を想定し、セル入口には遮蔽間仕切りを設置する。

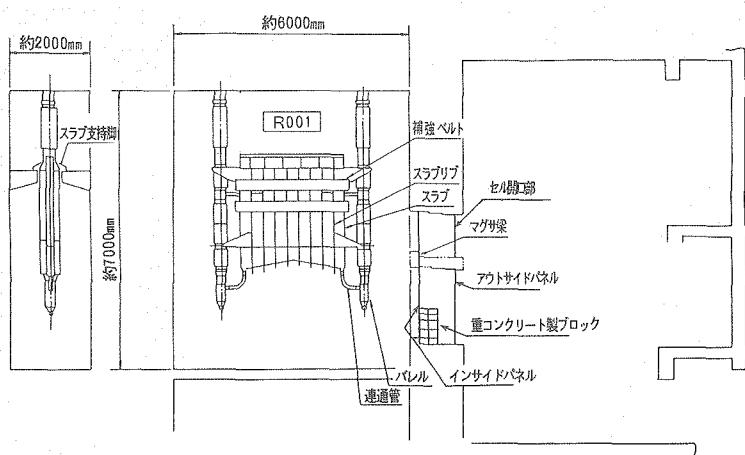


図2 溶解セル概略図

解体・撤去準備		直 接	遠 隔
セル開口	<ul style="list-style-type: none"> <li>セル開口準備</li> <li>アウトサイドパネルの撤去</li> <li>重コンクリート製ブロックの撤去</li> <li>マグサ梁の撤去</li> <li>門柱の撤去</li> <li>インサイドパネルの撤去</li> </ul>	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○
レール敷設	<ul style="list-style-type: none"> <li>レールの組立準備</li> <li>干渉物の撤去</li> <li>レールの敷設</li> </ul>	○	○
装置の搬入 切断作業	<ul style="list-style-type: none"> <li>切断作業の準備</li> <li>セル内養生</li> <li>干渉物、溶解槽の切断 プラズマ切断 アブレーシブジェット切断 機械式切断</li> </ul>	○	○ ○ ○
回収・撤去	<ul style="list-style-type: none"> <li>解体物のハンドリング (セル内 セル外)</li> <li>必要に応じて解体物の除染</li> <li>必要に応じて装置の除染</li> </ul>	○ ○	○ ○ ○
解体・撤去終了			

図3 作業手順

### ③ 工事期間の短縮

- a) 時間短縮を図るため、溶解槽の切断片は、切断回数、廃棄物ハンドリング回数を減らすよう大きな切断片とする。
- b) 制御系はマン・マシン・インターフェイスを考慮した操作性の優れた設計とし、運転員の疲労の軽減と操作時間の短縮を図る。

### ④ その他

- a) セル内の負圧バランスはセル外より低く保つとともに、アブレーシブジェットやプラズマ切斷に伴うガスの発生を考慮した換気風量を設定する。
- b) 切断・除染により発生する廃液の処理施設を設ける。また、運転は少人数により行える制御系を選定する。

### (3) 装置概要

解体・撤去システムは、図3に示す作業を図4の装置構成で行うものである。

これら装置の概要を以下に述べる。

#### ① 遠隔解体装置は、以下のa)~f) により構成される。

- a) レールユニット：セル内とセル外との間に敷設されるレールおよびレールを支持し送り出すための架台で構成する。
- b) 台車：レール上を走行し、各解体・撤去装置およびセル内の廃棄物搭載とセル外～セル内間の移動に使用する。(写真1に台車と周辺機器を示す)

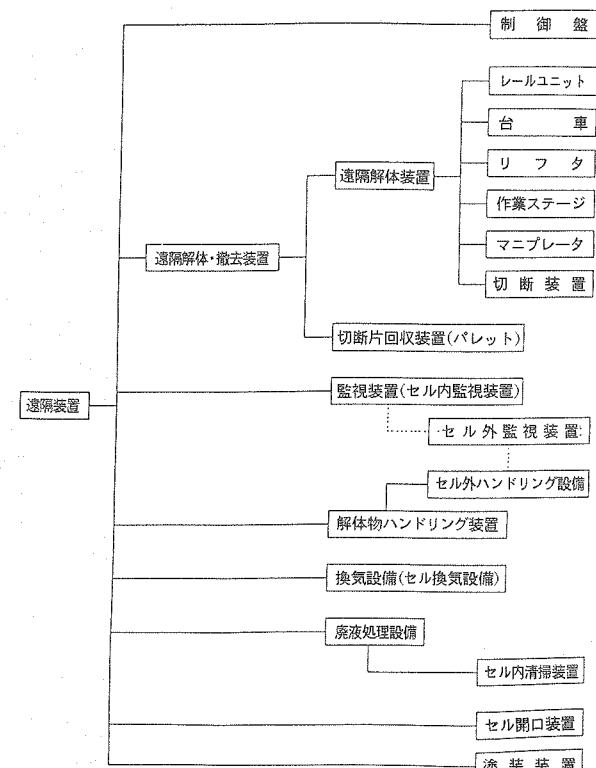


図4 装置構成

- c) リフタ：台車上に搭載され溶解槽支持基礎台から下の作業範囲のアクセスに使用するベースリフタ、および溶解槽支持基礎台から上の作業範囲へのアクセスに使用しベースステージ上に搭載される小型リフタで構成する。
- d) 作業ステージ：各切断装置を搭載し、切断対象にアクセスするための装置で、ベースリフタ上に搭載するベースステージおよび小型リフタ

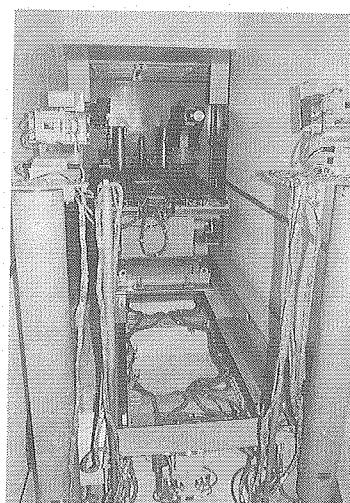


写真1 台車および周辺機器

- 上に搭載する小型ステージで構成する。
- e) マニプレータ：台車または作業ステージ上に設置し、各切断装置のトーチ等のハンドリングおよび切断対象へのアクセスに使用する。
- f) 切断装置：マニプレータに保持され、切断に使用する各種切断装置で、アブレーシブジェット切断装置（切断対象：マグサ梁、スラブ）ハクソー、シェアリング装置（切断対象：小径配管）およびプラズマ切断装置（切断対象：インサイドパネル、スラブリブ他）で構成する。
- ② 切断片回収装置：干渉物とリブの解体片を収納する干渉物・リブ用パレットおよびバレル切断片を収納するバレル用パレットで構成する。
- ③ 解体物ハンドリング装置：各切断作業において、切削対象を保持し、切削後の転倒を防止するとともに、その状態で除染およびセル外への搬出を可能とするスラブハンドリング装置、補強ベルトハンドリング装置およびマグサ梁ハンドリング装置から構成する。
- ④ セル換気系設備：切削時のアブレーシブジェットの水霧や、プラズマ切削における粉塵を含む空気をデミスクで脱ミストし、電気集塵機により除塵した後セル換気系ダクトに戻す設備。
- ⑤ 廃液処理設備：アブレーシブジェット切削時に発生しドリップトレイに溜まった廃水、廃砂および金属粉をセル内清掃装置と廃液移送ポンプにより汲み上げ、スクリーンを有する砂ドラムにより廃砂等を分離し低レベル廃液中間槽に送る設備。
- ⑥ セル開口装置：汎用建設機械のパワーショベルのクローラを外し台座固定型に改造し、先端にブレーカを持たせセルを閉口している重コンクリートマニプレータベース（ベースステージに含む）
- ト製ブロックを破碎する開口装置本体、本体を運転する場合の遮蔽体となるローカル遮蔽体、破壊時に生じる粉塵を吸引するローカル換気設備および解体片回収装置で構成する。
- ⑦ 塗装装置：解体作業時のセル内壁への汚染拡散防止や、解体作業に伴う飛散物固定のためにストリッパブルペイントを塗布する装置で、装置本体をセル外に配置し、塗装ノズルをベースステージ上または、マニプレータ上に設置して塗装を行う。
- ⑧ セル内監視装置：レールユニット先端やベースステージ後端部に設置された伸縮ポール上の雲台上およびマニプレータに設置され、周囲の干渉物の確認やマニプレータのアクセス監視を行うITVカメラ7台で構成する。
- ⑨ その他の装置として、セル外監視装置（セル外作業を監視するITVカメラ等で構成する）セル外ハンドリング設備（アンバーエリアでの各種装置のハンドリングを行うグリーンハウス等で構成する）および制御盤（遠隔装置を運転制御する）がある。
- これら製作した装置およびモックアップ設備の概要を図5に、主要装置の仕様を表1に示す。

#### (4) 装置の評価

これまでに製作した遠隔装置を用いて、代表的な作業項目に関する解体・撤去を実施し、装置製作時に設定した使用方法や解体撤去作業手順に従い、各機器を操作し、それぞれの機器が所定の機能目的を達成できるか否かの確認、各種作業条件の検討および評価に基づく改良、ならびに改良後の評価試験を実施した。図6に評価手順を示す。

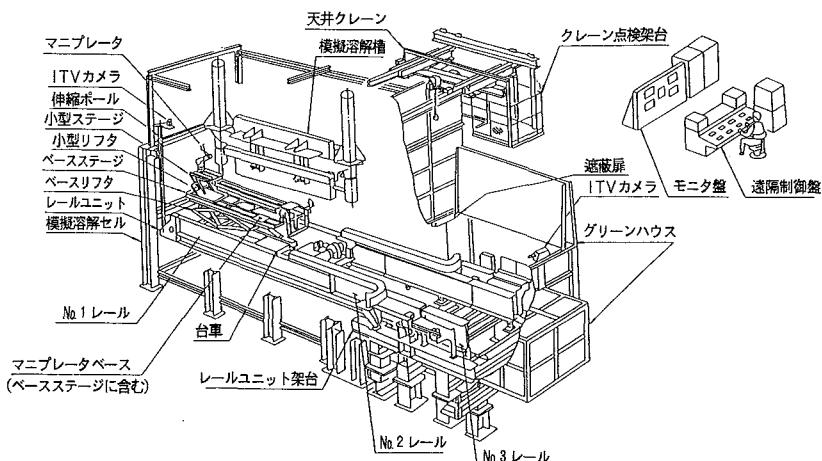


図5 設備概要

表1 遠隔解体撤去装置仕様

No.	装置名称	概略仕様
1	レールユニット	セル外で支持し、セル内に挿入するための送り機構を持つ。
2	台車	レールユニット上を自走する台車。搭載する装置の動力ケーブル等を収めたケーブルペアを有する。
3	リフタ	ベースリフタ：台車上に設置する。小型リフタ：ベースリフタ上に設置する。
4	ステージ	ベースステージ：ベースリフタ上に設置し、マニブレータ、解体物ハンドリング装置等を搭載する。小型ステージ：小型リフタ上に設置し、マニブレータ等を搭載する。
5	マニブレータ	各種切断装置の把持に使用する。6自由度多関節型、可搬重量約50kg。
6	アブレーシブジェット切断装置	スラブ本体、マグサ梁の切断に使用する。高圧水と研削材を用いたジェットカッタ。
7	プラズマ切断装置	スラブリブ、配管サポート切断に使用する。
8	機械的切断装置	ハクソーカッタ：パレル、配管に使用する。チャック爪とノコ刃を有する。シェアリング切断装置：配管に使用する。チャックと剪断刃を有する。
9	解体物ハンドリング装置	特殊な形状の解体物（スラブ、補強ベルト、マグサ梁、インサイドパネル）のハンドリングを行う装置。
10	セル開口装置	重コンクリート製ブロックの破碎、回収を行う。エアーハンマー式壊削装置。
11	セル内／セル外監視装置	ITVカメラと伸縮ポール（4基）で構成する。
12	グリーンハウス	セル開口部に設置され、装置組立等を行うための部屋を構成する。
13	天井クレーン	セル外での装置組立等に使用する。
14	遮蔽扉	セル開口部に設置され、グリーンハウス内での装置組立時の放射線防護のために設置する。
15	制御盤	遠隔装置の運転制御を行う。各装置を独立で操作する手動操作と、各装置を連動させるブロック運転を選択できる。
16	セル換気設備	切削作業に伴い発生する粉塵、水霧を除去する設備。プロワ、デミスタ、電気集塵機から構成する。
17	廃液処理設備	アブレーシブジェット切断時に発生する廃液、廃砂等をセル外に移送する装置。自走式のセル内清掃装置と、セル外に設置されるポンプ等から構成する。
18	塗装装置	解体・撤去作業時のセル内壁への汚染拡散防止と解体作業に伴う飛散物の固定を目的としてストリップペイントを塗布する装置。ベースステージ上に搭載されるノズルと、セル外に設置されるポンプ等から構成する。

## 1) セル外作業試験

## a) セル開口試験

ここでは、設計段階で想定した運転操作手順に基づき、セル開口装置を用いて行うインサイドパネルから2列分までの重コンクリート製ブロックの除去作業について試験を行った。その結果、手順の妥当性を確認することができた。また、実作業計画策定に必要なデータも収集できた。

## 2) セル内作業試験

## a) セル内塗装に係わる評価

セル内の塗装はセル壁の汚染防止、解体作業に伴う飛散物の固定を目的としてストリップペイントを塗布するが、この試験では、設計時に想定した手順で塗装を行い、運転手順の妥当性を確認するとともに、運転条件および実作業計画策定に必要なデータを収集することがで

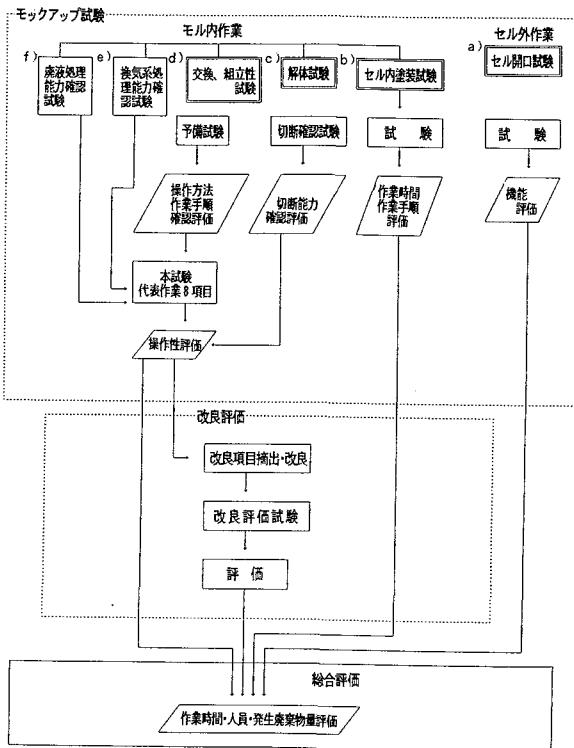


図6 評価手順

きた。

## b) 解体試験に係わる評価

マニブレータによる切削装置の切削対象部位へのアクセス性、位置決め性に関し、運転操作内容や条件を確認しておくべき作業および周囲との干渉条件が厳しい作業として表2に示す項目を選定した。

結果として、アブレーシブジェットによる溶

表2 解体試験結果

切断装置	切断対象物	切断の可否	周辺へのスパッタ等の飛散	ギャップ等	トーチ等の送り速度等
プラズマ	インサイドパネル	可	小	≤5mm	200mm/min
	スラブリブ	可	小	≤5mm	200mm/min *1 50mm/min
	補強ベルト用タイボルト	可	中	≤5mm	200mm/min 50mm/min
アブレーシブジェット	マグサ梁	可	大	40~50mm	50mm/min
	スラブ	可	大	40~50mm	50mm/min
機械	ハクソー1 25A~50A (8A~20A)	可	小	(切削時間) 25A 1'40" 50A 2'50"	(ノコ刃寿命) 2回 1回
	ハクソー2 300A (二重管)	不可	小	—	—
式	ハクソー3 80A	可	小	5'41"	1回
切	ハクソー4 65A 100A 125A	65A:可 100A:不可 125A:不可	小	65A 5'20"	2回
断	シェアリング 8A~15A	8A:可 15A:不可	小	8A 25"	20回

\*1 隅部における送り速度

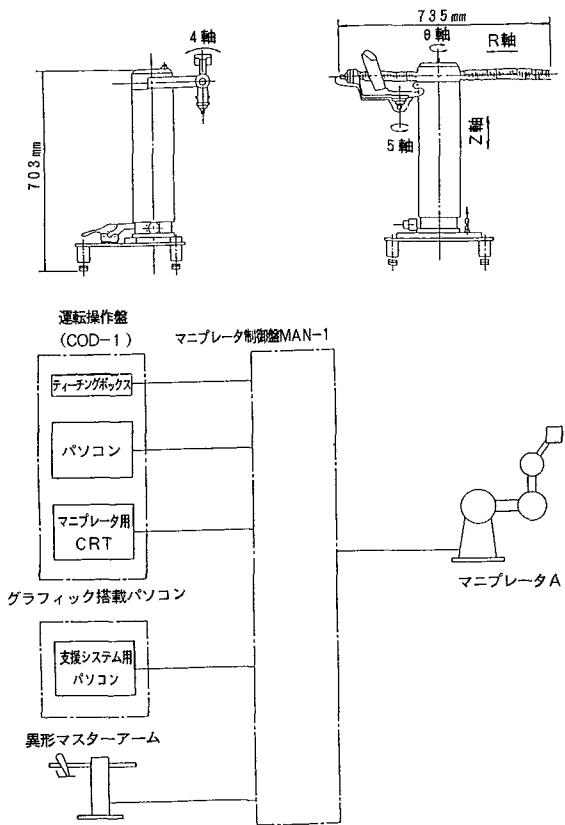


図 7 マニプレータ操作システム

解槽スラブの切削では、マニプレータのプレイバック動作が定速直線運動でないため、繰り返しのアクセス操作が必要となり、操作時間の短縮が必要であることが分かった。この対策としてマニプレータの操作システムの改良を施し、既存のティーチングボックス、マニプレータ制御盤、スレーブアームからなるシステムに、操作装置である異形マスターームおよびシミュレーションシステム（支援システム用パソコン）を搭載することにより、操作時間の短縮を図ることができた。（図7にシステムを示す）

また、解体・撤去作業のための操作時間の中では、マニプレータによる切削対象へのアクセスおよび切削教示操作に多くの時間を費やしている。そこで、操作時間短縮のため、トチ先端に取り付けた超音波センサにより切削装置の位置確認を行うこととし、その効果を試験により確認した。

その他、切削作業に係わる改良では、切削対象毎に異なる各装置の姿勢および動作に対し、ITVカメラの位置変更の自由度が低く、監視対象に追従できないことが分かった。これに対し、ベースステージ上に局所監視カメラを搭載

した小型マニプレータを設置し、自由度の高い監視システムとして、その効果を確認した。

また、ハクソーについては、往復運動による切削のため刃の中央に摩耗が集中的に発生し、表2に示す頻度で刃の交換が必要とされた。この対策としてノコ刃中央部の切削負荷を軽減するため、切削開始時にノコ刃が切り込む部分を予めプラズマ切削によりハクソーがアクセスできる幅の切削を実施し、ハクソーをアクセスさせ切削するプラズマ／ハクソー組合せ切削法を考案した。確認試験の結果、プラズマ切削後のハクソーのアクセスが可能であり、揮発性核種の拡散を引き起こすバレル二重管内筒の溶融もなかったことから、切削方法の実現の可能性を確認できたものの、刃の消耗を軽減することはできず、他の方法の検討が必要とされた。

### c) 交換組み立て性に関する評価

予備試験による、各装置を組み合わせた作動確認、ケーブル・ホースの引回し状態確認および作業動線・ハンドリング性の確認結果を反映し、本試験を実施した。本試験の結果を表3に示す。表に示す作業項目について、設計段階で想定した遠隔装置の組み立て作業手順および運動操作手順に従い操作を行った結果、解体撤去装置には要改善点が見られたものの、作業に必要となる基本的機能を有していることを確認できた。また、想定した作業手順についてもその

表3 交換組み立て性試験結果

切削装置	切削対象物	運転操作性	ITVカメラの視認性	切削対象物へのアクセス性	切削装置の適否
プラズマ	上部インサイドパネル	トーチとワクとの距離の把握困難	開口部天井付近のアクセス性が難しい 捕強ベルトとバレルとの相対関係からアクセスが難しい	適用可能	
	補強ベルト				
	スラブリブ				
	スラブ支持脚				
アブレーショナ	スラブ	ティーチングボックスによる操作性やや難	干渉物が多く稼働範囲が狭いため大変難しい		
ハクソー1	スラブ上部配管		干渉物を十分に把握するのが難しい		通用難しい
機械式	ハクソー2	ハクソー2とバレルの相対位置の把握困難	ハクソー2とバレルと保持ブレケットの2つの干渉物がありアクセス性難		
切削	ハクソー3	基礎台より下の配管(第4連通管)	第4連通管とハクソーの干渉はわからない	バレルとの干渉により難しい	適用可能
	ハクソー4	スラブ上部配管	基礎台等との干渉を十分に把握するのが難しい	干渉物が多く稼働範囲が狭いため大変難しい	
	シェアリング	スラブ上部配管			

妥当性を確認できた。

#### d) 換気系処理能力に関する評価

スラブ切断試験におけるアブレーシブジェット切断のミストのデミスタによる除去効率およびプラズマ切断によるヒュームの電気集塵機による除去効率を確認した結果、換気系の処理能力は十分であることが確認できた。

#### e) 廃液処理設備能力に関する評価

スラブ切断終了後、廃液処理設備にホースを接続したセル内清掃装置をセル内に入れ、アブレーシブジェット切断による廃砂等を含む廃液の移送能力および廃液移送系配管に設けた砂ドラムとフィルタの砂捕集能力を確認した結果、十分な処理能力があることが確認された。

以上の結果により、再処理工場の溶解槽を遠隔操作により解体・撤去する技術確立に関して見通しを得ることができた。

今後は、実機適用に向けた信頼性、効率化の向上ならびにシステム全体の完成度を高めていく予定である。

### 2.3 除染技術の開発

#### (1) 開発の経緯・課題

再処理工場においては、新溶解槽の予備セルへの据え付け工事や酸回収蒸発缶の交換工事等高度に汚染された環境下での作業を経験してきている。これらの作業では、作業員が作業区域に立ち入って安全に作業を進める観点から、機器・施設等の除染に多大な労力と時間を費していると同時に、これらの作

表4 適用可能除染技術

除染法	条件	除染条件		
		濃度	温度	時間
単除染	HNO <sub>3</sub>	3 M	60°C 100°C	24hr
	NaOH	1 M	60°C 100°C	24hr
	酸化性アルカリ	NaOH KMnO <sub>4</sub>	1 M 0.5 M	100°C
		NaOH H <sub>2</sub> O <sub>2</sub>	0.5 M 0.5 M	常温
	仕上除染	EDTA-2Na	0, 15M	常温 100°C
	REDOX法	Ce <sub>4</sub> HNO <sub>3</sub>	0.4 M 2 M	80°C
	電解除染	H <sub>3</sub> PO <sub>4</sub>	80wt%	80°C
				10~60min
	(I)	NaOH + KMnO <sub>4</sub> → HNO <sub>3</sub>		→ EDTA + 2Na
	(II)	NaOH → HNO <sub>3</sub> → 酸化性アルカリ		→ HNO <sub>3</sub> → REDOX
	(III)	NaOH → HNO <sub>3</sub> → 酸化性アルカリ		→ HNO <sub>3</sub> → REDOX → EDTA + 2Na

[KMnO<sub>4</sub> : 過マンガン酸カリウム  
H<sub>3</sub>PO<sub>4</sub> : リン酸  
EDTA : エチレンジアミン四酢酸]

業により発生する廃棄物も膨大な量となっている。

今後、施設の老朽化を考慮すると、類似作業の発生も予想されることや、前項に記載した大型塔槽類の解体・撤去技術では、機器に近づくことが可能な程度の除染が実施されることを条件としていることから、被ばくおよび放射性廃棄物の低減を図り、効率的で既存の処理系統に影響を与えない除染技術の開発が望まれた。本開発では、溶解槽を除染の対象とし、除染方法策定のためのホット試験を含めた基礎試験およびその成果に基づく除染システムの検討を行った。さらに、同検討を踏まえた各種の除染装置およびモックアップ試験を行う設備の設計・製作、ならびにこれらを用いたシステム評価検討を行った。この開発フローを図8に示す。

#### (2) 基礎試験<sup>3)</sup>

本試験では、溶解槽の交換工事を想定し、その作業を行うことが可能となる除染を行うことを目標に、各種除染技術の除染性能に関するデータを取得した。

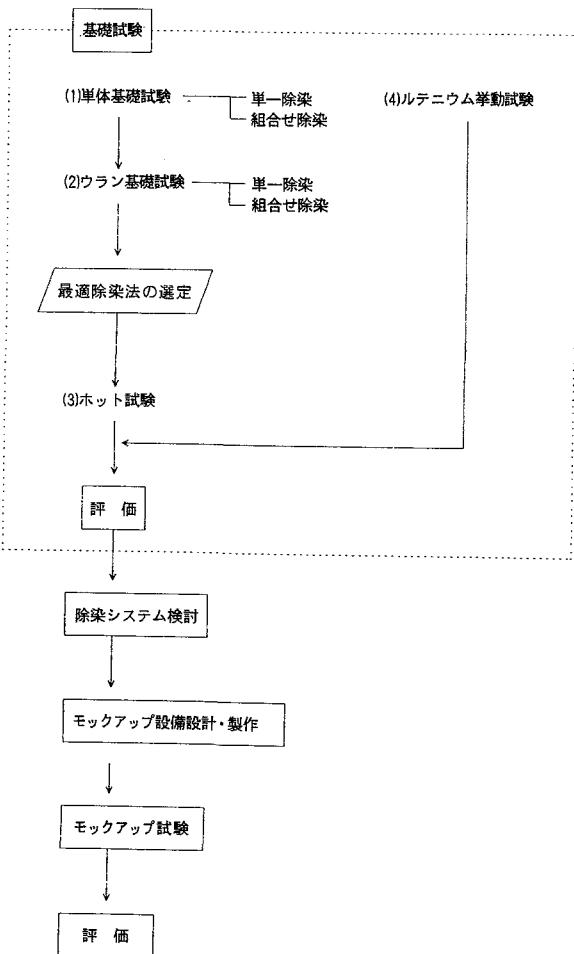


図8 開発フロー

表5 基礎試験結果

被試験体 除染法		Ru	RuO <sub>2</sub>	Mo	MoO <sup>2</sup>	ZrO <sub>2</sub>	Sb <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Fe <sub>3</sub> O <sub>4</sub>	NiO	Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	SUS 310Nb
3M-HNO <sub>3</sub>	60°C	*	*	◎	◎	*	*	◎	△	◎	*	*	—
	100°C	*	*	◎	◎	*	*	◎	◎	◎	○	*	—
1M-NaOH	60°C	*	*	*	◎	*	*	*	*	*	*	*	—
	100°C	*	*	*	◎	*	*	*	*	*	*	*	—
NaOH-KMnO <sub>4</sub>	100°C	○	*	◎	◎	*	*	*	*	*	*	◎	—
NaOH-H <sub>2</sub> O <sub>2</sub>	常温	*	*	◎	◎	*	*	*	*	*	*	*	—
EDTA-2Na	常温	*	*	*	◎	*	△	◎	*	*	*	*	—
	100°C	*	*	*	◎	*	○	○	○	○	○	*	—
REDOX法	80°C	注)	注)	○	△	*	△	○	△	○	○	○	—
電解除染	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	◎

溶解率:

- ◎ 80%以上
- 50~80%
- △ 20~50%
- \* 20%以下

注) RuO<sub>4</sub>として揮発、金属の方が酸化物より揮発し易い。

溶解槽の除染に際して、想定される汚染の種類、状況について検討した結果、適用し得る除染技術として、酸／アルカリ洗浄、酸化性アルカリ洗浄、酸化還元除染法(REDOX法: Reduction-Oxidation)、電解除染法等の併用が考えられた。

そこで、これらの除染性能をピーカースケールの基礎試験により評価した。

### 1) 単体基礎試験およびウラン基礎試験

#### ① 単体基礎試験

溶解槽材料と模擬汚染物質 (FP: 核分裂生成物、TRU: 超ウラン元素、クラッド: 不溶性不純物等を模擬) を上記の各種除染法の単一、または組合せにより溶解し、各除染法の効果を検討した。

单一除染による試験結果を表5に示す。この結果、溶解槽内の汚染物質として考えられる物質のほとんどがアルカリ洗浄、酸化性アルカリ洗浄により溶解、除染できることが明らかとなった。しかし、RuO<sub>2</sub> (酸化ルテニウム) やZrO<sub>2</sub> (酸化ジルコニウム) 等は、単一・組合せ除染のいずれにおいても溶解されないことが分かり、REDOX法および電解除染法のような母材溶解型の除染が必要と考えられた。

#### ② ウラン基礎試験

溶解槽内の汚染状況を模擬するため、ウランを含む模擬溶解液に試験片を長期間浸漬し、前項と同様な方法(単一、および組合せ)で除染効果の確認を行った。

この結果、单一除染法で汚染レベルをバックグランドレベルまで低下させることは困難であるものの、組合せ除染法を用いることで汚染レベルをバックグランドレベルまで低下させることは可能であるとの結果を得ることができた。ウラン基礎試験における組合せ除染の結果を表

6に示す。

このうち、組合せ除染(I)では、試験片種別に係わらず3M-HNO<sub>3</sub>までの除染によりバックグランドレベルまで低下し、組合せ除染(II)、(III)の試験では、溶接部有り試験片1枚が組合せ除染(II)までの除染を要したもの、他はすべて組合せ除染(II)によりバックグランドレベルまで低下するとの結果を得た。

以上、単体基礎試験とウラン基礎試験の結果より溶解槽を対象とした除染法としては、一部ではEDTA・2Naまでの組合せ除染(III)を必要とするとの結果を得ているものの、RuO<sub>2</sub>およびZrO<sub>2</sub>等溶解されにくい物質も考慮し、物理的に剥離除染することも可能である組合せ除染(II)が最も適していると判断した。

### 2) ホット試験

前項で選定した除染法について、ホット試験として、再処理工場から採取したテストピースにより、その有効性の評価を行った。

結果としてREDOX法一回の除染で溶解できる

表6 ウラン基礎試験結果

除染法	除染液種類	試験片種別		
		標準	穴有り	溶接部有り
組合せ除染(I)	1M-NaOH 0.5M-KMnO <sub>4</sub>			
	3M-HNO <sub>3</sub>	1	1	1
	EDTA・2Na			
組合せ除染(II)	3M-HNO <sub>3</sub>	1	1	2
	1M-NaOH 0.5M-KMnO <sub>4</sub>	2	1	1
	3M-HNO <sub>3</sub>	1		
	REDOX法		2	
	EDTA・2Na (III)のみ			1

[数値は組合せ除染の各段階でバックグランドレベルまで低下した試験片数を示す。]

厚さは、今回のCe濃度で30~40 μmであり、深いクレビスやピットを除染するためには除染液中のCe濃度を増加させるか、硝酸洗浄を介してREDOX法を繰返すのが良いとされた。

また、汚染表面が酸化物等で覆われている状態でREDOX法を用いるのは好ましくなく、硝酸洗浄により、溶解し易い汚染を十分除去した後にREDOX法を用いるのが望ましい。したがって、十分な除染効果を得るためにAP法<sup>\*</sup>、硝酸洗浄、REDOX法の組合せ除染を行なうことが有効といえる。さらにREDOX法を繰り返すことにより一層の除染効果を上げることが可能と推定される。

\* AP法：(APAC法) 以下の試薬を用いた洗浄。

Alkaline Permanganate Ammonium Citrate  
(NaOH+KMnO<sub>4</sub>) ((NH<sub>4</sub>)<sub>2</sub> HC<sub>6</sub>H<sub>5</sub>O<sub>7</sub>)

### 3) ルテニウム挙動試験

ルテニウムは、溶解槽の主要な汚染源の一つであることから、その酸化物の各種除染液への溶解性に關し、検討を行った。

除染液として、

- a・硝酸洗浄
- b・アルカリ洗浄
- c・LTCR法<sup>①)</sup>—硝酸洗浄
- d・AP法—硝酸洗浄—キレート法<sup>②)</sup>
- e・REDOX法、

を対象とし、各除染液へのルテニウムの溶解特性について試験を実施した。

結果として、気相部に生成するルテニウム化合物はすべて非晶質体であり、長期安定であるため、結晶構造を持つ酸化ルテニウムにはならない。また、昇華したルテニウム量は溶解液に影響され、酸化性の強い環境ほど多くなるが酸化性、不活性、その他環境で昇華するルテニウム化合物はすべて、AP法-HNO<sub>3</sub>洗浄、またはREDOX法により溶解除染が可能であった。

### (3) 除染システム検討

コールド試験（単体基礎試験およびウラン基礎試験）およびホット試験の結果、汚染元素の各種形態に対処し得る組合せとして、硝酸洗浄—酸化性アルカリ洗浄—硝酸洗浄—REDOX法を選定した。（前述の組合せ汚染（II））また、溶解槽中にある除染液は、本体を加熱することにより昇温が可能であるため、酸化性アルカリ洗浄としては除染適用核種が多いAP法を優先して採用し、除染方法としては、除染液の自然循環を基本とするが、可能なラインにつ

いては強制循環も行うものとした。

なお、REDOX法については母材溶解型であり廃液処理性等の特性から、系統全体が一連の除染を終了した時点で、範囲を可能な限り限定して実施するものとした。

上記の検討結果に基づく各除染対象機器の推定汚染パターンおよび適用除染法を表7に示す。表7では、上段に対象機器毎に推定される汚染パターンを示し、下段にその汚染に対する除染方法を示している。

また、上記の結果を踏まえ、検討した溶解槽を対象とした化学除染と機械除染を組み合わせた除染工事全体の作業フローを図9に示す。

### (4) モックアップ設備概要<sup>④)</sup>

製作した除染装置およびモックアップ設備の概要を図10に示す。

この除染装置は、以下の①～⑥により構成される。

- ① 水ジェット洗浄装置：溶解槽バレル、スラブ、連通管およびサイフォン管内面に高圧水を噴射して、付着物、堆積物を剥離除去するもので、洗浄用の高圧水を供給する高圧ポンプユニット、給水タンクユニット、制御盤、遠隔操作によりノズルガイドや洗浄ノズルを溶解槽内へ出し入れするバレル内送り出し装置および洗浄用ノズルで構成される。(写真2)
- ② スラッジ回収装置：水ジェット洗浄装置により剥離除去したスラッジを回収するもので、洗浄廃水を汲み出す吸い込み口および廃水中のスラッジを回収するフィルタで構成される。

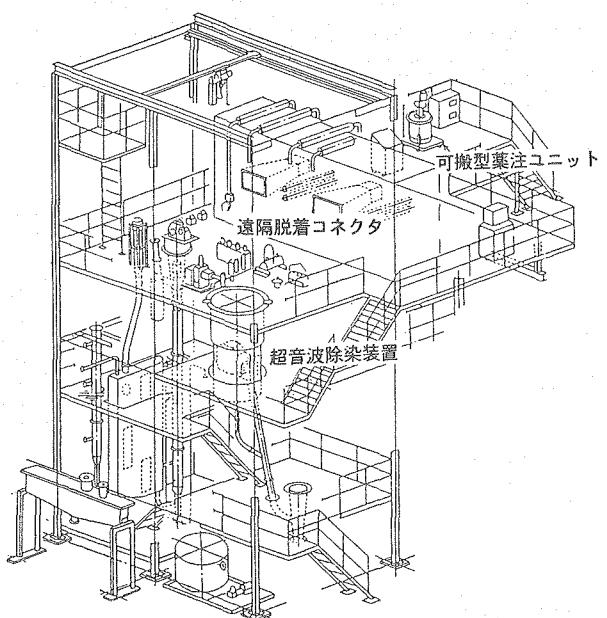
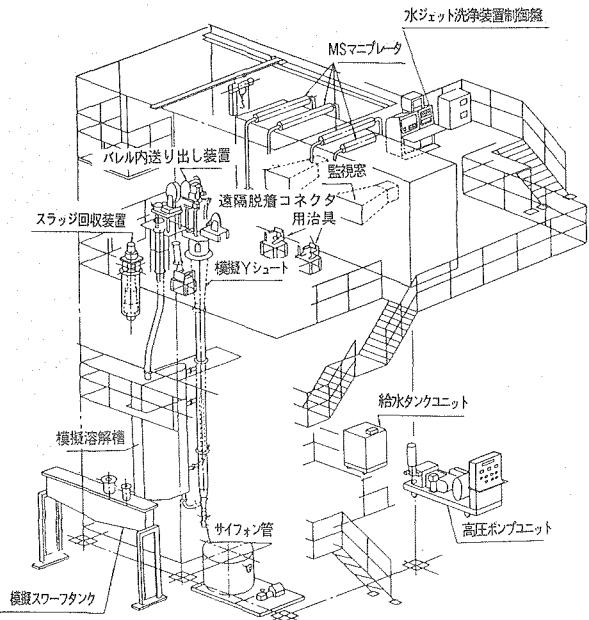
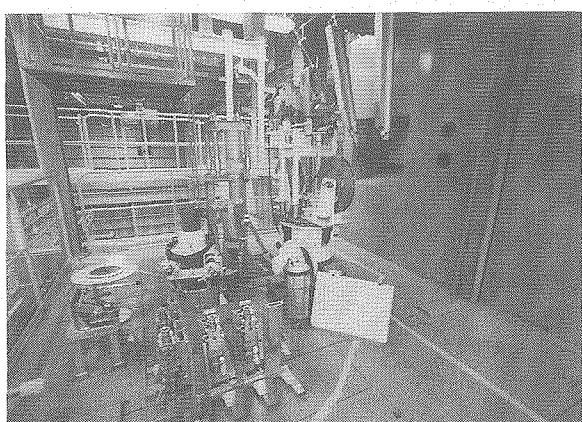
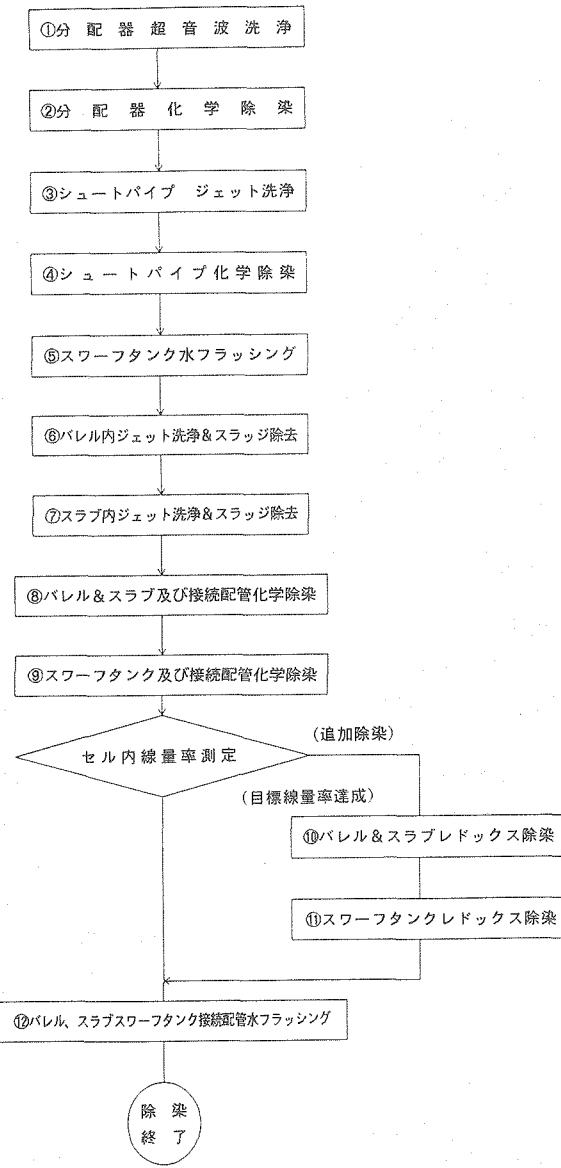
表7 推定汚染パターンおよび除染法

汚染パターン	主 要 汚染元素	除 染 対 象 機 器					
		分配器	ショートパイプ	溶 解 槽	スワーフターン	配 管	
硝酸に触れず付着	TRU(U, Pu, Am)	○	○	○ 上部			
硝酸に非溶解により付着	U, Pu Sb, Zr Ru, Rh, Pd			○ ○ 底部	○ 底部	○ 底部	○ 底部
硝酸に非溶解により沈積	Mo, Tc Co, Cr, Ni Fe			○ 底部	○ 底部	○ 底部	○ 底部
硝酸ミスト/ヒュームにより付着	TRU(U, Pu, Am) イオン性FP(Cs)		○ 下部	○ 上部	○ 上部		○
自己揮発性により付着	Ru			○ ○			○
適 用 除 染 法	HNO <sub>3</sub>	○ + USC	○ + USC	上部 下部	上部 下部	上部 下部	セル内配管 直 接
				○ + USC プラグ付		○	間接
酸化性アルカリ	○ + USC	○ + USC	○	○	○	○	○
REDOX法				○	○		Back UP
低圧水フラッシュ				○	○		○

(USC: 超音波除染)

\*1) LTCR法: Low Temperature Crud Removal

\*2) キレート法: EDTA·2 Naを用いた洗浄。



③ 除染液供給装置：分配器、シートパイプ、溶解槽、せん断オフガスフィルタ、スワーフタンクおよび接続配管の超音波洗浄、化学洗浄、水フラッシングを行うための洗浄液を供給するもので、洗浄液を貯蔵・保温する可搬型薬注ユニット、洗浄液を機器内に供給するホースより構成される。

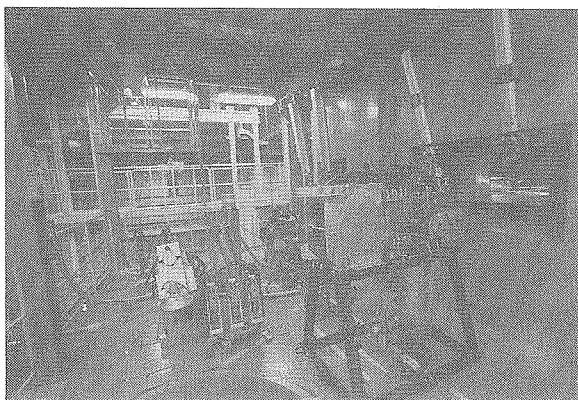


写真3 超音波除染装置

- ④ 超音波除染装置：各機器の内面に付着している汚染物を剥離除去するもので、超音波発振器、超音波振動子、振動子等をセル内で昇降させるための電動ホースリールで構成される。(写真3)
- ⑤ 監視装置：溶解槽バレル内への除染装置据え付け作業を監視するバレル用ITVと、分配器内への据え付け作業を監視する分配器用ITVで構成される。
- ⑥ 遠隔コネクタ：汚染されたセル内でホースやケーブルを脱着するため、ミニプレータによる遠隔操作で脱着可能とする遠隔脱着コネクタ。

これら装置の主な仕様を表8に示す。

#### (5) モックアップ試験結果

遠隔操作性、最適手順および方法の確認、ならびに最適除染条件の確認等を目的としたモックアップ試験を実施した。

結果として、

- ① 遠隔操作性では、除染装置およびコネクタをミニプレータ・クレーン等により、設置・撤去・分解が可能である。

表8 除染装置仕様

装置名	主要構成機器	仕様
水ジェット洗浄装置	高圧ポンプユニット	型式 3連式ブランジャポンプ 圧力 300kg/cm <sup>2</sup>
	給水タンクユニット	容量 150ℓ
スラッジ回収装置	排水ポンプ	型式 チューブポンプ 吸込圧力 760mmHg
	フィルタユニット	型式 カートリッジフィルタ
除染液供給装置 〔可搬型葉注〕 ユニット	薬品溶解ユニット	型式 縦置円筒型 送液量 0.2m <sup>3</sup> /バッチ
	投げ込みヒータ	容量 5kW
超音波除染装置	分配器底面用 超音波振動子	型式 平板型 周波数 28kHz
	シートバイブ 溶解槽バレル用 超音波振動子	型式 6角柱型 周波数 36kHz
	ITVカメラ	撮像管 CCD
遠隔脱着コネクタ	電気ケーブル用 遠隔脱着コネクタ	個数 6個
	大型ホース用 遠隔脱着コネクタ	口径 25A以上

② 手順・方法の確認では、除染装置を用いて、作業条件および各除染装置の最適操作条件のデータ収集が行えた。

③ 最適除染条件確認では、模擬汚染物の堆積物として合金粉を、付着物として鉄粉、ベンガラ等を付着させた後、除染装置を用い、機械的な除染効果の確認および装置運転の最適条件の選定を行うことができた。そして超音波除染および水ジェット洗浄装置による除去効率が実機適用可能である等、が確認できた。

以上により、本システムの実機適用化の見通しを得ることができた。

今後、除染対象物の精度の高い汚染状況の把握および作業時間の短縮を図る等の課題解決に向けた開発を進めることとしている。

## 2.4 遠隔配管工事システムの開発

### (1) 開発の経緯・課題

本システムは、機器の交換、補修等を想定し、これらに接続された配管の切断・開先加工・溶接・検査を対象とした遠隔作業技術の開発を行い、作業員の被ばく低減と作業性の向上に資することを目的としている。

開発は当初よりシステム全体の開発と平行して、部分的に実際の工事への導入の可能性を加味し、従来の作業手法と極端に変わらない方法を選択し、第1ステップとして人手により各「基本作業ユニット(工具)」をセル内に持ち込んでの作業形態、第2ステップとして「補助作業ユニット」を用いての遠隔により作業形態の順で開発を進めることとした。

### (2) 装置概要

本装置は、以下の①～③により構成される。

- ① 基本作業ユニット：配管の切断・開先加工・溶接・検査等を実施する工具類。
- ② 補助作業ユニット：基本作業ユニットを作業対象部位への取付け、取外し等の作業をするための作業用アームおよび視覚専用アーム。
- ③ 遠隔操作ユニット：上記作業ユニットを遠隔で操作・監視する操作盤およびモニターテレビ。

これらシステムの主な仕様を表9に、概要を図11に示す。

### (3) 装置取扱手順

取扱い手順としては、始めにセル内に作業アーム、視覚モジュール(対象作業～ステーション間の相互の動き等の画像情報を提供する)、ステーション(各基本作業ユニット、新配管、付帯のケーブルモジュールを収納)および補助作業ユニットを設置する。次に視覚モジュールの画像を基に、被切断物

表9 遠隔配管工事システム仕様

項目 作業ユニット	主な仕様
切断ユニット	重量 約14kg 主要材質 アルミ合金及びステンレス鋼 エアソーエクソーアクション 配管クランプ方式 エアシリング駆動(2ヶ所)
開先加工ユニット	重量 約22kg 主要材質 アルミ合金及び炭素鋼 配管クランプ方式 連動三ツ爪チャック方式
溶接ユニット	重量 約10kg 主要材質 ステンレス鋼 全姿勢配管用TIG自動溶接 電気容量 15kVA(溶接用) 配管クランプ方式 エアシリング駆動(1ヶ所)
クランプユニット	重量 約22kg 駆動装置 クランプ用 直流サーボモータ パイプ突合わせ用 エアシーリング
配管把持治具	重量 約9kg 把持力 100kg 駆動装置 エアシリング
検査装置	センサ移動装置 重量 約16kg 主要材質 アルミ合金 検査センサ 重量 約18kg センサ方式 ノンカーブラント型アレイセンサ
溶接部仕上装置	重量 約18kg 主要材質 アルミ合金(連結器除く) 塗布布材料 アラミド繊維
視覚専用アーム	アーム部寸法(mm) 全長1805mm 視覚ヘッド部径(mm) Φ52 重量 約70kg 主要材質 アルミ合金 自由度 8関節 視覚ヘッド部カメラ CCD1/2インチカラーテレビ
視覚モジュール	立体カラーカメラ 2/3インチカラーテレビ リモート雲台 水平回転角度 0°~320° 垂直回転角度 ±45° 照明 100W
作業アーム	寸法(mm) 697×975×2072(伸縮時) 重量 460kg 主要材質 アルミ合金、ステンレス鋼 自由度 7 アーム形式 水平極座標式伸縮アーム

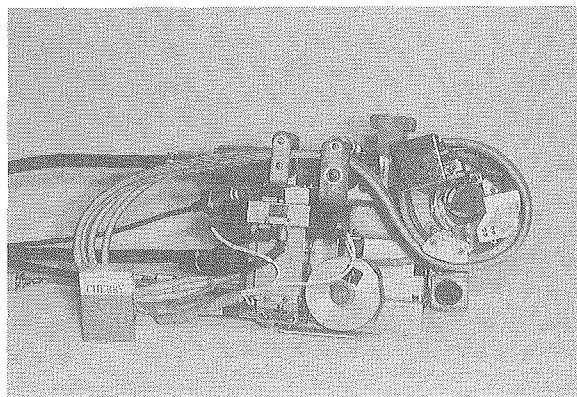


写真4 溶接ユニット

に落下防止のクランプユニットを取付け、視覚専用アームで切削位置を確認しながら、ノコ刃を持つ切削ユニットにより切削する。

また、切削部の加工は開先加工により行った後、溶接ユニットにより溶接作業を行う。(溶接ユニットを写真4に示す) 酸化皮膜の除去および溶接部の脱脂を溶接部仕上げ装置により行い、溶接部の健全性を超音波探触子をもつ検査装置により確認する。これらの切削、開先加工、溶接、仕上げ、検査の各基本作業ユニットは、前述のステーションにセットされており、補助作業ユニットの作業アームを遠隔操作ユニットにより操作することにより、25A~50Aの配管作業に対応可能で、その溶接品質は、垂直・水平配管とも再処理施設等の溶接技術基準に合格す

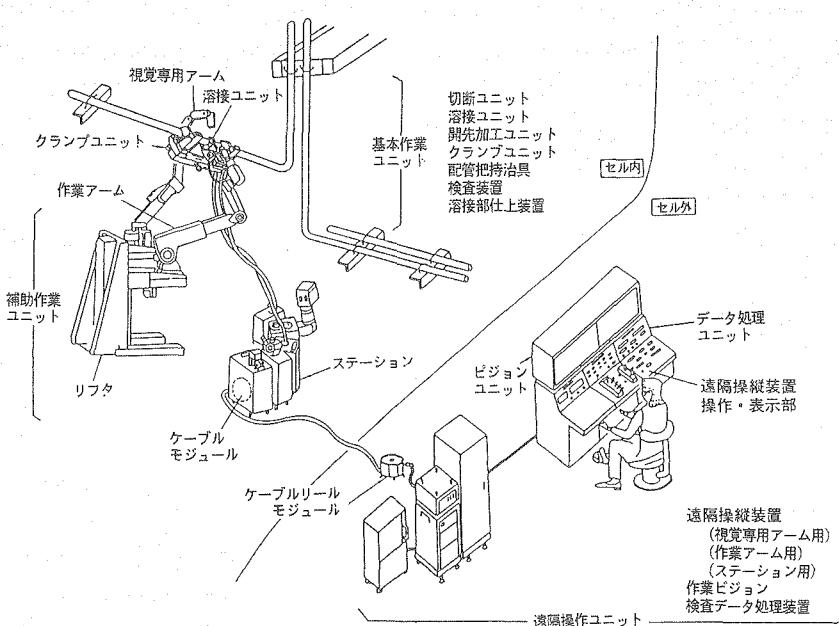


図11 遠隔配管工事システム概要図

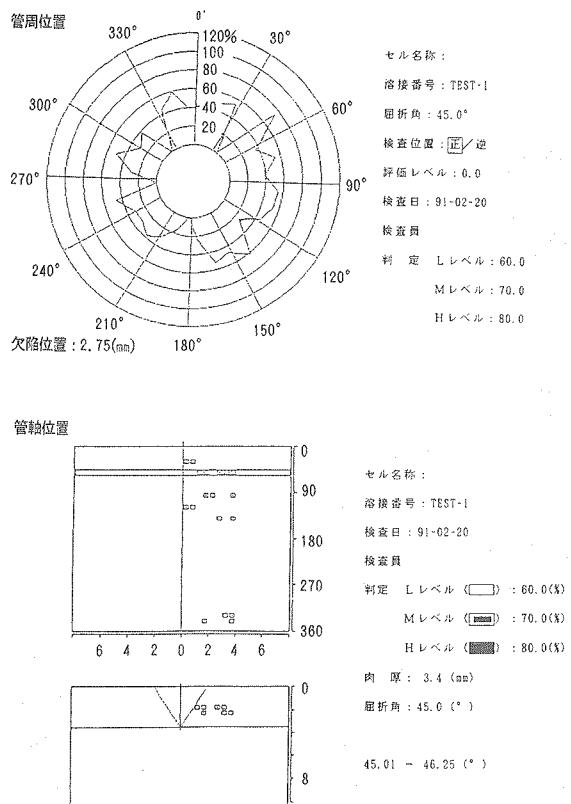


図12 欠陥位置データ

るものである。

#### (4) 装置性能

本システムのうち、検査装置には接触媒質を用いないノンカプラント型超音波探触子を採用した。そして、この装置の欠陥検出能は、前記の技術基準を満たすものであり、検査データ処理装置により、傷の有無や位置が直接に判断できる欠陥位置データを示すことができる。図12に欠陥位置データの例を示す。管周位置表示では、測定箇所の円周断面上のどの角度にどれだけの大きさの反射波が現れたかを示すもので、この図では、50°方向に70%レベルの反射波を検出している。また、管軸位置表示では、各測定箇所における円周断面の反射波のレベルを展開して表示するもので、軸方向の欠陥位置を判定するものとなっている。

今後、本開発は、次のステップとしてシステム全体の高度化（安全性・信頼性の向上）を図ることとしている。

### 3. セル内検査技術開発

#### 3.1 開発の背景

再処理工場のセル内にある機器に対し、予防保全を中心とした設備管理技術の強化を進める観点か

ら、高放射線下にあるセル内を遠隔的に点検する装置の開発を進めている。

セルは放射性物質を閉じ込めるため、容器・コンクリートセル、および建物からなる、いわゆる三重のコンテインメントの思想を取り入れている。また、セル床および壁の必要な部分にはステンレス製受け皿（ドリップトレイ）を備え、万一容器からの放射性物質漏洩が生じた場合でもセル外に流出させない構造となっている。したがって、プロセス機器およびドリップトレイの健全性確認は、施設の長期安定運転、コンテインメントの維持等の上で重要であり、これらの点検を遠隔的に実施することは、作業員の被ばく低減および作業能率の向上による検査期間の短縮化に資することとなる。

遠隔的点検を実施するには、セル壁に設けられた小口径のインターベンションチューブを介さなければならず、“テレオペレーターシステム”（取り扱う対象に対して人間が直接的に手を触れずに、離れた所から間接的に取り扱うための道具や装置、あるいはそれを操作する人も含めたマン・マシン・システム）等を調査点検する必要があった。

これらのシステムは各国の原子力研究所等で開発が行われているが、小開口部を利用する小型装置の開発については例がなく、動燃事業団で独自に開発を進めている。

なお、この開発ではすでに再処理工場内の対象セル毎にいくつかのタイプを試作・供用している。

#### 3.2 多自由度アーム型セル内点検装置<sup>5)</sup>

##### (1) 装置概要

本装置は、小開口部からの検査装置挿入に際しセル内障害物が多く、障害物回避動作が必要なセルを対象とし、セル内およびドリップトレイの外観検査を行うものである。

##### 1) 装置構成

本装置は、以下の①～⑥により構成される。

- ① 多自由度アーム部：先端にITVカメラおよび放射線量率計を備えた観察装置、および6関節の多自由度アームを有する。
- ② 挿入アーム部：多自由度アーム部を支持し小開口部から挿入するうえでの、内部干渉物を回避する機能を有する。
- ③ 駆動装置：挿入アーム部と多自由度アーム部を駆動させる装置。
- ④ 制御装置：駆動装置を制御する装置。
- ⑤ ITVモニタ：観察装置からの画像を映す装置。
- ⑥ 情報処理装置：セル内情報を記録・把握するVTR装置。

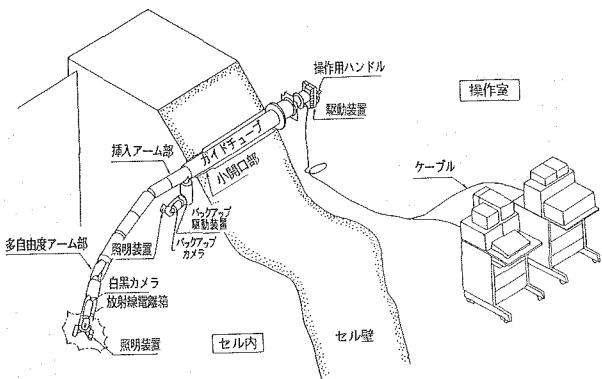


図13 多自由度アーム型セル内点検装置概要図

これら装置の本体概要を図13に、主な仕様を表10に、点検装置本体を写真5に示す。

## 2) 装置取扱手順

本装置の取扱手順は以下のとおりである。

- ① セル内干渉物を避けるため、挿入アーム部を駆動させながら、小開口部より多自由度アーム部を挿入する。
- ② 多自由度アーム部は多関節によるフレキシビリティを持ち、配管等の干渉物を避け先端のITVカメラおよび放射線量率計によりセル内点検を行う。

表10 多自由度アーム型セル内点検装置仕様

構成		仕様
多自由度アーム部	多自由度アーム	寸法: $\phi 133 \times 2063L$ (mm) 関節数: 6関節 稼働範囲: 組合 上下±100° 左右±100° 方式: フレキシブルシャフト手動回転式 重量: 約35kg
	観察装置	方式: ITVカメラ方式: (白黒) 解像度: 水平550本以上 照明: 約180lux 以上(15m) 重量: 約3kg
	放射線測定装置	方式: 電離箱式 重量: 約1kg
挿入アーム部	挿入アーム	寸法: $\phi 133 \times 1455L$ (mm) 駆動方式: ハンドル手動回転式 (カウンター付) 重量: 約45kg
	バックアップ装置	方式: 耐放射線カラー-ITVカメラ 解像度: 水平250本以上 照明: 100V × 360W ハロゲン1個 稼働範囲: チルト角度 0 ~ 150° パンニング角度 ±60° 重量: 約15kg
駆動装置	駆動装置	寸法: 500 × 150L (mm) 重量: 約20kg
情報処理装置	モニター	形式: ITV用 : 接触センサ用 : 放射線測定装置用 重量: 約21kg
	ビデオ	形式: Uマチック方式 重量: 約30kg

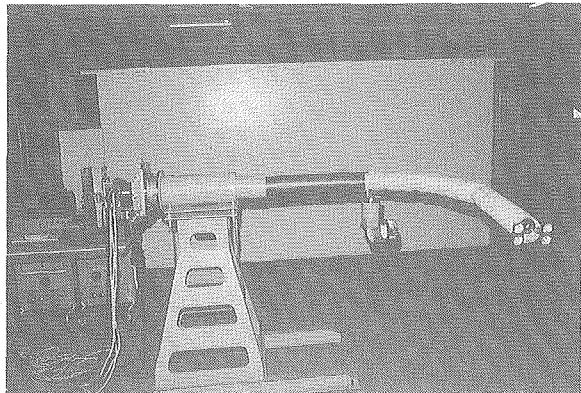


写真5 多自由度アーム型セル内点検装置

## 3) 装置性能

本装置の性能として、以下の4点が挙げられる。

- ① 6関節を有する多自由度アームの動作範囲が上下左右とも±100°である。
- ② セル内壁より約15m先の1mm程度の外観異常の有無を識別可能であること。
- ③ 多自由度アームのフレキシビリティと合わせ、各関節に4個ずつの接触センサーを取り付け、警報ランプおよびブザーにより障害物との干渉を知らせることにより損傷なく挿入回収操作ができるなどである。

## 3.3 床面走行型セル内点検装置

### (1) 装置概要

本装置は、小開口部からの検査装置挿入に際し、セル内障害物が少なく走行車をセル床面に降ろすことができるセルを対象とした検査装置で、セル内床面に設置されているドリップトレインの健全性を、外観検査、超音波探傷法により確認するものである。

### 1) 装置構成

本装置は、以下の①~④により構成される。

- ① 走行車: 検査装置等を搭載し、ドリップトレイン上を移動する装置。
- ② バックアップカメラ: セル内における走行車の状況等を監視する装置。
- ③ 挿入回収装置: 小開口部を通し走行車をセル内に挿入するとともに、ケーブル送りの処理を行う装置で、これらを自動で行う自動回収システムを採用している。
- ④ 制御装置: セル外において上記の装置を制御する装置。

これら装置の主な仕様を表11に、全体概要を図14に示す。

表11 床面走行型セル内点検装置仕様

名 称	仕 様
① 走 行 車	<p>本 体 駆動方式：車輪駆動式（前輪操舵、後輪駆動式） 走行速度：0～50mm/S 外 形：110mmW×627mmL×110mmH 重 量：12.8kg</p> <p>TVカメラ 撮像管：2/3インチ 解像度：水平350本以上 映像色彩：カラー 耐放射線性：<math>10^4</math>R（集積線量）</p> <p>検査システム 検査センサ：ノンカプラント式超音波探触子 測定法式：上下直動押付型 測定可能板厚：1.0mm以上 清掃装置：ブラシ回転型・固定型併用方式 自動走行システム 自動追従：溶接線自動追従（画像処理方式） 位置検知：エンコーダ距離検出（モニタップ上表示）</p>
② バックアップカメラ	<p>映像素子：2/3インチ 解像度：水平350本以上 映像色彩：カラー 稼働範囲：パン±90°、チルト0～150° 外 形：Φ133mm×450mmL 重 量：約6.4kg</p>
③ 挿入回収装置	<p>挿入回収部 挿入回収方式：収納カバー開閉式 外 形：Φ150mm×1925mmL 重 量：約28kg</p> <p>ケーブル収納容器 接続部：容器間接続ベローズ方式 外 形：Φ535mm×760mmL×690mmH 重 量：約68kg</p>
④ 制 御 盤	操作盤 情報処理装置

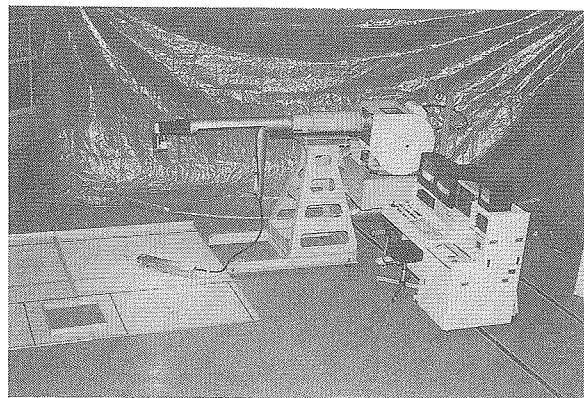


写真6 床面走行型セル内点検装置

また、装置全体を写真6に示す。

### 2) 装置取扱手順

本装置の取扱手順は以下のとおりである。

#### ① 走行車およびバックアップカメラを収納した

挿入回収装置を小開口部に挿入し、バックアップカメラにより監視しながら走行車をドリップトレイ上に降ろす。

#### ② 走行車はドリップトレイ上の溶接線を自動走行し目視点検、超音波板厚測定を実施する。

### 3) 装置性能

本装置の性能としては、

#### ① 検査性能として、ノンカプラント型超音波探

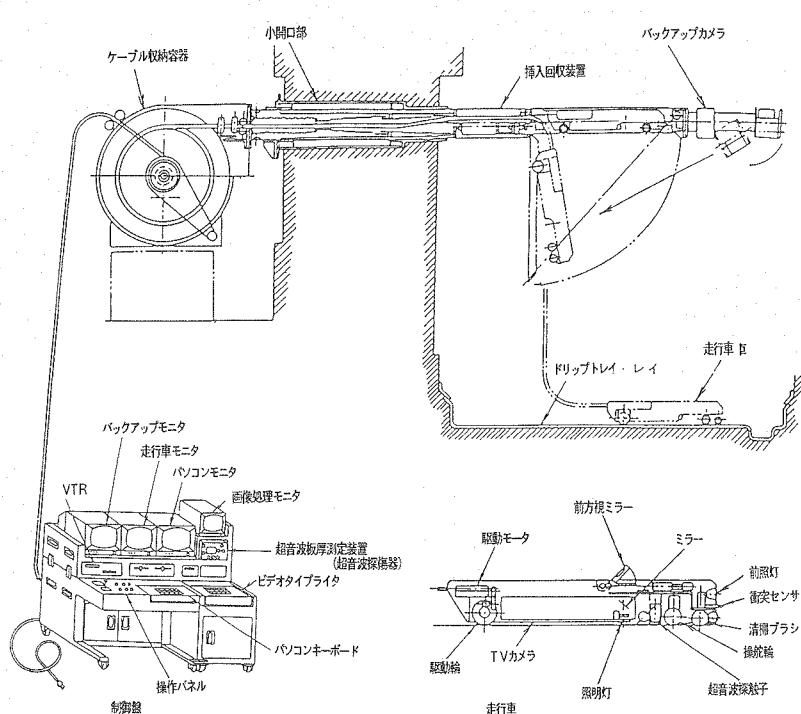


図14 床面走行型セル内点検装置概要図

- 触子により最小1mmの板厚測定が可能であること。また、走行車TVカメラにより巾0.1mm以下のスリット状欠陥の検出が可能であること。
- ② 画像処理による溶接線自動追従走行およびエンコーダーによる自己位置検出が可能であること。
- ③ 上部にある前方視ミラー破損防止用衝突センサにより、警報ランプおよびブザーの作動とともに走行車が自動停止すること。

等が挙げられる。

なお、本開発では、セル内環境をモニタリングするのに必要な装置に関し設計を行い、

- ① 走行車に搭載した放射線量率計による空間線量データをマップ化する自動セル内空間線量マップ作成装置。
- ② セル内床面における汚染状況を把握するための自動スミヤ装置。

の二点についても技術検討を行い、適用可能な見通しを得た。

### 3.5 空間走行型セル内点検装置

#### (1) 装置概要

本装置は、高放射性廃液貯蔵セル内天井に設置されているガイドトラックを利用して移動し、貯槽の健全性を検査することを目的とした装置で、対象貯槽の外観検査および体積検査を行うものである。

##### 1) 装置構成

本装置は、以下の①～⑤により構成される。

- ① 走行装置：ガイドトラック上を移動走行し、かつセル内状況を観察する装置。
- ② 検査装置：カメラによるセル内機器等の外観検査や、電位差法測定装置による貯槽溶接部、もしくは近傍の体積検査を行う装置。
- ③ ケーブル処理装置：装置付帯ケーブル等の送り出し・巻き取りを行う装置。
- ④ 照明装置：外観検査やセル内状況をカメラにより観察する場合に必要な照度を与える装置。
- ⑤ 制御装置：セル外において各種構成装置を操作制御する装置。

この装置の全体概要を図15に、主な仕様を表12に示す。

##### 2) 装置取扱手順

本装置の取扱手順は以下のとおりである。

- ① 小開口部とセル内ガイドトラックの間に乘換え装置（未製作）を接続し、点検装置を小開口部内に進行させる。
- ② ケーブル処理装置を小開口部フランジに取付け固定する。

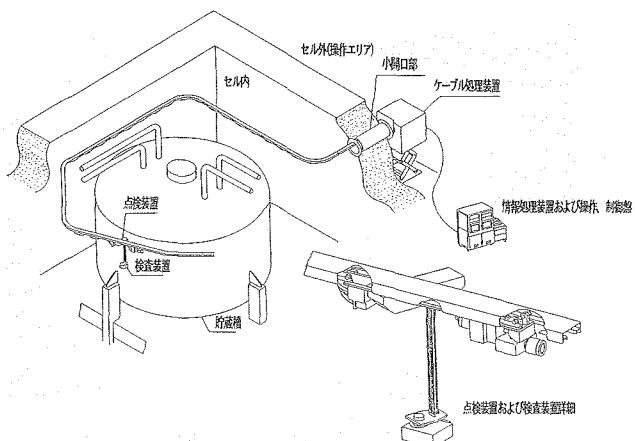


図15 空間走行型セル内点検装置概要図

- ③ 走行車をセル内に進行させ、走行車に設置されたセル内点検カメラにより監視しながら、検査対象部の上部に走行車を停止させる。
- ④ セル内点検カメラにより検査装置が貯槽にアクセスする際の安全性を確認する。
- ⑤ 検査装置は走行装置より吊り下げられ、外観検査をITVカメラで、体積検査を電位差法(PDM)測定装置により実施する。
- 写真7にガイドトラックを走行する走行装置および検査装置を示す。

表12 空間走行型セル内点検装置仕様

名 称	仕 様
① 走 行 装 置	走行車 走行方式：車輪駆動方式（ケーブル押込式と併用） 走行速度：最大4m/min（連続可変） 全体監視カメラ 方 式：カラーITVカメラ 撮像方式：2/3インチMOSカラーイメージセンサ 解 像 度：水平340本以上 柔軟機構：パン；±180°、 チルト；0～−90°
② 検 査 装 置	方 式：検査ヘッド吊り下げ式（コンベックス） アーム駆動範囲：旋回±90°、昇降ストローク0～4.6m アクセス方式：電動旋回式 測定部旋回角：±45° 固定方式：真空吸着式（吸引力1kg以上） センサ押付方式：バネ押付式 外観検査：CCDモノクロITVカメラ 内部検査：直流電位差法
③ 照 明 装 置	セル内点検カメラ用 測定部カメラ用
④ ケーブル処理装置	収納方式：リール巻取式 送出方式：ケーブルガイド駆送り式 送出速度：最大4m/min（連続可変）
⑤ 制 御 装 置	操作・制御盤 情報処理装置

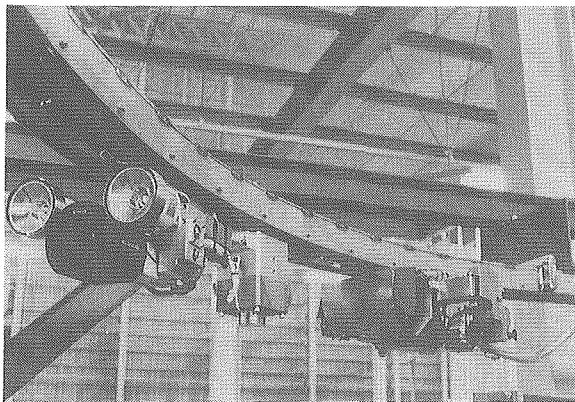


写真7 走行装置および検査装置

### 3) 装置性能

本装置の性能として、

- ① 電位差法による欠陥検出能として、10%の減肉が検知可能である。
- ② 走行装置のアーム旋回機構および検査装置の旋回装置との組み合わせにより、±135°の範囲で検査面にアクセスできること。
- ③ 走行位置、セル内点検カメラの方向、検査装置の昇降位置および旋回角度の操作盤上への表示機能を持たせ運転操作を容易なものとしていること。

等が挙げられる。

このPDM検査装置については検査能力の向上のため、欠陥評価プログラムを作成し、欠陥の形状寸法等を把握できるシステム構成を目標に開発を進めることとしている。

今後は実機適用に向けての信頼性、性能の向上を目指し、セル内点検装置の完成度を高めていくこととしている。

### 4. おわりに

以上のように本遠隔補修・除染・検査技術の開発においては、再処理施設におけるセル内機器の補修や検査に伴う被ばくの低減、省力化、作業期間の短縮等に有効な技術の確立に見通しを得ることができた。今後は、これまでに実施した技術開発の経験を踏まえ、技術の信頼性、効率化の向上を図るとともに、実機適用に備えたシステム全体の完成度を高めて行く予定である。

本件は、東京電力㈱を幹事会社とした電力9社および日本原電㈱との共同研究「長期安定運転に係わる再処理技術開発研究」として実施したものである。

本研究の実施に当たり、貴重な時間を割き、御指導、御協力を頂いた関係各位の御尽力に深く感謝したい。

### 参考文献

- 1) 石橋、齊藤、他 日本国際学会91年秋の大会 再処理施設の遠隔補修・検査技術開発(I) 大型塔槽類の解体・撤去・据付技術の開発(その1) 予稿K 5、(1991)。
- 2) 石橋、水林、他 日本国際学会92年春の年会 再処理施設の遠隔補修・検査技術開発(II) 大型塔槽類の解体・撤去・据付技術の開発(その2) 予稿B 30、(1991)。
- 3) 安、齊藤、他 日本国際学会91年秋の大会 再処理施設の遠隔補修・検査技術開発(III) 除染技術の開発(その1) 予稿K 6、(1991)。
- 4) 衣旗、馬場、他 日本国際学会92年春の年会 再処理施設の遠隔補修・検査技術開発(IV) 除染技術の開発(その2) 予稿B 31、(1991)。
- 5) 石橋、萩野谷、他 日本国際学会92年秋の大会 再処理施設の遠隔補修・検査技術開発(V) セル内点検装置の開発(その1) 予稿G 56、(1991)。



# 大型照射後試験施設における 試験装置の開発

岩永 繁 中村 保雄 金井 和樹  
小高 英男

大洗工学センター燃料材料開発部

資料番号：86-3

Development of the Post-Irradiation Examination Equipment for the Large Scale Fuel Monitoring Facility

Shigeru Iwanaga Yasuo Nakamura Kazuki Kanai  
Hideo Kodaka  
(Fuels and Materials Division, O-arai Engineering Center)

動燃事業団大洗工学センターでは高速原型炉「もんじゅ」の炉心構成要素等の照射後試験のため、現在建設を進めている大型照射後試験施設（FMF増設施設）に設置予定の内装設備および試験装置の開発を進めてきた。開発項目としては試験の迅速化、高度化、遠隔操作・保守技術の確立、セル内での燃料搬送の自動化および試験装置の多機能化を行った。さらに新たな試験項目である燃料ピンの渦電流探傷技術、集合体のX線CT検査技術の開発も行った。本報告では特に開発要素の高いセル内クレーン設備、集合体試験設備、ピン試験装置およびX線CT検査装置の開発を中心に報告する。

## 1. はじめに

高速炉実用化の課題は安全性を確保しつつ経済性向上を実現することにある。特に燃料は取替品であることからその性能および設計裕度を確認することにより、高性能化をはかることが不可欠である。

「もんじゅ」燃料は「常陽」に比べ大型になるため、大型照射後試験施設（平成3年5月着工）を建設中であり、ここに設置する内装設備や試験装置の開発を並行して進めている。

装置の開発に当たっては、新しい照射後試験技術の試作評価を行うとともに、最新のロボット技術やメカトロ技術を調査検討し、FMF既設施設で実績のある試験技術にそれらを取り込むことにより試験の迅速化、高度化および装置のコンパクト化を図った。本報告では、セル内クレーン設備、集合体試験装置、ピン試験装置およびX線CT検査装置の開発状況を報告する。

## 2. 設備の概要

大型照射後試験施設には、照射済の燃料集合体等の移送やセル内機器の遠隔操作を行う内装設備と燃料の非破壊試験を行う試験装置が設置される。図1に鳥瞰図を示す。

内装設備は、集合体グリッパ等の試料取扱設備、セル内クレーン設備、トランクスファーカート等の機器移送設備、放射線遮蔽窓およびマスタースレーブマニピュレータ等の遠隔操作機器から構成され、セル内クレーン設備については燃料の自動搬送ができるようになる。

試験装置は集合体の寸法検査や解体を行う集合体試験装置、集合体から取り出した燃料ピンの非破壊検査を行うピン試験装置および集合体の断層写真撮影を行うX線CT検査装置で構成される。

これらの装置の開発によって照射後試験の高度化と試験作業の省力化を達成し、さらにFBR燃料集合体特有なBDI（燃料ピン束とラッパ管の機械的相互作用）の解明に有効な断層写真が得られるようになる。

## 3. セル内クレーン設備

### 3.1 構成

セル内クレーン設備は、インセルクレーンとパワーマニピュレータから構成される。インセルクレーンは天井走行型のクレーンである。パワーマニピュレータは、先端にロボットアームを取り付けることでセル内の機器のメンテナンス等を行うことができる。

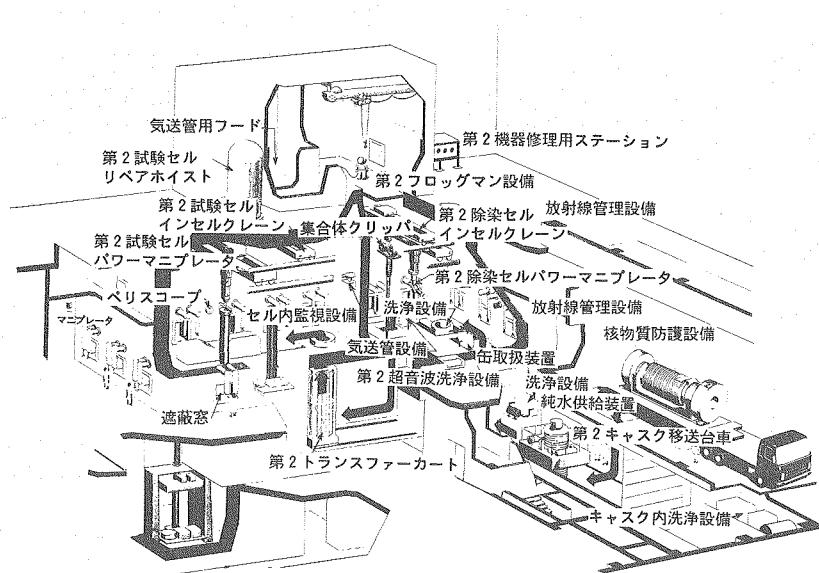


図1 大型照射後試験施設設備機器配置図

き、また、試料搬送用フックを取り付けることにより試料の自動搬送が可能となる。なおロボットアーム、搬送用フックともセル内において遠隔での分解組立が可能である。

### 3.2 自動化機能

大型ホットラボのセルに設置するパワーマニピレータは、手動運転制御を行っているのが普通である。しかし、本施設では照射後試験の効率化、試験に必要な試料の選択、移送を正確かつ迅速に実施するため、計算機の指示により、定められた場所を自由に移送できる自動搬送機能を持たせている。この自動搬送精度は、試験装置と搬送物の取扱いを考慮して±3 mmを設定した。この値は、パワーマニピレータのような大型搬送機器にとって、非常に高精度な値となる。

### 3.3 自動化対応の検討

パワーマニピレータの自動搬送を問題なく行うには、搬送精度をいかに再現させるかが重要である。このため上下駆動の位置検出には図2に示すタグラインケーブル方式のレゾルバを採用した。従来の駆動モーターに直結したレゾルバでは、伸縮チューブの各段毎の誤差を積算するため、必要な搬送精度を確保することが困難となる。しかし、タグライン方式では、伸縮チューブの先端とレゾルバをタグラインで接続するため、段数による誤差は解消された。また、走行および横行の位置検出には、図3に示すラック&ピニオンとレゾルバの複合機能を持たせることにより直線動作を正確に再現でき、搬送精度±3 mmの目標を達成することができた。

### 4. 集合体試験装置

集合体試験ではラッパ管の変形、表面状況等の詳

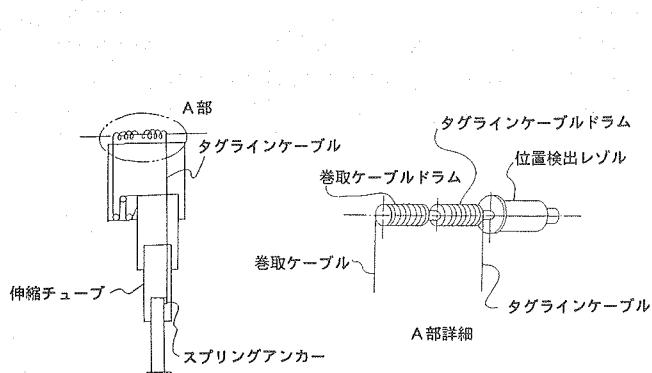


図2 タグラインケーブル方式

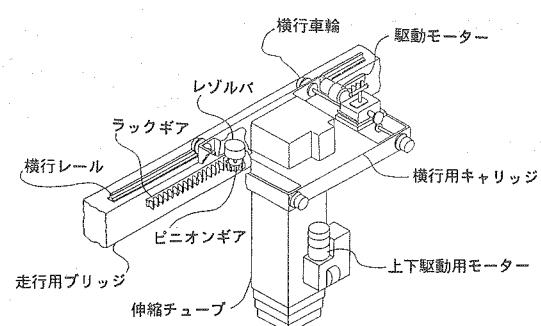


図3 走行、横行位置検出機構

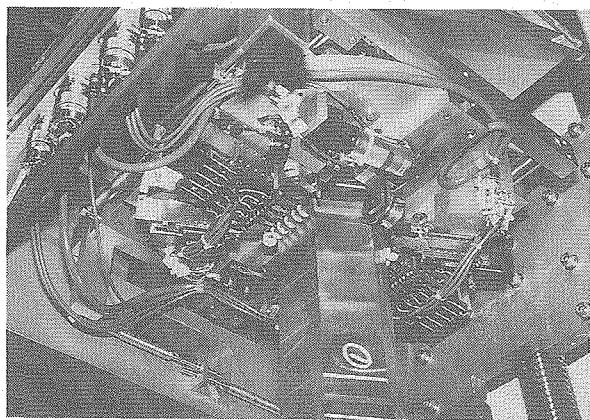


写真1 集合体寸法測定ヘッド

細な照射データを取得する。

寸法・外観検査および解体検査は、縦置きの集合体を冷却しながら行う。寸法測定では燃料寿命の決定因子であるラッパ管の照射変形を正確に測定する必要がある。このため、1回の走査で対面、頂角、曲りおよび捩れの実測ができる寸法測定ヘッドを考案した。試作ヘッドを写真1に示す。外観検査ではセル内設置のハイビジョンカメラを導入する。解体検査ではラッパ管の引抜力も測定するほか、燃料ピンバンドルの頂部をハイビジョンカメラを使って詳細に観察できる。これらの試験はすべて1台の縦型試験装置に集約し、装置の合理化を図った。

なお、解体後の部材切断等の作業は、横型試験装置で行う。

## 5. ピン試験装置

ピン試験では燃料ピンの変形、被覆管材料や燃料ペレットの照射挙動を非破壊で検査する。

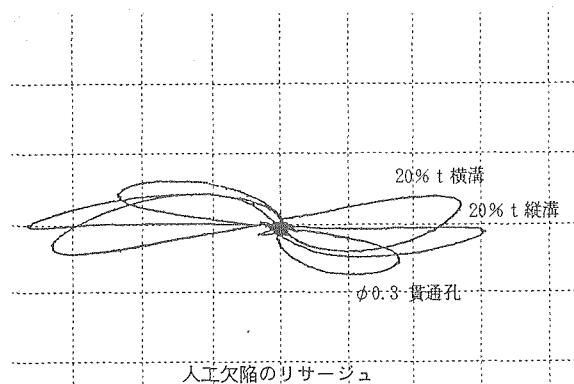


図4 「もんじゅ」被覆管の過電流試験

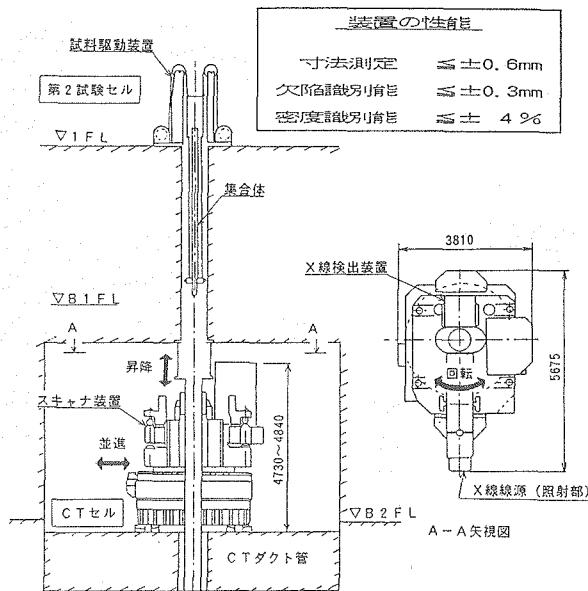


図5 X線CT検査装置

「もんじゅ」燃料ピンは「常陽」の1.8倍長くなることに加え高い燃焼度で使用される。したがって、照射変形を測定し評価することは燃料健全性においてきわめて重要なことである。各測定装置におけるピン取扱い作業は、従来、すべて熟練試験員の遠隔操作で行われてきたため、いかにしてこの作業を自動化し、大量の試験データを収集するか、また装置の小型化が本装置開発の最大の課題となっていた。

このため、熟練作業員に代わってこれを行なうスカラ型ロボットと自動搬送用の容器（燃料ピン30本収納）を試作し評価することで、全自動化の目標を達成することができた。試験ステージは複数の測定部を搭載できるため、重量測定、形状測定、寸法測定、 $\gamma$ スキャン、渦電流試験および詳細外観検査の各測定部等を3ステージに集約することができ、装置の小型化目標を達成した。

なお、渦電流試験は微細欠陥の高速探傷を目的に新たに導入するものである。現在、応用技術の開発を行っており、 $\phi 0.3$ 貫通孔と外面傷の判別を確認している。図4に測定例を示す。

## 6. X線CT検査装置

X線CT検査では集合体内部のピン配列の乱れを非破壊で観察する。装置の概要を図5に示す。

照射済の燃料集合体は、高密度であるため鉄に換算すると30cmに相当する。加えて強い放射線線源でもあるため高エネルギーCTにおける画像性能の向上、透過X線検出における $\gamma$ 線対策およびセル内設置に伴う遠隔保守上の制限がCT検査導入の障害と

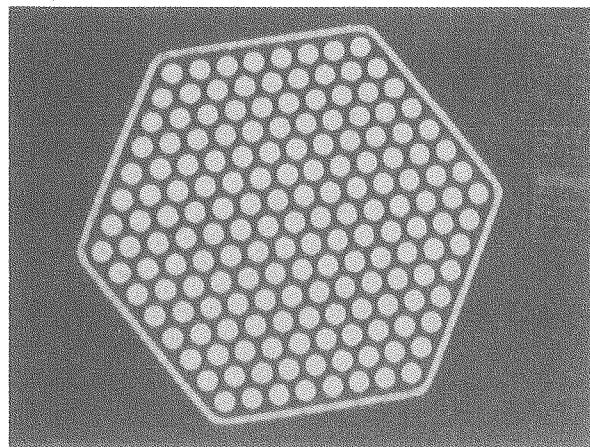


写真2 もんじゅ模擬集合体の断層写真

なっていた。

このため、0.3mm幅のコリメータを備えた透過X線検出システムを考案し、画像性能向上の前提となる要素技術を確立した。写真2は、「もんじゅ」模擬

集合体の高エネルギーCT実証試験結果である。被覆管、鉛ペレットおよび中心部の $\phi 0.3$ 穴を判別でき、画像性能が目標を満足することを確認した。

なお、CT装置をホットセルに設置するためには装置の小型化が前提となる。これを確認するため集合体回転機構を試作評価した。この機構は回転精度は満足するが遠隔保守性を図ると位置再現性の確保が困難なことが判明した。このため、基本構造の見直しを行い、X線検出系の回転スキャン方式により、遠隔保守性とスキャン精度の設計目標を達成した。

#### 7. おわりに

本装置は平成5年8月に製作を完了し、セル外性能試験、据付調整、総合試運転を経て、平成7年度から「もんじゅ」集合体の照射後試験を開始する予定である。

これらの試験によって得られたデータは、「もんじゅ」の運転に反映されるとともに、高性能燃料開発、燃料等の長寿命化に役立てられる。



# 連続重水濃度計の開発

松島 聰 森田 聰

新型転換炉ふげん発電所

資料番号：86-4

Development of Continuous Isotopic Purity Monitor of Heavy Water

Akira Matsushima Satoshi Morita  
(Fugen Nuclear Power Station)

新型転換炉ふげん発電所では、重水系樹脂交換に伴う軽水化・重水化作業において、作業の進行状況を把握し、また、作業の進行に伴って連続的に発生する劣化重水の送り先ラインの切り替え時期を判断するため、重水濃度を監視している。

これまでの作業では、重水濃度の監視を近赤外分光光度計により行っていたが、この方法では測定結果が出るまでに時間を要し、迅速に運転操作へ反映することができず、必要以上の劣化重水が発生している状況にあった。

このため、従来のサンプリング分析に替わる簡便で連続測定が可能な重水分析装置として、超音波を利用した連続重水濃度計を開発した。

## 1. はじめに

重水濃度の測定には比重測定法、振動法、屈折率測定法、赤外・近赤外吸光光度法、超音波音速測定法等さまざまな方法が試みられている。このうち新型転換炉ふげん発電所では近赤外吸光光度法による方法を、イギリスのSGHWRやカナダのCANDU炉では赤外吸光光度法による方法をそれぞれ採用しており、重水炉における重水濃度の測定は光吸收を利用した方法が主流である。

光吸收による方法は、測定精度が高く分析作業に特殊な技術を必要としないが、その反面、測定試料の温度が安定するまでは正確な結果が得られないため、測定に時間を要する。したがって連続的に変化する重水濃度の測定には向かない。

ふげん発電所では重水系樹脂交換時の軽水化・重水化作業において作業状況を把握し、発生する劣化重水の送り先ラインの切り替え時期を判断するためには重水濃度を測定している。この時の重水濃度は時間とともに変化するが、これまでには適当な測定方法が確立されていなかったため、一定の時間間隔でサンプリングを行い、近赤外による方法を用いて測定していた。

しかし、この方法では測定結果ができるまでに時間を要し、迅速に運転操作へ反映することができず、必要以上の劣化重水が発生している状況にある。また、作業は長時間にわたるため、分析作業者への負担も大きい。

このため、従来のサンプリング分析に替わる簡便で連続測定が可能な重水分析装置として超音波を利用した連続重水濃度計を開発した。

## 2. 重水系樹脂交換作業に伴う重水濃度測定の現状

### 2.1 軽水化・重水化作業の概要

軽水化作業は、ふげんの重水浄化系に使用されている重水浄化塔とポイズン除去塔の使用済樹脂を廃棄する際に、樹脂中に残っている重水を回収すると同時に樹脂中のトリチウムを除去するために実施する作業であり、図1に示すように、重水化塔上部より軽水を下降流で通水し、樹脂中の重水を重水化塔下部より回収することにより行う。

重水化作業は、重水浄化塔とポイズン除去塔の新樹脂を装荷する際に、樹脂中の軽水分（約50wt%）を重水に置換し、樹脂がインサービスされた後の系統重水の濃度低下を防止することを目的として

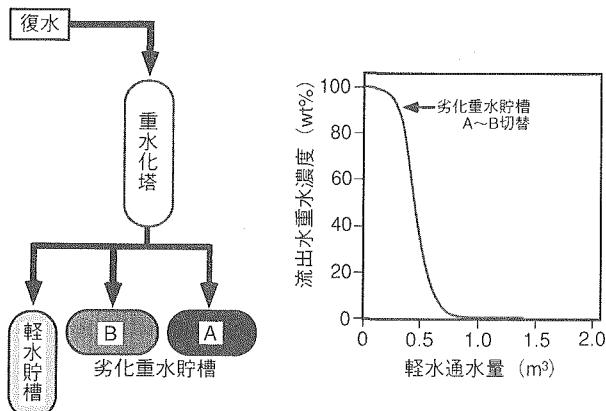


図1 軽水化作業系統図および軽水化曲線

実施する作業であり、作業は図2に示すように、重水化塔下部より重水を上向流で通水し、樹脂中の軽水分を重水化塔上部より回収することにより行う。

## 2.2 重水濃度測定作業の現状

2.1節で述べた軽水化・重水化作業では、作業状況を把握するとともに、回収される劣化重水の移送先を劣化重水の濃度レベルに応じて振り分ける判断を行うため、流出する劣化重水中の重水濃度を測定している。

重水濃度の測定は、原子炉補助建家地下2階のNo.3サンプリングフードにて10分間隔で試料をサンプリングした後、1階のホットラボへ運搬し近赤外吸光光度計を用いて行っている。

サンプリング分析は10分毎と高頻度であるため、4人の作業者がサンプリング、試料運搬、前処理、分析をそれぞれ分担して行っているが、測定結果が出るまでに1試料あたり10~20分間を要する。したがって測定データを迅速に運転操作に反映できず、必要以上の劣化重水を発生させてしまう。また、作業時間は7~8時間（重水化時）と長時間にわたるため、分析作業者の負担が大きい。

したがって重水濃度測定作業を、より効率的に行うためには以下の改善項目がある。

- (1) 測定時間を短縮する。
- (2) 測定に係わる作業を削減する。

## 3. 開発目標

2.2節の改善項目を達成するためには、サンプリング分析が不用であり、測定結果がリアルタイムに得られる連続重水濃度計の開発が必要である。

- したがって以下の項目を目標とし開発を行った。
- (1) 0~100wt%の重水が測定できること。

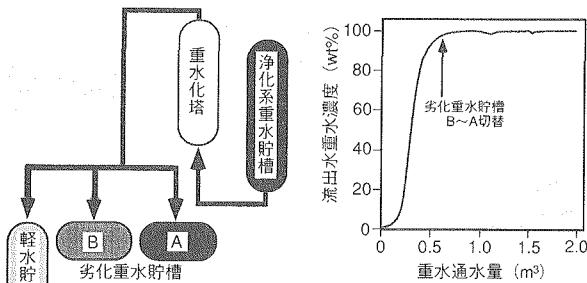


図2 重水化作業系統図および重水化曲線

- (2) ±2 wt%以下の精度であること。
- (3) 1分以内に測定結果が得られること。
- (4) 測定操作が簡便であること。
- (5) 装置構成が単純であること。

## 4. 連続重水濃度測定法の比較

最適な重水濃度測定法を決定するため、測定法の比較検討を行った。表1に各測定法の比較結果を示す。

赤外および近赤外吸光光度法は、測定精度は高いが0~100wt%の広範囲での測定を考えた場合、測定操作が複雑になる恐れがある。また、近赤外吸光光度法については過去に使用を検討したが、測定セルに気泡が混入した場合、測定不能になるという問題が発生した。

振動法および超音波法は測定精度が若干劣るが、軽水化・重水化作業における測定は十分耐えうる程度である。振動法と超音波法を比較した場合、超音波法が経済性に優れており、より簡便であるため超音波法を採用することとした。

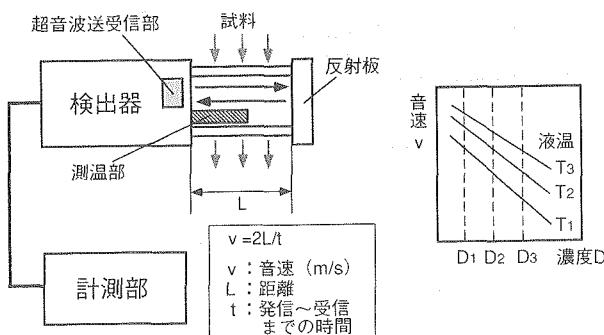
しかし、重水系のプロセス機器として超音波法の使用は初めての経験であり、実績がないため、まず重水系での使用の可否から検討した。

## 5. 超音波濃度計の概要

今回、超音波式液体濃度計として市販されていた

表1 連続重水濃度測定法の比較結果

測定方法	測定精度	簡便性	経済性	総合評価
赤外分光分析法	○ (±0.05%)	△	△	△
近赤外分光分析法	○ (±0.05%)	△	△	△
振動法	△ (±1.0%)	○	△	△
超音波法	△ (±1.0%)	○	○	○



ものを入手し、種々の検討を行った。

この液体濃度計は、液体中を伝わる超音波の音速( $v$ )が液体の濃度( $D$ )および温度( $T$ )により変化することに着目し、試料の音速および温度を測定し、あらかじめ求めておいた音速、温度、濃度の関係式より試料の濃度を算出するものである。

音速の測定には20kHz以上の超音波を使用しており、超音波送受信部より発信された超音波が試料中に伝わり反射板により反射され再び超音波送受信部へ到達するまでの時間を計測し、超音波送受信部と反射板までの距離(固定)と計測時間より音速を求めている。

また、温度は検出器に取付けられた温度センサー(熱電対)により測定している。

図3に超音波液体濃度計の構造と音速、濃度、温度の関係(例)を示す。

## 6. 適応性確認試験

重水濃度測定への適用性を確認するためコールド試験を実施した。適応可否の判断基準として、過去の作業実績より目標精度を±2 wt%とした。

表2 測定条件(重水濃度・温度と超音波伝搬速度の関係)

重水濃度(wt%)	試料温度(°C)				
	5	15	25	35	40
0.02					
28.04					
58.34					
76.58					
99.78					

## 6.1 重水濃度・温度と超音波伝搬速度の関係

超音波液体濃度計による重水濃度測定の適用性を確認するため、重水濃度と温度の変化に伴う超音波伝搬速度(音速)の変化を測定した。測定にはラボ用の超音波液体濃度計(SDM-10)を使用した。

重水濃度既知の試料(近赤外吸光度計により測定)を恒温槽に入れ、液温を5~40°Cの範囲で5段階に変化させ、それぞれの液温における音速を測定した。さらに、得られた重水濃度・温度と音速の関係を基に超音波液体濃度計を校正し、再度、試料を測定することにより重水濃度(濃度計指示)を求めた。

表2に測定条件を、写真1に試験装置外観を、図4および表3に試験結果を示す。

試験の結果、音速は重水濃度が上昇するにしたがって低くなり、液温が上昇するにしたがって高くなることがわかった。また、液温が上昇するにしたがって温度変化に対する音速の変化量が小さくなることがわかった。

校正した超音波液体濃度計による重水濃度指示と真値を比較した結果、超音波液体濃度計の指示誤差は最大で±2wt%であった。したがって、当初の目標精度を満足しており重水濃度測定へ適応可能であることを確認した。

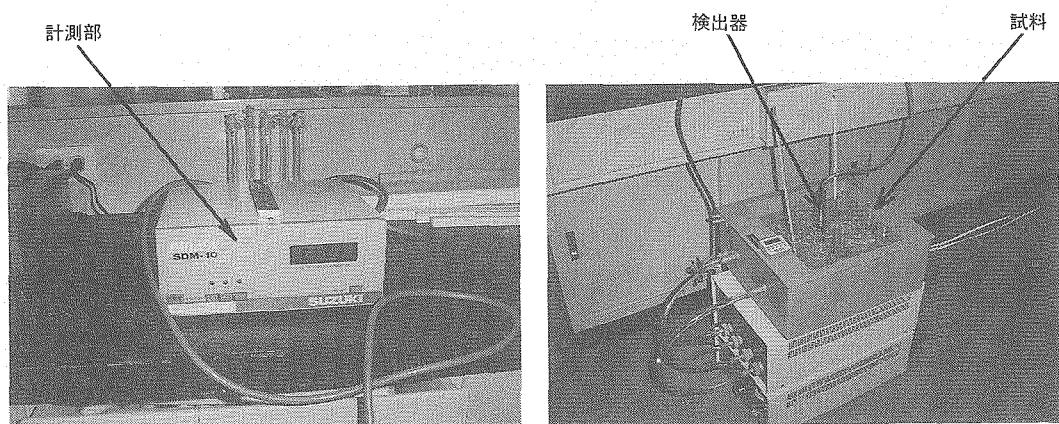


写真1 超音波式液体濃度計外観

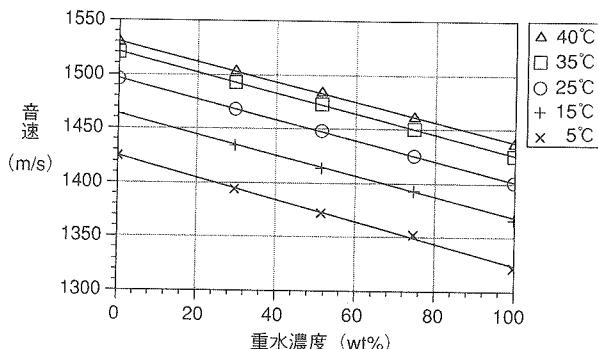


図4 重水濃度・温度と超音波伝搬速度の関係

## 6.2 試料温度変化による影響

6.1では、試料温度一定の条件下での精度確認を行ったが、本装置は試料温度と音速をパラメータとして重水濃度を出力するものであるため、試料温度が連続的に変化する条件下では、超音波送受信部と温度センサーのレスポンスにより、さらに指示誤差が生じると予想される。したがって、本試験では試料温度変化に対する重水濃度指示を確認した。

試料（重水濃度58.34wt%）を恒温槽に入れ、試料温度を約5～40°Cの範囲で連続的に変化させ、1分毎に重水濃度、音速、試料温度を測定した。

図5に25～35°Cにおける試験結果を示す。

試験の結果、試料温度が約0.6°C／分で上昇するのに対し、重水濃度の指示誤差は約1wt%であった。

なお、実際の重水系樹脂交換作業においては、試料温度が室温程度で急激な温度変化もないでの、温度変化による指示への影響は無視できると考えられる。

## 6.3 不溶性不純物による影響

重水中の配管等から発生する錆等の不溶性不純物が試料中に混入する恐れがあるため、それを想定して、試料（純水）に不溶性不純物として鉄の酸化物(Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)を0～100ppm混入し、その時の試料温

表3 重水濃度・温度と超音波伝搬速度の関係

単位: wt%

重水濃度（真値）	重水濃度指示	誤差
0.02	0.0～1.5	-0.02～+1.48
28.04	26.6～28.6	-1.44～+0.56
58.34	56.5～57.8	-1.84～-0.54
76.58	75.9～76.3	-0.68～-0.28
99.78	99.0～99.6	-0.78～-0.18

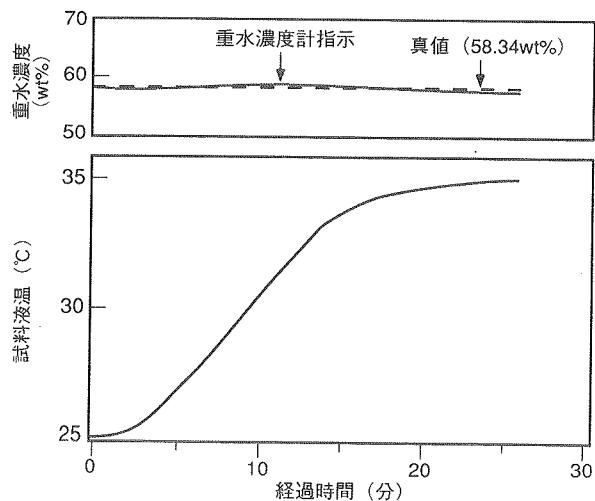


図5 試料温度変化による影響

度と音速を測定した。表4に試験結果を示す。

試験の結果、100ppmのFe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>を混入しても試料温度、音速に変化は見られなかった。また重水中の不溶性不純物濃度は0.1ppm以下なので、不溶性不純物の影響は無視できると考えられる。

## 6.4 適応性確認試験のまとめ

試験結果をまとめると以下のとおりとなる。

- (1) 超音波液体濃度計の指示誤差は最大で±2wt%であった。
- (2) 試料温度変化に対する重水濃度の指示誤差は約1wt%であった。
- (3) 不溶性不純物の混入による重水濃度指示への影響は無視できる。

## 7. 実証試験

実作業（軽水化・重水化）において、超音波濃度計と従来の近赤外吸光光度計による分析値を比較し実機としての使用方法を検討するため、第10回定期検査においてホット試験を実施した。

### 7.1 試験の概要

重水化塔サンプリングラインに超音波液体濃度計

表4 不溶性不純物による影響

Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 濃度 (ppm)	液温 (°C)	音速 (m/s)
0	24.2	1493.5
10	24.2	1493.6
100	24.2	1493.6

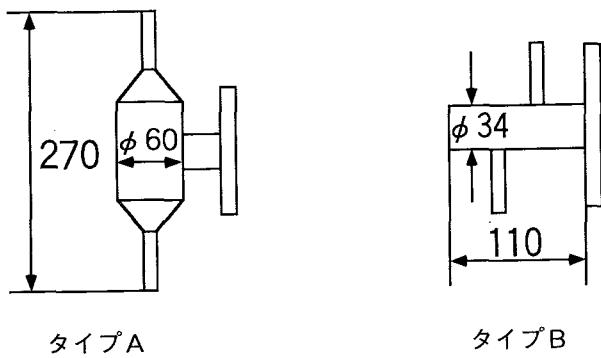


図 6 セル外観図

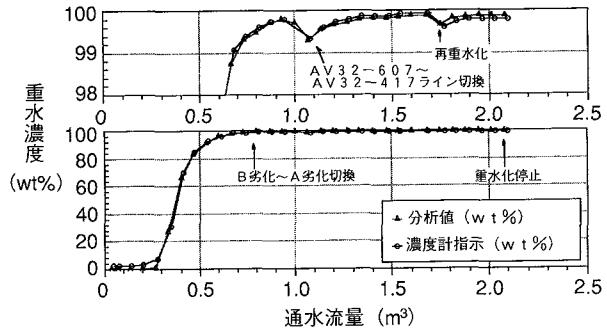


図 8 重水化時の重水濃度測定結果

(プロセス用: SDM-20AS) をインラインで取り付け、平成4年6月9日から24日の間にそれぞれ2回実施された軽水化、重水化の重水浄化塔樹脂交換作業時に試験を実施した。試験は、従来のサンプリング分析と合わせ10分間隔で重水濃度指示、音速、試料液温を記録することにより行った。また、検出器を取り付けるセル部については、気泡の発生、流速の変化による影響を考慮しアクリル樹脂製のセルを2種類用意した。

## 7.2 セルの使用結果

図6に今回の試験で使用した2種類のセルについて外観図を示す。

第1回目の試験(軽水化時)では、タイプAのセルを使用したが試験途中に気泡がセルの壁面に付着し、測定が不可能となってしまった。2回目以降の試験ではタイプBのセルを使用したがセル内の容積が小さく、流れの乱れが大きいため気泡の付着は見られず良好な結果が得られた。なお、タイプBのセルの場合に当初心配された乱流の発生による測定精度の低下は認められなかった。

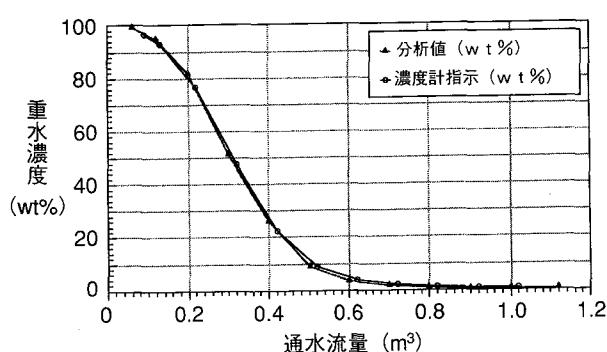


図 7 軽水化時の重水濃度測定結果

## 7.3 試験結果

図7に軽水化時の試験結果を、図8に重水化時の試験結果を示す。

軽水化時では近赤外吸光度計の測定値と超音波液体濃度計の指示値を比較した結果、超音波液体濃度計の指示値は良好な追従性を示しており、近赤外吸光度計の測定値に対し最大2wt%の差であった。また、重水化時の測定結果においても、超音波液体濃度計の指示値は良好な追従性を示しており、近赤外吸光度計の測定値に対し重水濃度上昇段階で1wt%の差、濃度が安定した状態で最大0.5wt%の差であった。

以上のことにより実作業においても当初の目標精度である重水指示誤差±2wt%以内を満足しており実機として使用できることを確認した。

試験結果をまとめると以下のとおりとなる。

- (1) 近赤外吸光度計の測定値に対し充分追従性があり、連続測定が可能であった。
- (2) 近赤外吸光度計の測定値に対する差は最大2wt%であった。

## 8. 結論

超音波液体濃度計を導入することにより、軽水化・

表 5 流速および気泡による影響

気泡の有無	流速 (cm/s)	液温 (°C)	音速 (m/s)
無	0.00	18.3	1476.5
有	0.00	18.3	1476.5
無	1.58	18.6	1477.5
無	2.99	18.8	1477.9
無	5.12	18.5	1477.0
無	8.09	18.7	1477.5
無	9.04	18.2	1476.1

重水化作業において以下の効果が期待できる。

- (1) 測定結果を迅速に運転操作に反映できる。
- (2) 作業状況をリアルタイムに把握することができ、劣化重水の発生を最小におさえることができる。
- (3) 軽水化・重水化作業でのサンプリング分析作業を大幅に軽減できる。

#### 9. おわりに

今回の試験により、本装置を連続重水濃度計として重水系樹脂交換時の軽水化・重水化作業に使用できることが確認できた。今後はサンプリングライン

の本設化等を行い、実機として採用する。

また、軽水化・重水化作業のみではなく、測定精度を向上しその他の重水濃度測定業務へ適用するため、実測データをもとにした、補正係数の見直し、試料温度の安定化、超音波出力の変更等の検討を行う。

#### 参考文献

- 1) 塚本、近藤、桜井：重水濃度測定法（新型転換炉「ふげん」発電所における管理技術2）、動力炉技報、No.30、(1979)。
- 2) 実吉純一、菊池喜充、能本乙彦 監修：超音波技術便覧（新訂版）、日刊工業新聞社



# 再処理施設における確率論的 安全評価研究の現状

野尻 一郎 成田 健

東海事業所安全管理部

資料番号：86-5

Current Status of Probabilistic Safety Analysis Application Study of Nuclear Reprocessing Facilities

Ichiro Nojiri Osamu Narita  
(Health and Safety Division, Tokai works)

確率論的安全評価(PSA)は、施設の安全性を総合的かつ定量的に評価できることから、原子炉施設ではその安全評価手法の一つとして利用されており、核燃料サイクル施設においても適用が図られているところである。海外においては、すでに商業用再処理を行っているイギリス、フランスでは、その施設の設計、許認可においてPSA手法が適用されている。

動燃事業団では、「原子力施設等安全研究年次計画」に基づき、再処理施設の総合的なPSAを実施するための評価手法の開発・整備を目的として、昭和61年度から研究を進めている。ここでは、再処理施設のPSAに係わる評価手法の開発・整備の現状について述べる。

## 1. はじめに

確率論的安全評価(PSA)は、施設の安全性を総合的かつ定量的に評価できることから、原子炉施設ではその安全評価手法の一つとして利用されている。核燃料サイクル施設においても、施設の安全性の定量化および安全裕度の明確化を目的とし、PSAの適用が図られているところである。さらに、PSAは運転手順および施設の改善、さらには将来施設の設計改良に生かすことができることから、その重要性が認識されてきている。

商業用再処理を行っているイギリス、フランスではその施設の設計、許認可において、すでにPSAが適用されており<sup>1),2),3)</sup>、ドイツでも廃棄物処分施設等の評価に適用されている<sup>4)</sup>との報告がある。また、IAEAでは、原子力施設のPSAに関する活動の一環として、核燃料サイクル施設のPSAのためのガイドラインの作成が進められており、このための技術委員会が平成4年9月にウィーンのIAEA本部で開催され、各国の核燃料サイクル施設のPSAの専門家が一堂に会して、技術的検討が行われた<sup>5)</sup>。動燃事業団もこの会合に参加し、本報で述べる再処理施設のPSAに係わる評価手法の開発・整備の現状について報告した。

動燃事業団では、「原子力施設等安全研究年次計画」に基づき、再処理施設の総合的なPSAを実施するための評価手法の開発・整備を目的として、以下に示す課題を設定し、昭和61年度から研究を進めている。

- ・信頼性データの収集・整備
- ・評価コードの開発・整備
- ・再処理モデルプラントへのPSA適用研究

## 2. 信頼性データの収集・整備

PSAでは施設の安全性を定量的に評価することから、機器故障率等の信頼性データは必要不可欠なものである。このため、原子炉施設ではPSAの有効性が評価されて以来、信頼性データの収集・整備が精力的に行われていた。これに対し、原子炉施設以外の核燃料サイクル施設については体系的にまとめられた公開資料がほとんど見当らず、また、核燃料サイクル施設が原子炉施設よりむしろ化学工業施設に近いことから、独自に化学工業等の一般産業分野を中心に公開文献データの収集・整備を行い、信頼性データベースを作成した。このデータベースは、図1に示す構造で、約120の機器に分類された約2300のデータが記録されている。さらに、この

フィールド	フィールド名	型	長さ	(解説)
1	機器分類	C 文字型	20	機器分類の名称
2	機器名称	C 文字型	20	機器名称の名称
3	型式	C 文字型	20	型式
4	用途	C 文字型	20	用途
5	規格	C 文字型	20	規格
6	FAILMODE	C 文字型	20	故障モード
7	故障率H I	C 文字型	4	故障率の最大値等
8	故障率M I	C 文字型	4	故障率
9	故障率L I	C 文字型	5	故障率の最小値等
10	E I	C 文字型	3	故障率の指數部
11	単位1	C 文字型	4	故障率の単位
12	修理時間H I	C 文字型	4	修理時間の最大値等
13	修理時間M I	C 文字型	4	修理時間
14	修理時間L I	C 文字型	5	修理時間の最小値等
15	E 2	C 文字型	3	修理時間の指數部
16	単位2	C 文字型	4	修理時間の単位
17	文献番号	C 文字型	6	文献番号
18	備考	C 文字型	20	備考
19	PLANT	C 文字型	10	適用分野の略号
20	R I - 4	C 文字型	4	データの出典の略号
21	NOMINAL	C 文字型	25	

図1 信頼性データベースの構造

データベースおよび原子炉施設を対象にIAEAが作成したデータベース<sup>6)</sup>からフォールトツリー解析(FTA)のためのデータが容易に作成できるようパソコンベースの信頼性データベース管理システムを開発した。

### 3. 評価コードの開発・整備

再処理施設等の核燃料サイクル施設は、非密封の放射性物質を移動させ、コントロールしつつその性状や形態を連続的に変化させ、その最終目的に合った状態にするための化学プラントである。再処理施設の安全上の特徴を原子炉施設と比べると、その潜在的エネルギーははるかに小さいものの、取り扱う放射性物質に液体や気体の占める割合が大きく、化学的性状が多岐にわたり、各工程に広がりをもって存在している。このため、再処理施設の安全評価で

想定される事象は、原子力施設固有の事象に加えて、化学プラントとしての事象も対象となるため、種類が多く、さらに、放射性物質を非密封で処理することから、閉じ込め機能の喪失も想定される事象となる。再処理施設のPSAにあたっては、各工程についてこれらの事象を工学的に解析するためのコードが必要になる。また、換気系の挙動が放射性物質の放出量に大きく影響することから、このための解析コードが必要となる。なお、発生確率解析については、原子炉施設と同様フォールトツリー・イベントツリーにより評価が行われる。このため、本研究では、海外の再処理施設のPSA研究<sup>7)</sup>等を参考とし、評価手法を図2に示すように体系化し、評価コードの開発・整備を行っている。これまでに、換気系評価コードとして放出ツリーを用いる解析コードSTAR<sup>8)</sup>およびRIDO<sup>9)</sup>、システム解析コードとしてフォールトツリー・イベントツリー解析コードFTL<sup>10)</sup>、事象解析コードとして火災解析コードFIRAC<sup>11)</sup>等の導入・整備を実施した。さらに、これらのコードを次に述べる再処理モデルプラントのPSAに用いて、その適用性の検討を行っている。

### 4. 再処理モデルプラントへのPSA適用研究

本研究では、再処理施設のPSAを念頭において整備している各種データおよび評価手法、評価コードの適用性、課題等を検討するため、再処理モデルプラントを設定しPSA手法の適用研究を実施している。ここでは、適用研究での評価手順を、溶解工程を対象とした試解析<sup>12)</sup>を例として紹介する。

システムモデルの作成：試解析の対象とした溶解工程のフローシートを図3に示す。このフローシー

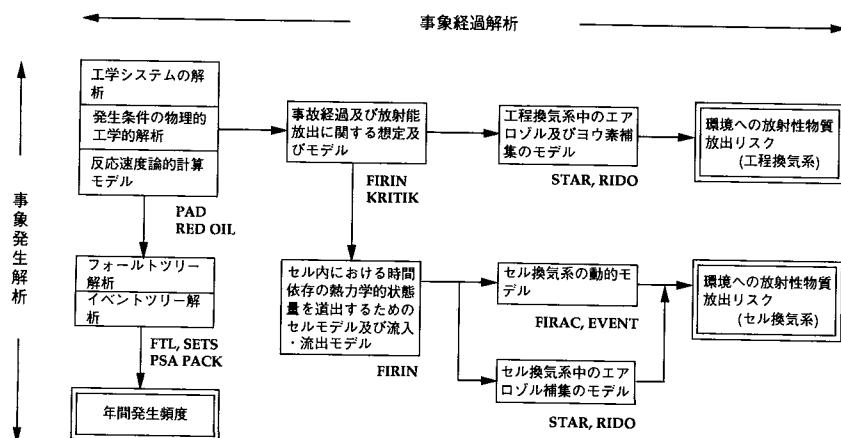


図2 再処理施設PSA適用研究における評価コード体系

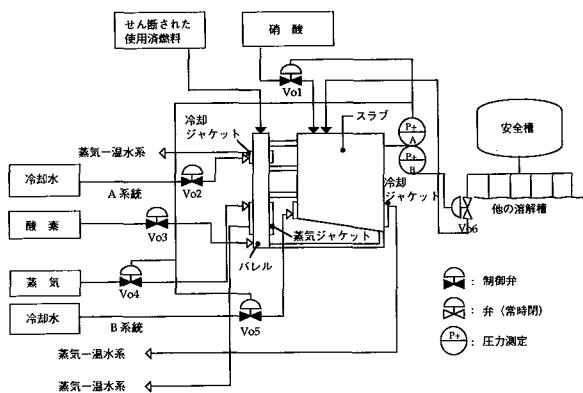


図3 溶解工程のフローシート

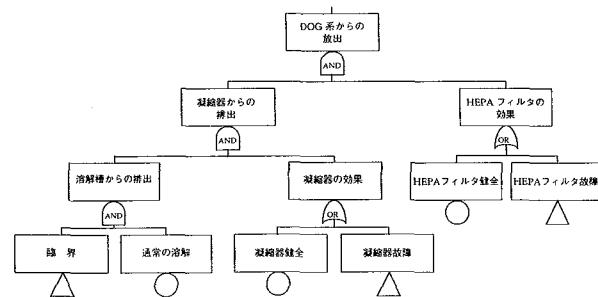


図5 溶解オフガス工程の放出ツリー（一部）

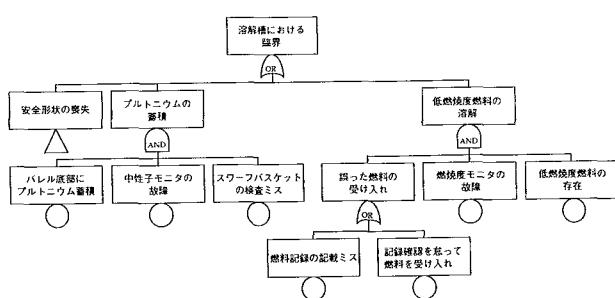


図4 溶解槽における臨界のフォールトツリー（一部）

トは、東海再処理工場(TRP)の設計等を反映でき、かつ商業プラントへの適用も可能となるように設定した中規模モデルプラント (TRPの約3倍の処理能力) のものである。

事故発生確率の定量化：溶解工程を対象とした試験では、事故発生シナリオの検討、起因事象の検討を行い、事故事象として溶解槽の臨界を想定し、

これを頂上事象として、図4に示すようなフォールトツリーを作成し、解析を行っている。フォールトツリーの作成にあたっては、バスケット装荷の検知システム、未溶解プルトニウム検知のための中性子検出器等の臨界安全上の対策がなされているものとしている。

放射性物質放出リスクの算出：放射性物質放出リスクは、溶解オフガス工程のフローシートに基づき、洗浄塔、HEPAフィルタ等の各バリアについて健全状態および故障状態の2つのモードを想定し、図5に示すような放出ツリーを作成して、算出する。この放出ツリーを用いた手法では、放射性物質放出リスクとして、各バリアのモードの組み合わせに対応する放射性物質放出量およびその年間発生頻度が同時に得られる。この計算値を用いて、PSAの結果として図6に示すようなファーマーダイアグラム等を作成する。なお、図6は評価コードの適用性を検討するための試験の結果であり、使用したデータ等の信頼性の検討はしていないので、その結果自体には少なからぬ不確定性を含んだものとなつ

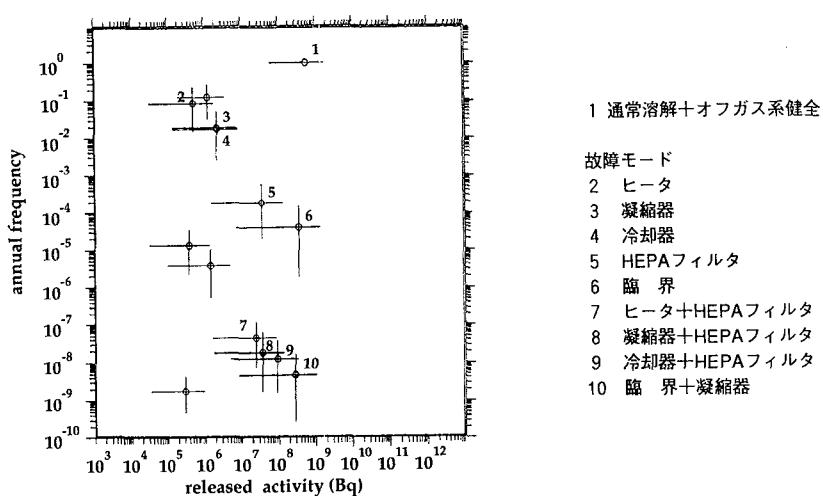


図6 溶解工程からの放射性エアロゾル放出のファーマーダイアグラム

ている。

本研究では、上記の手順によりこれまでに再処理の代表的な工程である分離精製工程およびプルトニウム精製・濃縮工程について試解析を行い、これまでに整備した評価コード、信頼性データ等の適用性等について検討を行っている。

## 5. 今後の進め方

以上のように、これら一連の評価により、これまでに整備した評価手法、評価データの適用性が確認されたが、得られた評価結果としては前述のように少からぬ不確定性を含んだものとなっている。このため、本研究をさらに進めるにあたっては、不確定性の幅を縮める努力、評価コードならびに使用データの信頼性を上げる努力が必要であると考えている。今後は、評価結果に大きく寄与する要因を明らかにし、これに関連するデータ整備・充実を進めるとともに、評価コードの詳細化および高度化を進めていく。さらに、必要に応じて実験等も実施し、関連事象の解明、評価手法の整備を進めていく計画である。

## 参考文献

- 1) E.Morris, "Assessment of PSA Studies for Fuel Cycle Facilities with a Large Inventory of Radioactive Material in the United Kingdom," Proc. of IAEA Technical Committee Meeting (1992).
- 2) G.T.Sheppard, et al., "The Safety Case for the Thermal Oxide Reprocessing Plant at Sellafield," Proc. of IAEA Technical Committee Meeting (1992).
- 3) J.P.Mercier, et al., "Application of Probabilistic Approach to UP3-A Reprocessing Plant," Proc. of IAEA Technical Committee Meeting (1992).
- 4) H.J.Wingender, et al., "PSA for Nuclear Fuel Cycle Installations State of Development and Experience in the FRG," Proc. of IAEA Technical Committee Meeting (1992).
- 5) "Use of Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Installations with Large Inventory of Radioactive Material," IAEA, Vienna, to be published.
- 6) IAEA-TECDOC-478, Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment (1988).
- 7) E.Hörmann, et al., "Sicherheitsanalyse von Prozeßschritten der Wiederaufarbeitung," Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung Abschlußbericht Fachband 2 (1985).
- 8) R.Leicht, "STAR-Quasi Stationary Release Risk Evaluation," NUREM (1988).
- 9) R.Storck, "Eine Methode zur probabilistischen Risikoanalyse unter Verwendung dynamischer Freisetzungsmodelle," Ph.D.thesis, TU Berlin (1979).
- 10) R.Leicht, "FTL-Fault Tree Code(Version 2.60)," NUREM (1991).
- 11) NUREG/CR-4561, "FIRAC User's Manual : A Computer code to Simulate Fire Accidents in Nuclear Facilities," (1986).
- 12) I.Nojiri, et al., "PSA Application Study for the Dissolution Process of a Model Reprocessing Plant," Proc. of CSNI Specialist Meeting on Safety and Risk Assessment in Fuel Cycle Facilities (1991).



# プルトニウム濃度測定法の開発 —プアマンズデンシトメトリーの開発—

西田 恭輔 佐藤 宗一 久野 祐輔  
舛井 仁一 S.T.Hsue\* R.Gunnink\*\*

東海事業所再処理工場工務部  
\* Los Alamos National Laboratory  
\*\*Lawrence Livermore National Laboratory

資料番号86-6

The Development of Measurement of Plutonium Concentration  
—The Development of Poor Man's Densitometry—

Kyousuke Nishida Souichi Sato Yusuke Kuno  
Jinichi Masui S.T. Hsue\* R. Gunnink\*\*  
(Tokai Reprocessing Plant, Technical Service Division, Tokai Works)

プアマンズデンシトメトリーは、PuのK-エッジ吸収端を利用し、Puの濃度を非破壊で迅速に測定しようとするものであるが、従来のようなX線発生装置や、密封線源を必要とせず、Pu自体から放出されるγ線、X線を利用するものである。よって、本法では、基本的に1つのディテクターをPu近傍に設置するだけで測定が可能であり、分析コストが比較的安価であることから、プアマンズデンシトメータと名付けられた。

上記のような簡単な装置で測定が可能であることから、再処理工場において配管等に設置し、迅速にPu濃度を求めることが期待できるため、保障措置上有効な技術と考えられる。本稿においては、本技術の紹介を行うとともに実施した基礎試験の結果についても併せて報告する。

## 1. はじめに

昭和63年PNC-USDOE保障措置技術開発協力協定が締結され、それ以来、現在までに、保障措置に関する12の共同研究が実施されてきている。本「プアマンズデンシトメトリーの開発」は、その中の1項目として、ロスアラモス国立研究所と共同で実施されているものである。

再処理工場におけるウラン、プルトニウム核物質に対する保障措置は、溶解液の受け入れ量を入量計量槽で、また、貯槽へのプルトニウムの扱い出し量を出量計量槽で確認することによりなされている。出量計量槽では、プルトニウムを各バッチ単位で国およびIAEA査察官立ち会いのもとにサンプリングし、それを非破壊保障措置分析装置であるK-エッジデンシトメータにより測定を行うことによりなされている。また、その他に、再処理工場には、プルトニウム貯蔵タンクとして、7つのタンクがあるが、それら7つのタンクのプルトニウム濃度に関しても毎月1回、上記K-エッジデンシトメータにより確認を行っており、K-エッジデンシトメトリーは、保障措置上有効に利用されている技術と考えら

れる。プアマンズデンシトメトリーの開発の目的は、現行のK-エッジデンシトメトリーによる査察方法からサンプリング等の作業を省略し、すなわち、直接工程内にて非破壊でかつ迅速にプルトニウム製品中のPu量を測定することである。(現行法では、測定時間30分で精度1%程度)これまで、ロスアラモス国立研究所との共同でシステムの開発を実施してきたが、今回、ソフトウェアおよび機器の製作が終了し、基礎試験を行ったのでその結果について報告する。

## 2. 測定原理

プルトニウムにγ線を照射すると、その1部が吸収された後透過する。このγ線の質量吸収係数は、エネルギーが高くなるにつれて徐々に減少するがプルトニウムのK-軌道の電子が121.8KeVに吸収があることから、この値以上になると上記の吸収に加え、K-軌道の電子による吸収(すなわちK-軌道電子がたたき出されることによる吸収)が加わることになる。そのため入射γ線のエネルギーに対する吸収曲線は、図1に示すように、この位置で急激に

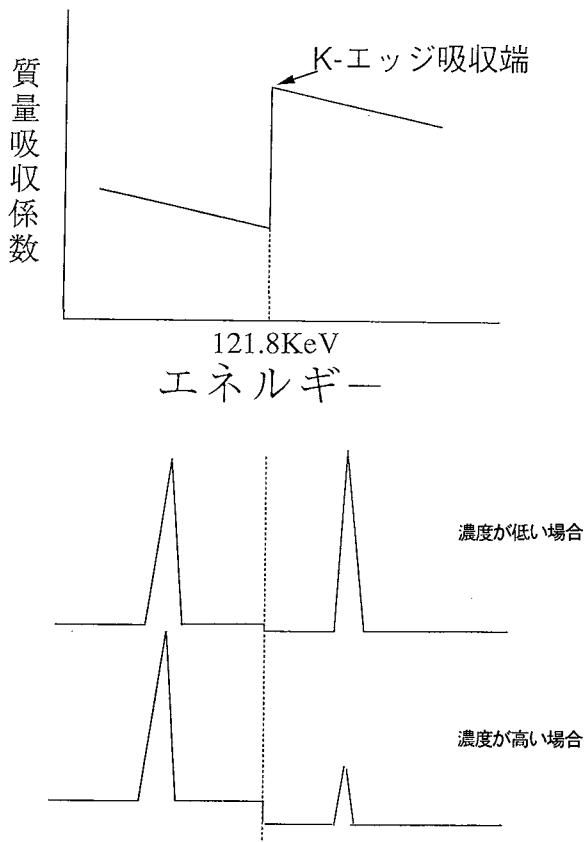


図1 K-エッジ吸収端によるスペクトルの変化

変化する。(この変化点は、K-吸収端 (K-エッジ) と呼ばれる。) このK吸収端を利用し、これより低いエネルギーの透過強度と高い値の透過強度の比を求めることにより濃度を求めるというのがK-エッジデンシメトリーである<sup>1)</sup>。従来その比較を行うために、蛍光X線装置あるいは、密封線源を用いていたが、本技術では、Pu自体から放出される

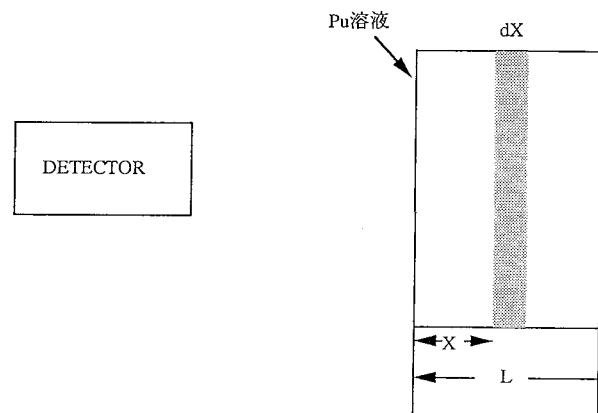
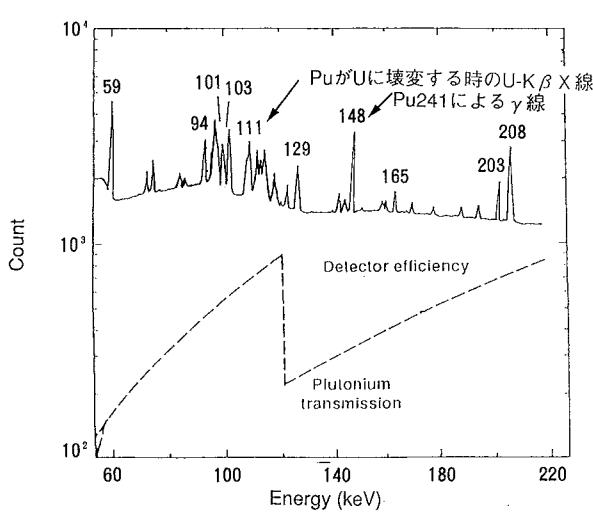


図3 測定のモデル図

2つの放射線 (K-吸収端を挟む) の強度比がPu試料内部の吸収により変化することを用いPu濃度を求めようとするものである。図2は、実際のPuの $\gamma$ 線スペクトル図であるが、本技術では、K吸収端より低いエネルギーとして、Pu各同位体がUに壊変するときに生ずるU-K $\beta$ X線である111KeVのピークを、高いエネルギーとしてPu-241から発せられる $\gamma$ 線148KeVを用い、試料内部におけるこれらのピークの吸収による変化から濃度を求める。この関係を式で表わすと次のようになる。まず、図3に示すように、溶液中では放射線の発生と自己吸収が同時に進行するために、一面積当たりの放出量と減衰量を乗じたものを積分し、148KeVのエネルギーの強度は、以下のように表わされる。

$$\begin{aligned}
 I(148) &= \varepsilon_{148} \rho g_1 f_1 A \int_0^L \exp[-(\mu_{148} \rho + \mu_{148}^m \rho_m) x] dx \\
 &= \varepsilon_{148} \rho g_1 f_1 A \frac{1}{\mu_{148} \rho + \mu_{148}^m \rho_m} \\
 &\cdot \left\{ I - \exp \left[ -(\mu_{148} \rho + \mu_{148}^m \rho_m) L \right] \right\} \\
 \rho &= \text{プルトニウムの濃度} (\text{g/cm}^3) \\
 \mu_{111}, \mu_{148}^m &= \text{プルトニウムの質量吸収係数} \\
 \mu_{111}, \mu_{148} &= \text{不純物の質量吸収係数} \\
 \rho_m &= \text{不純物の濃度} (\text{g/cm}^3) \\
 \varepsilon_{111}, \varepsilon_{148} &= \text{検出効率} \\
 f_8, f_9, f_0, f_1, f_2 &= \text{プルトニウムの各同位体組成} \\
 g_1 &= \text{プルトニウム241の} \gamma \text{線強度} \\
 &\quad (\text{y/s-g}) \\
 x_8, x_9, x_0, x_1, x_2 &= \text{プルトニウム各同位体からの} 111 \text{keVの} X \text{線強度} (\text{x/s-g}) \\
 A &= \text{断面積} \\
 \end{aligned}$$

ここで、 $\exp \left[ -(\mu_{148} \rho + \mu_{148}^m \rho_m) L \right] = T_{148}$

図2 Pu溶液の $\gamma$ 線スペクトル

とおくと

$$I(148) = \epsilon_{148} \rho g_1 f_1 A L \frac{1 - T_{148}}{-\ln(T_{148})}$$

さらに式の簡略化のために  $\frac{1 - T_{148}}{-\ln(T_{148})} = CF(AT)_{148}$

とおくと 148KeVにおける検出強度は、以下のように表わされる。

$$I(148) = \epsilon_{148} \rho g_1 f_1 A L \frac{1}{CF(AT)_{148}}$$

111KeVの場合も同様に求められるが、この111KeVのU-K $\beta\gamma$ X線は、Pu各同位体がUに壊変する時に放出されるものであるため、各同位体からの放出強度を合計する必要がある。よって、式としては、

$$I(111) = \epsilon_{111} \rho L \left( \sum_i x_i f_i \right) A \frac{1}{CF(AT)_{111}}$$

ここで、111KeVと148KeVの比をとり

$$\frac{I(111)}{I(148)} = \frac{\epsilon_{111} \rho L \left( \sum_i x_i f_i \right) A \frac{1}{CF(AT)_{111}}}{\epsilon_{148} \rho g_1 f_1 A L \frac{1}{CF(AT)_{148}}} = \frac{x_1 \epsilon_{111}}{g_1 \epsilon_{148}} = K^* \text{ (定数) とおくと}$$

$$\frac{I(111)}{I(148)} = K^* \cdot \left( 1 + \frac{f_8 x_8}{f_1 x_1} + \frac{f_9 x_9}{f_1 x_1} + \frac{f_0 x_0}{f_1 x_1} \right) \cdot \frac{CF(AT)_{148}}{CF(AT)_{111}}$$

さらに、簡略化のために

$$1 + \frac{f_8 x_8}{f_1 x_1} + \frac{f_9 x_9}{f_1 x_1} + \frac{f_0 x_0}{f_1 x_1} = CF(ISO) \text{ おくと}$$

$$\frac{I(111)}{I(148)} = K^* \cdot CF(ISO) \cdot \frac{CF(AT)_{148}}{CF(AT)_{111}}$$

ここで、CF(ISO)は、同位体補正值である。

この式から、CF(AT)<sub>111</sub>、CF(AT)<sub>148</sub>は、対数を含んだ式であるので、かなり複雑な関係になると思われるが、実際に、50g/lから300g/lまでの値を入力し、強度比を計算しその関係をプロットしてみると、相関係数は0.999となり、この濃度の範囲では、直線と近似できるほどの直線性を示す。

また、CF(ISO)同位体補正值は、以下のように表わせる。

$$x_8/x_1 = 0.1732, \\ 1 + f_8/f_1 \cdot x_8/x_1 + f_9/f_1 \cdot x_9/x_1 + f_0/f_1 \cdot x_0/x_1 \\ x_9/x_1 = 0.0084, \\ x_0/x_1 = 0.00136.$$

ここで、x8/x1、x9/x1、x0/x1は、プルトニウム各同位体のX線強度の比であり、定数であるためPu-241と各同位体の比f8/f1、f9/f1、f0/f1を求めるこことによりCF(ISO)が求まる。よって、その値を用い強度比を補正することによりPu濃度を求めることができることがわかる<sup>2)</sup>。

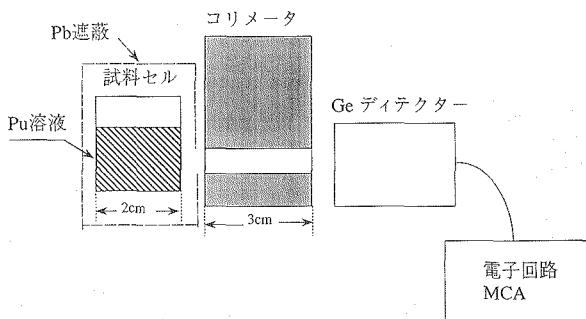


図4 測定装置の概要

### 3. 実験

図4に示すように、厚さ2cmの試料セルにPu溶液を入れ鉛で遮蔽する。直径1cm長さ3cm(鉛)のコリメータを経て、高分解能ディテクターに到着したγ線(X線)を測定し、MCAにて解析を行った。また、測定はすべて1時間で行った。

### 4. 測定結果

#### 4.1 装置の測定精度

表1は、濃度210(g/l)の試料に対して、1時間測定を繰り返し10回行ったものであるが、111/148KeVの比において、繰り返し精度0.8%と良好な結果が得られた。

#### 4.2 検量線の作成

図5に今回作成した検量線を示す。試料として、同一同位体組成のPuを208(g/l)、166(g/l)、100(g/l)、40(g/l)の濃度に調整し、その時の111/148KeVの強度比を求めた。その結果、強度比とPu濃度の相関係数は、0.998と良好な結果を示すことから、本原理の有用性が確認できたと考えられる。ただし、本

表1 強度比の繰り返し精度 (1時間測定)

Pu濃度: 210g/l		
111KeV	148KeV	111 / 148
72290	71301	1.013
72045	70741	1.018
71177	71143	1.000
70540	70520	1.000
70496	71152	0.991
71610	71226	1.005
71528	71107	1.005
71031	71084	0.999
71836	71523	1.004
72290	71301	1.014
average		1.005
STDEV		0.0082
CV		0.8%

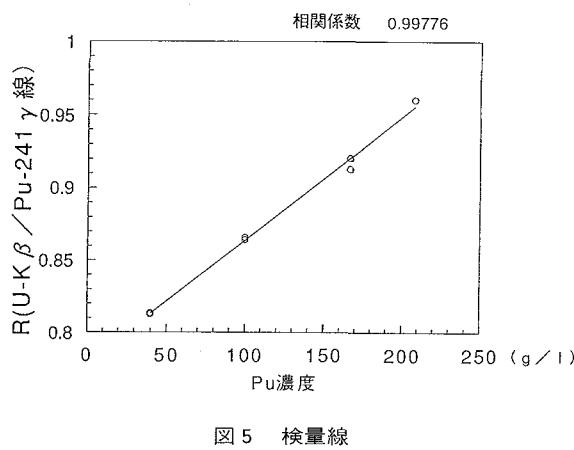


図 5 検量線

検討結果を得るために、外部からの $\gamma$ 線を完全に遮蔽する必要があり、特に濃度の低い場合には、外部からの $\gamma$ 線は測定精度を低下させる要因となることがわかった。

#### 4.3 同位体組成の違いによる検討

次にこの検量線を用い同位体組成の異なる試料について検討を行った。検量線に用いた試料および同位体検討に用いた試料の同位体組成を表2に示す。同位体組成が異なる場合、原理において説明したように、同位体組成による補正が必要となる。そのため111KeVと148KeVの測定と同時に各同位体から放出される $\gamma$ 線の測定も行う必要がある。その $\gamma$ 線の解析のために本技術では、解析コードとして、MGA2<sup>3)</sup>コードを用いて、同位体組成を求め、その値で補正を行った。その結果、206.5(g/l)と155.3(g/l)の濃度に関して、表3に示すように化学分析値(クロメトリー法)と比較し、よく一致する結果を得た。一方、ATR燃料から回収したプルトニウムについて、本技術を適用させた場合約10%の誤差を生ずることがわかった。これは、同コードにおいて、Pu-242が $\gamma$ 線を発生しないため、Pu-242を以下の同位体相関により求めているが、相関係数が軽水炉燃料を対象としているために、その誤差によ

表2 検討に使用した同位体組成 (%)

	検量線用	同位体検討用
Pu-238	1.2	1.3
Pu-239	62.2	58.0
Pu-240	24.3	26.4
Pu-241	9.2	10.1
Pu-242	3.1	4.2
cfiso 値	1.083	1.074

表3 同位体組成の異なる試料の検討

化学分析値 Pu(g/l)	111KeVの ピーク強度	148KeVの ピーク強度	111KeV 148KeV	$(111\text{KeV})/(148\text{KeV})/\text{cfiso}$	Pu濃度
155.3	135021	137657	0.980	0.913	158.2
	135578	138648	0.978	0.910	155.0
206.5	158274	154725	1.023	0.952	204.5
	159380	155489	1.025	0.954	206.8

るものと思われる。

$$^{242}\text{Pu} = K \cdot \frac{^{240}\text{Pu} * ^{241}\text{Pu}}{(^{239}\text{Pu})^2}$$

通常、相関係数Kの値は、53

よって、質量分析計で求めた値を用いて相関係数を求め、ATR燃料の場合は79であったため、その値をMGA2コードに入力し、再計算を実施した。その結果、誤差は10%から2%に減じることができた。

#### 4.4 不純物の影響について

本技術は、111KeVと148KeVの放射線のピークを使用し、その差が37KeVとかなり離れている。そのため、不純物の濃度が高い場合、その影響を受けることが予想できる。よって、以下の項目について影響度を評価した。

##### 4.4.1 硝酸濃度の影響

表4に示すように硝酸濃度による影響については、硝酸濃度を1.5Mから5.0Mまで変化させ比較したが、大きいデータのばらつきは見られなかった。

##### 4.4.2 U濃度の影響

Uの影響に関しては、ウランのK-吸収端は115KeVであり、111KeVと148KeVに間にあること、また、解析する111KeVは、U-K $\beta$ X線であり、不純物として存在するウラン自体からもK $\beta$ X線が放出されるため、不純物の核種の中でも特にその影響は、強いものと考えられる。そこで、その影響を確認するためウラン濃度0.3(g/l)および35(g/l)の添加実験を行った。その結果を表5に示す。ウラン濃度0.3(g/l)に関しては、Uの影響は確認されなかつたが、U量が35(g/l)と多量に存在する場合は、上記理由により、大きな差が確認され、不純物が多量に

表4 硝酸濃度による影響  
(Pu濃度166(g/l))

硝酸濃度	測定値(g/l) n 1	測定値(g/l) n 2
1.5M	168.4	165.4
3.2M	166.5	163.8
5.0M	164.5	167.8

表5 U濃度による影響  
(Pu濃度: 166g/l)

測定値(g/l) U添加量(g/l)	n 1	n 2
3.5	205	204.5
0.3	166.5	164.3

存在する場合、測定は困難であることがわかった。しかし、Pu製品系溶液のU濃度は、通常0.1(g/l)以下であるため、測定を製品系に限れば、十分に測定が可能と思われる。

### 5. おわりに

今回の基礎試験により、再処理工場のPu製品に

対するプアマンズデンシメトリーの原理的な有効性を確認することができた。今後の予定としては、さらに短時間で測定が可能なようにディテクターを一部改造し、精度の向上を図るとともに、実際にプラントに設置し、フィールド試験を実施する。

### 参考文献

- 1) S.T.Hsue, R.Zhu "Poor man's Densitometry" in Proc. 30th INMM, Orlando, Florida, July 9-12 1989, Nucl. Mater. Manage. XVII, Proc. Issue, 806-813 (1989).
- 2) S.T.Hsue "Intrinsic Densitometry Techniques For High-Burnup Plutonium Solution" O.Cromboom Institute for Transuranium Elements Karlsruhe, Federal Republic of Germany.
- 3) R.Gunnink, "MGA2 : A One-Detector Code for Rapid High-Precision Plutonium Isotopic Measurement," in Proc. 28th Institute of Nuclear Material Management Meeting, Newport Beach, California, July 12-15 1987 Nucl. Mater. Manage. XVI, Proc. Issue, 352-358 (1987).



# ウラン探査岩石試料の放射線損傷 解析

小室 光世 大塚 保夫 山本 正博\*

人形峠事業所環境資源開発部  
\*人形峠原子力産業株式会社

資料番号：86-7

Radiation-Damage Analysis of Rock Samples from some  
Uranium Exploration Sites

Kosei Komuro Yasuo Ohtsuka Masahiro Yamamoto\*  
(Waste Isolation and Ore Processing Division, Ningyo Toge Works  
\*Ningyo Toge Nuclear Service Co. Ltd.)

いくつかのウラン鉱床を含む探査地域の岩石試料について、カソードルミネッセンス(CL)による放射線損傷の観察を、通常の岩石記載、X線マイクロアナライザ(EPMA)によるウランのマップ解析およびオートラジオグラフィによる放射性核種の分布解析と併せて行った。その結果、放射線損傷解析は、ウラン探査の基本方針を構築する上で重要なものの通常の岩石記載等では把握できない過去の放射性核種の溶脱除去、移動濃集等の地質学的プロセスやイベントの把握において有効であることが明らかになった。

## 1. はじめに

ウラン探査を効率的に進める一環として、探査活動中に地表調査、あるいは試錐調査で採取した岩石試料から鉱床の賦存可能性を適切に評価することは、本質的かつ重要な課題である。岩石試料の評価は、地質学的記載に加えて、放射能の調査やウラン分析を行うのが一般的である。しかし、地表試料や著しく変質した試料においては、風化作用等に伴い、ウランや娘核種が酸化、溶脱してしまっているものもあり、これらの調査や分析から、適切な評価をするのは難しい場合がある。

ウラン探査において試料とする岩石は、短い場合でも数百万年、長い場合は数十億年の地質学的時間を経てきたものである。多くの岩石は、その形成以後の地質学的時間の間に、統成作用、熱水作用や前述した風化作用等の様々な地質学的プロセスやイベントを経験している。これらの地質学的プロセスやイベントの中には、元素の溶脱除去を伴うものや、あるいは逆に元素の移動濃集を伴うものもあり、ウラン等の鉱床が形成される場合も知られている。これらの元素の溶脱除去や移動濃集を解明することは、探査の基本方針を構築する上で重要な鉱床胚胎場の条件を明示するため重要である。これらを解明

するために、通常、化学分析、同位体比分析、各種顕微鏡等による岩石組織解析が行われる。しかし、現在、分析、解析を行うことが可能なのは、現在存在している岩石のみであり、過去のある時期において存在した岩石の分析、解析を行うことはできない。したがって、溶脱除去を伴う地質学的プロセスやイベントを経た場合には、除去されたものが何らかの痕跡をとどめない限りそれ以前の状態について明らかにできないため、地球化学的指標や同位体的指標等の間接的手法による推定に基づいた評価を行うのが常であった。

ウラン等放射性元素については、これらが周囲の岩石に放射線損傷を与えるため、放射線損傷の化石を解読することができれば、放射性元素に係わる溶脱除去を伴う地質学的プロセスやイベントの把握、解析に効力を發揮することが期待される。放射線損傷の検出には、熱ルミネッセンス(TL)、電子スピニ共鳴(ESR)、カソードルミネッセンス(以下CL)が有効であることが明らかになっているが、岩石組織と対応した解析が行える点では、現在のところ、CL観察が最も有効である。

本小論では、ウラン鉱床の存在が既に知られている複数の探査地域で採取した岩石試料について、CL

表1 試料の産地、鉱化年代、鉱床タイプ、地質記載、ウランの産状

産地(鉱化年代)	タイプ	地質記載	ウランの産状
ジンバブエ・カニヤンバ鉱床(三疊紀～ジュラ紀)	砂岩型	上部 Karroo 層群の Pebby Arkose 層最上部の砂岩中に層状ないしレンズ状に胚胎	砂岩中の碎屑粒子を埋めて hydromica minerals を伴ってコフィン石、ピッチブレンドとして存在
東濃鉱山・月吉鉱床(新第三紀中新世)	砂岩型	瑞浪層群土岐挟炭界層中の砂岩・礫岩中に層状ないしレンズ状に胚胎	黒雲母や鉄チタン酸化鉱物の変質部、自生のスメクタイトに伴ってコフィン石、ピッチブレンドとして存在
カナダ・キーレイク鉱床(始生代)	不整合関連型	花崗岩類基盤上の Athabasca 層中の破碎帶中に脈状に胚胎	ニッケル硫化物、ニッケル砒化物に伴ってコフィン石、ピッチブレンドとして存在
西オーストラリア・トゥーリークリーク地域(不明)	アパクトリート?	Ophthalmian 古表層堆積物の桂質苦灰岩中の燐灰石に伴って胚胎	燐灰石、石英中の小脈状ないし鉛染状の燐灰ウラン石として存在

による放射線損傷の観察を、通常の岩石記載、X線マイクロアナライザ（以下EPMA）によるウランのマップ解析およびオートラジオグラフィによる放射性核種の分布解析と併せて行った結果<sup>1),2),3)</sup>に基づいて、地質学的プロセスやイベントの把握における放射線損傷解析の有効性を検討した結果について報告する。

## 2. 試料と分析方法

試料は、主として、ウラン鉱床を含む探査地域の岩石試料を用いた。用いた試料の産地、鉱化年代、鉱床タイプ、地質記載およびウランの産状を表1に示す。

試料は、研磨薄片とした後、通常の岩石記載、CL観察、EPMA分析、オートラジオグラフィに供した。

CL観察は、偏光顕微鏡にMAAS製Luminoscope ELM-3Rを付属させたものを用いた。観察条件は、加速電圧：10–15kV、ビーム電流：300–500μA、ビーム径：5–10mm、サンプルチャンバ内圧：50m Torrで行った。写真撮影は、ASA 3200のフィルムを用いて行った。露出時間は、試料のCLの強さによるが、通常30–120秒であった。

EPMA分析は、日本電子製JEOL-8621を用いた。測定元素として、SiおよびUを選択した。測定条件は、加速電圧：15kV、ビーム電流：20nA、ビーム径：1–2μm、測定時間：30msで行った。分析は試料ステージを2–3μmでスキャンさせ繰り返しを行い、結果はカラー元素組成マップ<sup>4)</sup>で示した。

オートラジオグラフィは、FUJI NUCL G-OCオートラジオグラフを用いた。露出時間は、試料の放射性核種の濃度によるが、通常72–168時間であった。今回の解析では、トランクが見出された場

所は、EPMA分析のウランの検出場所と一致した。

## 3. 結果と考察

### 3.1 石英中のリム

ジンバブエ・カニヤンバ鉱床および東濃鉱山・月吉鉱床の試料のCL観察結果を、偏光顕微鏡による観察結果、EPMA分析による元素組成マップとともに、それぞれ図1および図2に示す。

ジンバブエ・カニヤンバ鉱床、東濃鉱山・月吉鉱床のいずれの試料においても、CL観察では、ウラン鉱物と接する石英の外縁部において、20–30μm程度の色調の異なる部分（リム）が認められる。これらのリムは、通常の偏光顕微鏡による観察では全く見ることができない。石英は、リムの部分を除くと、赤茶色から紫灰色で、この色の違いは石英の起源の違いによるものと考えられる。リムの色は、赤茶色の石英では赤橙色が多く、紫灰色の石英では青灰色である。リムには、色が異なる帯状構造が見出される場合もある。クラックが存在する石英では、クラックの両側にも同様のリムが見出される場合がある。これらのリムの幅、色等の特徴は、他のウラン鉱石や含放射性元素鉱物の周囲の石英での報告<sup>5),6),7),8)</sup>とよく一致している。リムは、その幅が固体中のα粒子の飛程の計算と近似することから、α線による放射線損傷と考えられている<sup>6)</sup>。

### 3.2 リムとウランの分布

カナダ・キーレイク鉱床および西オーストラリア・トゥーリークリーク地域の試料のCL観察結果を、偏光顕微鏡による観察結果、EPMA分析による元素組成マップとともに、それぞれ図3および図4に示す。カナダ・キーレイク鉱床、西オーストラリア・トゥーリークリーク地域のいずれの試料においても、ウラン鉱物とリムが認められるが、ジンバブエ・カニヤンバ鉱床、東濃・月吉鉱床と異なり、リムとウランの分布が一致しない部分がある。

カナダ・キーレイク鉱床の試料（図3）では、石英の一部が破碎を示す鋭角の外形を有している部分がある。破碎していない面ではリムが存在するのに対し、破碎した面ではリムが認められない。リムとウラン鉱物の分布を見ても、ウラン鉱物が接するのにリムがない場所およびウラン鉱物が接していないのにリムがある場所が認められる。これらの産状は、最近の何らかの構造運動に伴い鉱石が破碎され、鉱石中で石英やウラン鉱物の再移動が起こったことを示唆している。

西オーストラリア・トゥーリークリーク地域の試料（図4）では、石英の外縁部にリムが見出される

表2 リムとウラン（放射性核種）の関係のまとめ

リム	ウラン（放射性核種）	
	多い	少ない
あり	(一般的) ①	過去のウラン（放射性核種）の存在とその後の除去 ③
なし	最近のウラン（放射性核種）の移動濃集 ②	(一般的) ④

が、ウランはリムに接して認められない。一方、ウランは、二次鉱物（リン灰ウラン石様鉱物）として、試料中の細脈の一部に見られるが、この二次鉱物に接する石英にはリムが見られない。これらの産状は、過去のある時期までウランが岩石中の石英に接して（おそらく一次鉱物として）存在したが、何らかのプロセス（酸化作用と考えられる）で溶脱除去したこと、二次鉱物に接した石英にはリムが見出されないことから、放射線損傷が顕著でなく、二次鉱物が最近形成されたことを示唆している。

以上の観察結果や他のいくつかの産地の試料に基づき、リムとウラン（一般には放射性核種）の関係についてまとめると、①ウランが存在し、リムも観察されるもの、②ウランは存在するが、リムは観察されないもの、③ウランは存在しないが、リムは観察されるもの、④ウランは存在せず、リムも観察されないものの4種に分類される（表2）。②は、ウランの濃集が最近であり、リムが形成されるほど放射線損傷を受けていないことを、③については、かつて存在していたウランが溶脱等によって除去されたことを示す。

#### 4. おわりに

このように、CLによる放射線損傷の観察を、通常の岩石記載、EPMAによる元素組成マップ解析と併せて行うことにより、通常の偏光顕微鏡観察や化学分析では明らかにできなかった、溶脱除去や移動濃集を伴う地質学的プロセスやイベントに関する多くの有効な情報を得ることが可能となった。このことは、地表試料や著しく変質した試料のウランや娘核種の酸化、溶脱の評価や、さらには、探査の基本方針を構築する上で重要な元素の溶脱除去や移動濃集のより詳細な解明が可能となったことを示す。本手法は、放射性核種の地質環境中の移行、保存を明らかにできるため、放射性廃棄物の地層処分研究においても有効であろう。今後、本手法を鉱物試験のルーチンワークとして導入し、ウラン探査の支援等に役立てていく。

#### 参考文献

- 1) 小室光世、大塚保夫、山本正博：ウラン鉱石のカソードルミネッセンス観察、三鉱学会（仙台）秋期連合学術講演会要旨集、156 (1991).
- 2) 小室光世、大塚保夫、山本正博、福島龍朗：ジンバブエ・カニヤンバ地域の岩石のカソードルミネッセンス観察、三鉱学会（仙台）秋期連合学術講演会要旨集、31 (1991).
- 3) Komuro, K., Ohtsuka, Y. & Yamamoto, M. : Fossil radiation-damage rims in rocks from some uranium mineralized areas, in preparation (1993).
- 4) Nakano, T., Takahara, H. & Nishida, N. : Intracrystalline distribution of major elements in zoned garnet from skarn in the Chichibu mine, Central Japan-illustration by color-coded maps, Can. Mineral., 27, 499 (1989).
- 5) Smith, J.V. & Stenstrom, R.C. : Electron-excited luminescence as a petrologic tool, Jour. Geol., 73, 627 (1965).
- 6) Owen, M.R. : Radiation-damage haloes in quartz, Geology, 16, 529 (1988).
- 7) Meunier, J.D., Sellier, E. & Pagel, M. : Radiation-damage rims in quartz from uranium-bearing sandstones, Jour. Sediment. Petrol., 60, 53 (1990).
- 8) Clozel, B., Komuro, K., Nakashima, S., Nagano, T., Masaki, N. & Hayashi, H. : ESR and cathodoluminescence studies of radiation defects in clays and quartz from some uranium deposits, Rept. Res. Inst. Natural Resources, Mining College, Akita Univ., 57, 25 (1992).

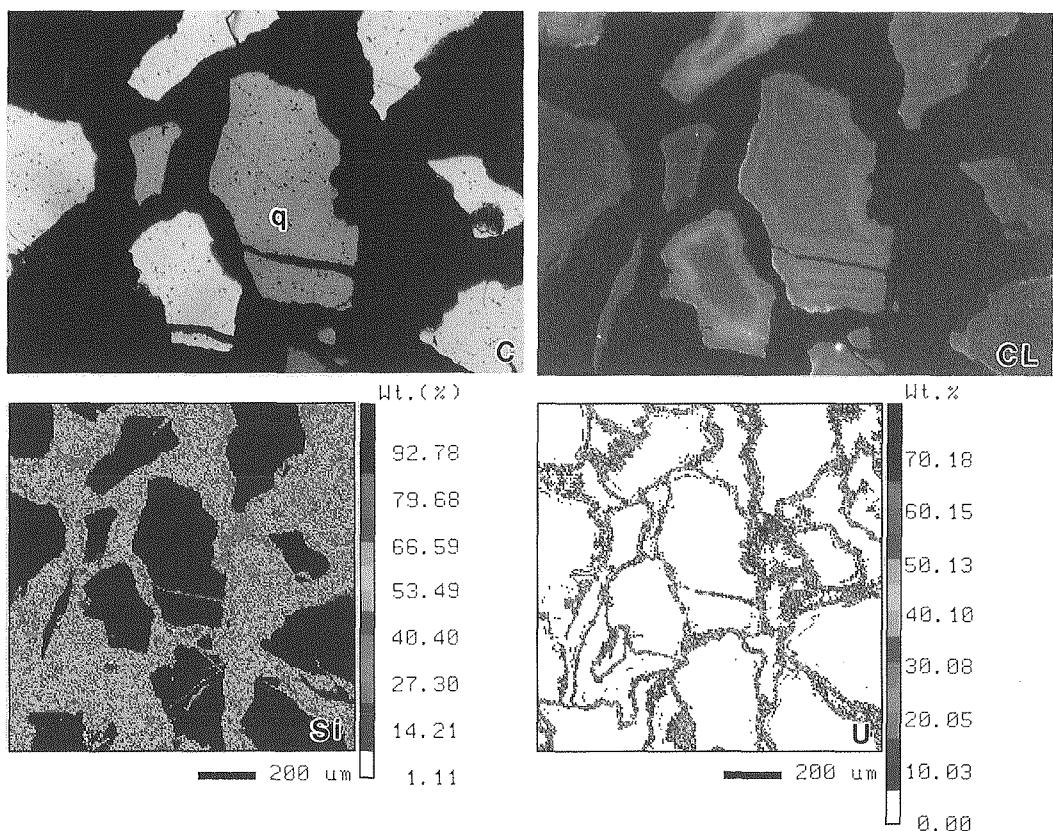


図1 ジンバブエ・カニヤンバ鉱床産試料の観察、分析結果  
O: 偏光顕微鏡による透過光単ニコル観察、C: 偏光顕微鏡による透過光直行ニコル観察、CL: CL観察、  
Si: EPMAによるSi組成マップ、U: EPMAによるU組成マップ、q: 石英、ca: 方解石、au?: リン灰ウラン  
石様鉱物、wa: 銀星石

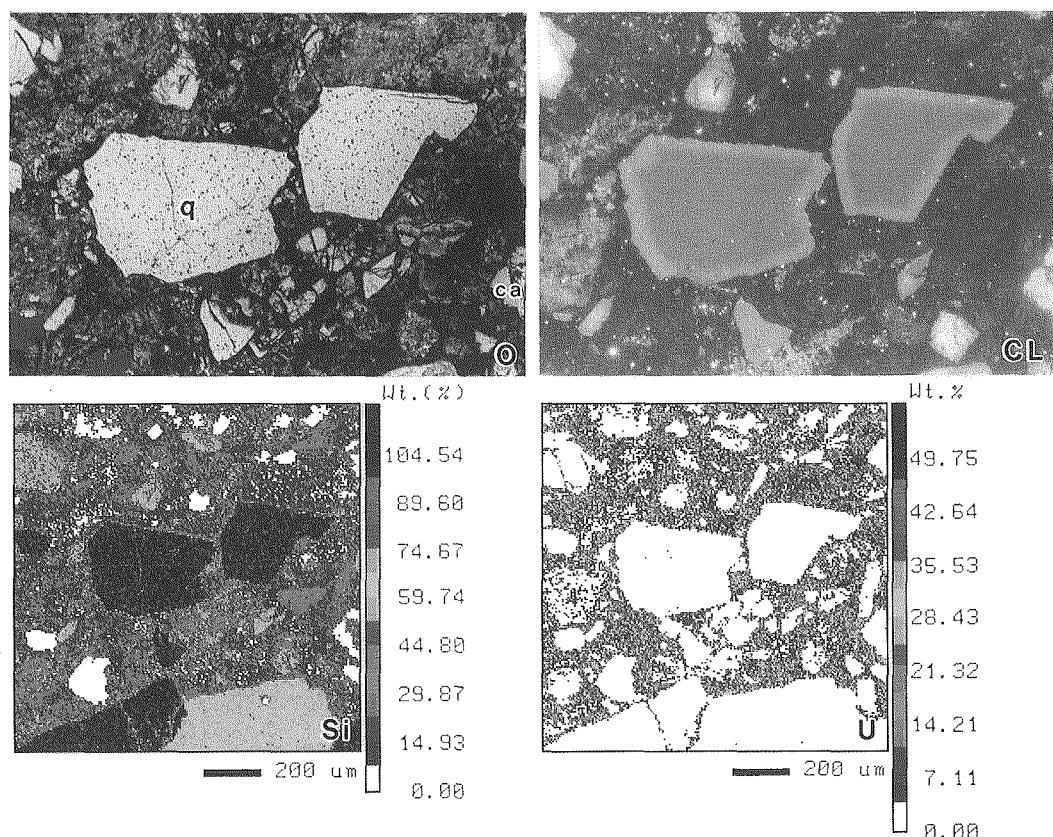


図2 東濃鉱山・月吉鉱床産試料の観察、分析結果  
凡例は図1参照。

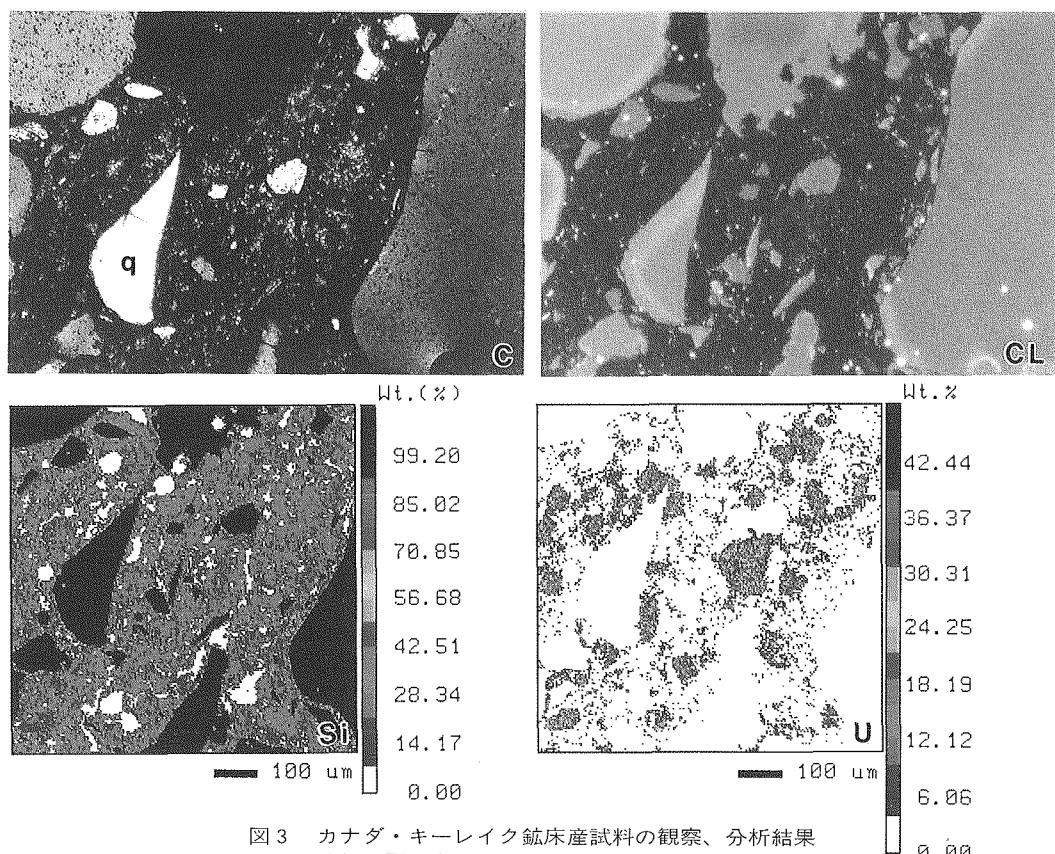


図3 カナダ・キーレイク鉱床産試料の観察、分析結果  
凡例は図1参照。

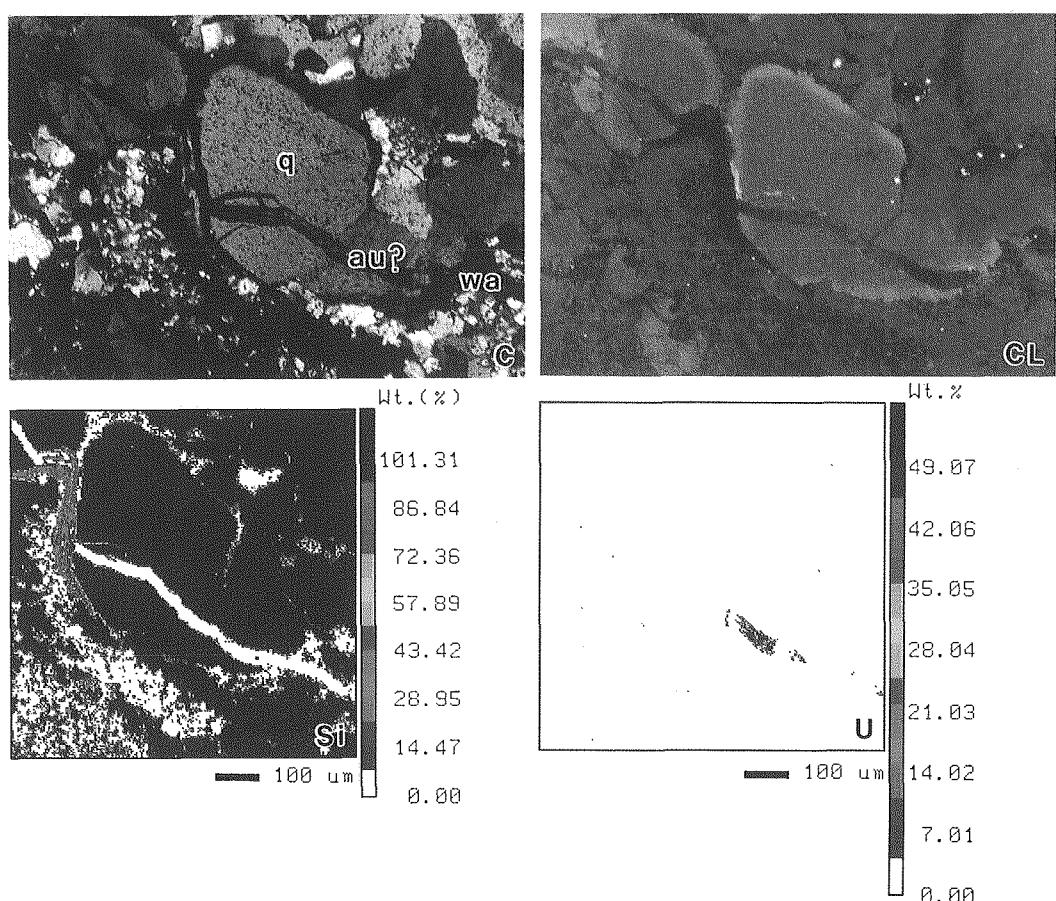


図4 西オーストラリア・トゥーリークリーク地域産試料の観察、分析結果  
凡例は図1参照。



## 国際会議 海外派遣等

### (1) 国際会議

期 日	開 催 場 所	会 議 名 お よ び 内 容
2/2~5	大 洗	〔高速炉安全性解析コード（SIMMER-III）開発計画レビュー会議〕 日 / 独仏・日 / 英高速炉協力協定に基づき共同開発中のSIMMER-IIIの進捗状況についての報告および今後の計画についての協議
2/22~23	大 洗	〔自然対流による崩壊熱除去の評価に関する専門家会合〕 IAEA（国際原子力機関）の高速炉ワーキンググループ主催による専門家会合
3/1~2	東 海	〔溶解性長半減期核種の固定化に関する専門家会合〕 PNC/UKAEA（英国原子力公社）先進技術の研究開発に関する協力協定に基づく情報交換会議

### (2) 海外派遣・留学

派 遣・留 学 先	期 間	人 数	目 的
米国 オークリッジ国立研究所	1993. 1. 31～1994. 1. 30	1名	高燃焼度再処理に係わる臨界評価手法に関する調査研究（留学）
米国 ロスアラモス国立研究所	1993. 1. 29～1994. 1. 28	1名	非破壊測定技術開発に関する調査研究（留学）
米国 アルゴンヌ国立研究所	1993. 2. 20～1994. 8. 19	1名	EBR-IIで実施している運転信頼性試験計画のうち運転時の過度過出力試験に参画（共同研究）
オーストリア IAEA	1993. 3. 1～1994. 9. 30	1名	保障措置データ分析業務
フランス フェニックス発電所	1992. 12. 1～1993. 11. 30	1名	PNC/CEA協力協定に基づく調査研究

### (3) 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 先	訪 問 者
3/19	もんじゅ	米国ブルックヘブン国立研究所 カトー教授
3/29 30	東 海 大 洗	スウェーデン王立工科大学 グドヴィスキ助教授 他1名



## 外部発表

### 特許・実用新案

#### ■外部発表

平成5年1月～3月において外部発表を終了したものは次のとおりである。

件名	発表機関	発表者		発表機関	発表者
		所属	氏名		
SUS304長時間クリープ疲労寿命評価	日本材料学会誌「材料」Vol.41 No.471	動燃	川崎 弘嗣 上野 文義 青砥 紀身 他	日本機械学会論文集58巻、546号	動燃 大平 博昭 東京工業大 井上 輝
PCを用いたPSAによるリスクマネージメントの検討	第6回確率的安全評価(PSA)に関する国内シンポジウム エネルギー総合工学研究所	同上	中井 良大	同上	動燃 大平 博昭 東京工業大 井上 輝 森山 清史
時間依存アンアベイラビリティ評価に関する検討	同上	"	日置 一雅	ICONE-1 International Lecture Course JSME, ASME, 日本電機工業会	動燃 二ノ方 寿
CREDOデータベースを用いた高速炉用機器の信頼性データ分析	"	"	栗坂 健一	Development of a Self-Actuated Shutdown System—Response of the Curie Point Electromagnet Against Thermal Transient of Sodium Coolant.	動燃 林道 寛 斎藤 誠 坪 正義
高速増殖炉研究開発成果報告会講演要旨	高速増殖炉研究開発成果報告会	"	宇佐美 功	Assessment and implementation of second order schemes for advection terms in general-purpose transient 3D thermohydraulics computer codes.	動燃 二ノ方 寿 村松 寿晴
高速増殖原型炉「もんじゅ」	福井経済経営研究所報告会	"	青木 忠雄	Buoyancy Driven Penetration Flow Phenomena in a Vertical Square Channel from a Large Cooled Plenum.	同上 上出 英樹 家田 芳明 小林 順 二ノ方 寿
The Japanese Elevated Temperature Design Procedures of FBR Components.	ASME PVP Conference	"	永田 敬	Buoyancy Driven Penetration Flow Phenomena—Benchmark Problem—Comparison of Calculations and Experiments.	同上 上出 英樹 家田 芳明 村松 寿晴 二ノ方 寿
第7回JAHR「新型炉熱流動」ワーキンググループ会議	日本原子力学会誌「国際会議の窓」(Vol.33 No.12)	"	二ノ方 寿	高速増殖炉のシビアクシデントに関する研究	同上 上出 英樹 二ノ方 寿
Improvement of Man-Machine Interaction by Artificial Intelligence for Advanced Reactors.	Post-SMIRT Seminar on PSA, C-Man-Machine Sys	"	姫野 嘉昭 仲村 喬 照沼 誠一 古林 俊幸	高速増殖炉の確率論的安全評価(PSA)に関する研究	同上 可児 吉男
Design Considerations for CDA Accommodations.	「高速炉安全性に関するシンポジウム」ブロードショーディング 東工大原子炉工学研究所	動燃 東工大	二ノ方 寿 森田 敏	Recent Achievements at PNC in the Development of High Temperature Structural Design Method for FBR Components.	同上 岩田 耕司 和田 雄作 永田 敬 山岸 佳昭
炉物理の観点から見たTRUおよびFP削減処理技術の開発	実務講座「炉物理の観点から見た削減処理技術の開発」 日本原子力情報センター	動燃	若林 利男		
Seismic Systems Analysis for an LMFBR.	PSA'93 ANS	同上	中井 良大 山口 彰 森下 正樹		
Risk-based Examination of Technical Specifications for an LMFBR.	同上	"	日置 一雅		

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
冷却材温度ゆらぎ現象の数値解析	第44回筑波混相流・エネルギー懇話会	動 燃	村松 寿晴 菅原 哲
RAMONA Benchmark Analysis by AQUA Code Part I.	RAMONA Benchmark Meeting KfK	同 上	上出 英樹
ナトリウム付着機器の洗浄装置	全国産業安全衛生大会 中央労働災害防止協会	"	萩谷 昭男 小貫 修
高速増殖炉燃料の過渡条件下での破損限界に関する研究	原子力安全シンボジウム 原子力安全委員会	"	鹿倉 栄
FBR Structural Material Data Processing System ; SMAT.	第4回原子力先端研究国際シンボジウム 日本原子力研究所	"	青砥 紀身 川崎 弘嗣 和田 雄作
The Fuel Cycle Costs for the ATR.	Expert Group on the Economics of the Nuclear Fuel Cycle. OECD/NEA	"	森 久起 小野 清
非線型構造解析コード	「高温機器の構造強度設計…新素材の開発から寿命評価まで」 日本機械学会	"	岩田 耕司
高温ナトリウム中における2½Cr-1Mo鋼の脱炭速度の検討	「材料と環境」講演会 腐食防食協会	"	吉田 英一 和田 雄作
Crack Initiation Life Prediction Method of Thermal Creep-Fatigue.	第7回圧力容器国際会議 第7回圧力容器国際会議ドイツ委員会	"	渡士 克己 石崎 公人 岩田 耕治
「常陽」での計算機による保守支援	研究炉等の運転・管理および改良に関する研究会	"	市毛 聰 小川 徹 今井 勝友 仲村 薫
FBR炉内熱流動解析技術の高度化—Thermal Stripingを中心として—	原子力高度技術研究会 側産業創造研究所	"	村松 寿晴
「常陽」の照射性能向上計画(MK-III計画)	研究炉等の運転・管理および改良に関する研究会(弥生研究会)	"	有井 祥夫 坪 正義 富田 直樹 伊東 秀明
High-Cycle Fatigue Behavior of Alloy 718 in Liquid Sodium.	Liquid Metal Systems, International Seminar KfK	"	吉田 英一 小峰 龍司 上野 文義 和田 雄作
Neutronic Decoupling and Space-Dependent Nuclear Characteristics for Large LMFBR Cores.	Nuclear Science and Engineering ANS	"	白方 敏章 三田 敏男 中島 文明
Axial Distribution of Cesium in the Heterogeneous FBR Fuel Pins.	8th Symp.on thermodynamics of Nuclear Materials. IAEA	"	鵜飼 重治 鹿倉 栄
運転員思考モデルの開発	原子力プラント高度情報化技術調査専門委員会 日本電気学会	"	三木 哲志
Post-Corrosion and Metallurgical Analyses of Sodium Piping Operated for 100,000 Hours.	Liquid Metal Systems, International Seminar KfK	"	吉田 英一 加藤 章一 和田 雄作

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
放射線遮蔽用複合材料の開発	日本原子力産業会議放射線利用研究会 アイソトープ利用グループ第8回定期研究会	動 燃	井上 賢紀
高速炉安全解析における多成分多相流解析技術の現状	「熱流動解析の革新的技術」専門委員会 日本原子力学会	同 上	飛田 吉春
DESIGN,FABRICATION AND INSTALLATION OF THE REACTOR INTERNALS FOR PROTOTYPE FBR DEVELOPMENT.	THE SECOND ASME / JSME INTERNATIONAL CONFERENCE ON NUCLEAR ENGINEERING	"	大坪 徹
DESIGN,FABRICATION AND INSTALLATION OF THE PRIMARY HEAT TRANSPORT SYSTEM FOR PROTOTYPE FBR DEVELOPMENT.	同 上	"	大坪 徹
Design,Fabrication and Installation of Reactor Vessel for the Prototype FBR MONJU.	ICONE-2 ASME,JASME	"	横田 淑生
Simulation Models in a Full Scope Simulator for the Prototype FBR MONJU.	1993 Simulation Multi Conference	"	小屋越直喜
繰り返し硬化材におけるひずみ集中挙動解析法の開発	日本原子力学会「1993年春の年会」	"	柄谷 和輝 森下 卓哉 岩田 耕司
FBR燃料集合体内ナトリウム沸騰試験・解析	同 上	"	早船 浩樹 岡野 豊明
配管ペローズ継手のナトリウム中実証試験後の材料特性評価	"	"	青木 昌典 片岡 一 寺田 正文 他
FBR技術を適用した月面炉の検討(1) ーシステム構成一	"	"	大坪 章 羽賀 一男 片岡 一 他
「常陽」MK-II制御棒の開発	"	"	飛田 公一 曾根 和則 宮川 俊一 田村 正義
高速炉の受動的安全性に係わる炉心湾曲反応度に関する研究(I) - FFTF炉心の炉心湾曲反応度評価-	"	"	島川 佳郎 坪 正義 林 秀行 長沢 吉弘
高速炉軸非均質燃料の照射挙動(2)-燃料挙動	"	"	畔野 一郎 節田 尚也 山田 美一 他
高速実験炉「常陽」における放射性腐生成物挙動の測定と評価	"	"	伊藤 和寛 茶谷 恵治 飯沢 克幸 他
構造材料用インパイルリープ試験装置の開発	"	"	方波見正己 福本和佐男 宮川 俊一 他
高速実験炉「常陽」MK-II炉心の炉心・燃料管理に関する研究	"	"	大村 明子 吉田 昌宏 川島 桂朗 他
高速炉遮蔽体用黒鉛の照射挙動	"	"	皆藤 威二 小野瀬庄二 丸山 忠司 柴原 格

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
2次系削除型FBR用水蒸気泡溶解挙動評価コードの開発	日本原子力学会 「1993年春の年会」	動 燃	浜田 広次 田辺 裕美
高速炉の受動的安全性に関する研究(II) FFT/F 流量過渡試験解析による受動的出力抑制機能の感度評価	同 上	同 上	山口 彰
冷却材温度ゆらぎ周期の解析の評価手法の開発(II) 7本集合体水実験によるDINUS-3の検証	"	"	村松 寿晴
照射後試験用集合体・ビン試験装置の開発	"	"	金井 和樹 永峰 剛 川島 靖 他
照射後試験用X線CT検査装置の開発	"	"	永峰 剛 鯉淵 浩人 金井 和樹 他
高速炉における自然循環崩壊熱除去に関する研究III —上部プレナム内低温Naによる燃料集合体冷却効果—	"	"	上出 英樹 磯崎 正
TRU廃棄物の希硫酸を用いた電解除染試験	"	"	堂野前 寧 原 光男 樋戸 裕二
自律型運転制御プロトタイプシステムの開発 —知識ベース構築支援機能—	"	"	佐伯 昭 遠藤 昭
原子力用人工知能を具備した原子力施設のシステム評価研究(2) 自律型運転制御プロトタイプシステムの開発	"	動 燃 三菱電機	大草 亨一 遠藤 昭 他 荻野 敬迪
高速炉における自然循環崩壊熱除去に関する研究II —自然循環移行時の炉心部過渡熱流動特性—	"	動 燃	磯崎 正 上出 英樹 家田 芳明 谷川 信吾
定性連立方程式の解の曖昧さを抑制する一方法	"	動 燃 阪大産研	吉川 信治 来村 徳信 池田 満 構口理一郎
FBR技術を適用した月面炉の検討(2) —炉心設計—	"	動 燃	大坪 章 野村 紀男 羽賀 一男
高速炉におけるハイブリッド型炉内冷却器を用いた自然循環崩壊熱除去水試験	"	動 燃 KfK	大島 宏之 H.Hoffmann D.Woelnberg
高速炉における自然循環崩壊熱除去に関する研究IV —集合体内流量再配分に及ぼす集合体間熱移行効果—	"	動 燃 川崎重工	戸田 信一 家田 芳明 赤松 幹夫 他
深海バイオ用高速熱源システム概念検討	"	動 燃	大坪 章 羽賀 一男
原子力用人工知能を具備した原子力施設のシステム評価研究(1) 自律型運転制御システムの開発計画	"	同 上	遠藤 昭 佐伯 昭 吉川 信治 他
高速炉軸非均質燃料の照射挙動(3)—セシウムの挙動	"	"	山田 美一 畔野 一郎 節田 直也 他
高速炉軸非均質燃料の照射挙動(1)—燃料特性評価	"	"	吉川 勝則 小山 真一 富永 功 他
高速炉燃料被覆管の燃料・被覆管の化学的相互作用(1) —316ステンレス鋼の照射データ評価—	"	"	小山 真一 畔野 一郎 鹿倉 栄 野村 茂雄

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
原子力極限環境材料の開発に関する研究 耐ナトリウム性・耐放射線性新素材の開発	日本原子力学会 「1993年春の年会」	動 燃	加納 茂機 吉田 英一 井上 賢紀 他
確率地震応答解析に基づく機器の損傷度評価	同 上	同 上	森下 正樹
高速炉照射済MOX燃料のX線回析によるO/M比評価	"	"	阿部 和幸 山本 一也 野村 茂雄
高速炉における自然循環崩壊熱除去に関する研究I —Na試験により解明すべき炉心部熱流動現象—	"	"	家田 芳明 上出 英樹 戸田 信一 他
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その38) 配管振動試験	"	"	田中 彰
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その39) 1次主冷却系運転試験	"	"	佐々木和一
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その40) 2次主冷却系運転試験	"	"	平山 尋盛
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その41) 燃料交換設備 炉内燃料移送試験	"	"	大場 俊雄
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その42) 燃料交換および燃料処理貯蔵試験	"	"	松坂 勝
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その43) 水平型ナトリウム透視装置Na中特性試験	"	"	富樫 義則
FBR炉心への修正中性子源増倍法の適用性検討	"	"	沖元 豊
新型転換炉のシビアアクシデントに関する研究	原子力安全シンポジウム	"	望月 弘保
Outline of Development of ATR and Its In-Service Inspection Technology.	国際原子力安全セミナー	"	小池 通崇
ATR 実証炉用ほう酸急速注入系の機能試験(その1) —流動特性および混合特性—	日本原子力学会 「1993年春の年会」	動 燃 電源開発 日立 日立エンジニアリング	長谷川敏彦 藤本 幸正 平尾 誠造 俵 正文
ATR 実証炉用ほう酸急速注入系の機能試験(その2) —投入反応度特性—	同 上	動 燃 日立 電源開発	清野 英昭 笛川 勝 藤本 幸正
ATR 実証炉の安全解析手法(2) ～プラント動特性解析コードの検証～	"	動 燃	奥沢 良和
オーストラリア・Rudall地域におけるリモートセンシングによるウラン鉱床胚胎母層の抽出	応用地質学会誌	同 上	小出 鑑
有機物の関与する熱水性ウラン鉱床の生成条件とくに不整合関連および砂岩型鉱床について	岩石鉱物鉱床学会誌	動 燃 東北大理工学部 情報数理研究所	山田 康夫 小島 晶二 小木田周三
塩素を用いるウラン鉱石の乾式処理法の検討	原子力学会 「1993年春の年会」	動 燃	滝 豊弘 河本 薫明 佐藤 修彰 豊橋技術大学 竹中 俊英 他
放射線損傷を用いた地質環境中の放射性元素の移動・保持の解析	同 上	動 燃	佐藤 和彦

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
硝酸プルトニウム水溶液の放射線分解による水素発生	弥生研究会	動 燃	雑 哲郎 久野 祐輔 舛井 仁一
核燃料再処理工場水溶液におけるTBPの放射線分解	同 上	同 上	久野 祐輔 雑 哲郎 舛井 仁一
On-line determination of iodine in nuclear fuel reprocessing off-gas streams by a combination of laser-induced fluorimetry and laser photoacoustic spectroscopy	Analytica chimica Acta 270(1992) 181~186	"	久野 祐輔 佐藤 宗一 舛井 仁一
Application of Modified TRUEx Flowsheet to Minor Actinide from High-Level Liquid Waste	WM Symposia	"	駒 義和 野村 和則 根本 慎一
再処理施設における大型塔槽類の解体・撤去技術の開発	デコミッショニング技術 第7号 P41~54	"	石橋 祐三 田中 康正 山本 隆
「もんじゅ」初装荷炉心燃料の製造技術開発(4) 全自動端栓溶接システムの開発	日本原子力学会「1993年春の年会」	"	柳原 博 飯村 泉 野上 哲也 他
ノンスラッジ廃液処理プロセス開発(1) 不溶性タンニンによるPu吸着挙動	同 上	"	沼田 浩二 高橋 芳晴 都所 昭雄
ウランおよびプルトニウム化合物のマイクロ波領域での誘電率	"	"	加藤 良幸 田中 泉 都所 昭雄
非破壊入量計量分析装置(Hydrid/KED)の開発(1)	"	"	黒沢 明 阿部 勝男 久野 祐輔 舛井 仁一
高温硝酸溶液中におけるプルトニウム酸化状態の分布(原子価分布)	"	"	佐藤 宗一 工藤 好司 久野 祐輔 舛井 仁一
東海再処理工場における計量管理用液量測定システムの保全	"	"	瀬戸 信彦 福有 義裕 小松 久人 立原 富夫
使用済燃料の溶解槽内における溶解挙動(I)	"	"	宮地 茂彦 安 正三 廣木 俊男 舛井 仁一
「もんじゅ」初装荷炉心燃料の製造技術開発(1) 「もんじゅ」用ペレット製造の特徴と製造方法の概要	"	"	青木 義一 鹿志村元明 山口 俊弘 他
「もんじゅ」初装荷炉心燃料の製造技術開発(2) 密度低下剤添加時のMOX粉末調整技術の確立	"	"	鹿志村元明 青木 義一 皆川 進 他
「もんじゅ」初装荷炉心燃料の製造技術開発(5) 燃料要素溶接部欠陥自動判定システムの開発	"	"	石川進一郎 梶谷 駿男 中島 勝昭
大型廃液貯槽遠隔点検システムの開発(II)	"	動 燃 原子力技術 ㈱	川俣 達男 野島 康夫 小川 敬 他
再処理施設の遠隔補修・検査技術開発(VI) —遠隔配管工事システムの開発—	"	動 燃	石橋 祐三 豊田 修 山本 隆一 田中 康正
再処理施設の遠隔補修・検査技術開発(VII) —セル内点検装置の開発(その2)—	"	同 上	豊田 修 萩野谷 駿 石橋 祐三 他

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
セル内型固体導入ICP発光分光分析法の開発(ガラス固化体中のナトリウム分析法の開発)	日本原子力学会「1993年春の年会」	動 燃	青瀬 晋一 長谷 文昌 菅沼 隆 他
東海再処理工場の燃料貯蔵プール水の性状について	同 上	動燃 佛東芝	若山 良典 小形 桂昭 和田 幸雄 他
東海再処理工場におけるウラン電解槽の運転経験	"	動 燃	小沼 彰 渡辺 文隆 山本 徳洋 他
東海再処理工場・抽出工程におけるテクネチウムの挙動	"	同 上	大森 栄一 鹿志村卓男 菊地 孝 清水 甫
高レベル廃液からのTRU元素の湿式分離研究(VII) —Pu逆抽出およびRu洗浄について—	"	"	野村 和則 根本 小沢 正基 富樫 昭夫
CPFにおける高速炉照射済燃料の溶解に関する研究	"	"	算用子裕孝 岩崎伊佐央 菊池 慶治 他
日本における地層処分研究開発の概況—平成3年度技術報告書を中心にして—	ウェイスト・フォーラム'93	"	大和 愛司
Absorption Behaviour of Gaseous Ruthenium into Water.	Radiochimica Acta Vol.57 P.51~55	"	五十嵐 寛 加藤 功 高橋 武士
Natural Analogue Study of Tono Uranium Deposit in Japan An illustration of Geochemical behavior of Uranium Series Nuclides in Geological Formation.	地質条件評価技術の高度化調査研究委員会	"	湯佐 泰久
亀裂ネットワークモデルを用いた等価多孔質媒体近似に関する研究	第25回岩盤力学に関するシンポジウム	"	澤田 淳 内田 雅大 清宮 和彦
FULL-SCALE TEST ON THERMO-HYDRO-MECHANICAL PROCESS IN ENGINEERED BARRIER SYSTEM.	DECOVALEX 第2回ワークショップ	動 燃 ㈱間組 京都大学	藤田 朝雄 茂呂 吉司 小林 畏 大西 有三
動燃事業団の行っている深部地質環境の調査研究の現状	電気情報3月号	動 燃	山崎 真一
天然放射性核種の地層中の挙動—東濃ウラン鉱床を例として—	応用物理学会「放射線同位体と環境」シンポジウム	同 上	湯佐 泰久 吉田 英一
天然放射性核種の地層中の挙動	第40回国応用物理学会関連講演会	"	湯佐 泰久
動燃式低水圧制御水理試験装置	地質と調査	"	柳澤 孝一 尾方 伸久 中野 勝志
オクロ天然原子炉—最近の調査結果と高レベル放射性廃棄物地層処分にとっての意義—	日本原子力学会「1993年春の年会」	"	山川 稔
NdOHCO <sub>3</sub> の溶解度測定	日本化学会第65春季年会	"	吉川 英樹 瀧谷 早苗 牧野 仁史 油井 三和
東濃地域における深部地下水の地球化学的研究(V) —バッカーシステムを用いた地下水の採水方法について—	日本原子力学会「1993年春の年会」	"	濱 克宏 湯佐 康久 太田久仁雄
わが国の地質環境把握のための水理解析手法の検討—地形のモデル化手法—	同 上	"	前川 恵輔 今井 久 柳澤 孝一

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
地質環境の長期隔離性能に係わる天然事象(IV) —わが国の山地部における地盤の侵食速度—	日本原子力学会 「1993年春の年会」	動 燃	藤原 治 古屋 和夫 清水 和彦 石丸 恒存
脱硝による高レベル廃液からの発熱元素分離	同 上	同 上	米澤 困晃 花本 行生 河村 俊廣 他
コールドクルーシブル誘導溶融法の廃棄物ガラス溶融への適用研究	〃	〃	野口 和也 小林 洋昭 五十嵐 寛大 内 仁
水熱HIP法による放射性廃棄物固化に関する研究	〃	〃	福本 雅弘 宮本 陽一 中西 芳雄
大型緩衝材の熱-水-応力連成試験(2) —加熱・注水試験—	〃	動 燃 (株)間組	藤田 朝雄 茂呂 吉司 小林 晃 他
ニアフィールド水質変化の反応経路計算による評価 —オーバーパック／ガラス固化体から溶解する鉄の配位子濃度への影響—	〃	動 燃	牧野 仁史 岩田 浩 宮原 要
崩壊連鎖に伴う人工バリア中核種移行への影響要因の検討	〃	動 燃	大井 貴夫 宮原 要 本 社 梅木 博之
NiおよびTcの岩石およびペントナイトへの吸着挙動に関する研究	〃	動 燃 日揮㈱	波谷 朝紀 吉川 英樹 雨夜 隆之 鈴木 和則 他
緩衝材の核種吸着性能向上を目的としたペントナイトへの他材料添加の予察的検討	〃	動 營 検査開発㈱	小田 治恵 柴田 雅博 石川 博久 鈴木 英明
TcO <sub>4</sub> -イオンの無限希釈溶液中の拡散係数の電気伝導率測定に基づく評価	〃	動 營 三菱マテリアル㈱	佐藤 治夫 油井 三和 上田 真三 矢島 達哉
高レベル廃液からの発熱元素の分離・回収	〃	動 營 東北大学素材工学研究所	河村 和廣 秋葉 健一 三村 均
プルトニウムの放射線安全管理の考え方と経験	電気事業連合会 放射線管理技術委員会	動 營	石黒 秀治
電子加速器の開発	第2回核変換研究会	同 上	遠山 伸一
炭酸ガスレーザー	化学と教育 Vol.40 No.8 P.512~514	〃	笛尾 信之
再処理施設における確率論的安全評価の適用研究の現状	第6回確率論的安全評価に関する国内シンポジウム	〃	野尻 一郎 成田 倭
Uranium Isotope Exchange between UF <sub>6</sub> and UF <sub>4</sub>	Journal of Nuclear Science and Technology Vol.29 No.3 P.296~299	〃	矢戸 弓雄 船坂 英之
加速器によるFPの消滅処理	核変換研究会 東北大金研	動 營	加瀬 健 小無 健司

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
レーザー場における核励起	核変換研究会	動 營 東北大金研	東 侍郎 野村 昌弘 小無 健司
Determination of Technetium-99 in Environmental Samples by Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry.	Topical Symposium on the behavior and Utilization of Technetium '93	動 營	森田 重光 飛田 和則 倉林 美穂
高繰り返しパラ水素ラマン レーザー発振特性	第40回応用物理学関係連合講演会 No.3 P.958~ 29a-z-9	動 營 理化学研究所	宮本 泰明 川上 重秋 田代 英夫 他
熱応力緩和のための傾斜機能材料開発の基礎技術に関する研究	熱応力緩和のための傾斜機能材料開発の基礎技術に関する研究 傾斜機能材料研究会	動 營	原田 誠
ファインマン- $\alpha$ 法による低実効増倍率測定	日本原子力学会 「1993年春の年会」	同 上	大谷 暢夫
磁気共鳴法によるフラーーレン類の特性	日本化学会第65春季年会	〃	杉山 謙寿 船坂 英之 山本 和典
金属フラーーンの質量分析と高速液体クロマトグラフィー	同 上	〃	山本 和典 鹿野 晴英 船坂 英之
「もんじゅ」初装荷炉心燃料の製造技術開発(3) 脱脂・焼結・密閉気のペレット中不純物に及ぼす影響	日本原子力学会 「1993年春の年会」 検査開発㈱	動 營 森平 達藤 羽成	正之 秀男 章他
アクチニド元素の光化学分離について基礎研究(IV) 硝酸溶液中のPu, Npの光酸化還元メカニズム	同 上	動 營 原子力技術 (株) 東京工業大学	和田 幸男 森本 恒一 五位利孝 富安 博
DLC膜の光破壊強度の測定	〃	動 營	北谷 文人
複合核共鳴準位を利用した放射性廃棄物の消滅処理(III)	〃	同 上	中村 詔司 小無 健司 野村 昌弘
MOX燃料(Halden IFA-514)の照射後試験	〃	〃	菊池 圭一 松本 光雄 中島 靖雄
確率論的FBR燃料設計手法の開発	〃	動 營 ㈱東芝	田中 健哉 中江 松本 岬井 靖
高速炉燃料設計におけるギャップコンダクタンスマデルの検討	〃	動 營	小澤 隆之 田中 健哉 中江 延男 松本 光雄
SCALE-4システムを用いた臨海安全データの計算 —MOX燃料加工施設を対象とした—	〃	動 營 原子力システム㈱	野尻 一郎 成田 倭 深作 泰宏
地中における放射性核種の移行調査 —誘導結合プラズマ質量分析法を用いた環境試料中長半減期放射性核種の定量—	〃	動 營	森田 重光 桜井 直行 倉林 美穂 飛田 和則

## ■特許・実用新案

平成5年1月より3月の間に登録および承継された特許・実用新案は次のとおりである。

種類	登録番号	登録年月日	発明の名称	備考
特許	1739845	5. 3. 15	高速増殖炉用蒸気発生器の伝熱管構造	
特許	1720685	4. 12. 14	液体中接続装置	
特許	1725912	5. 1. 19	浮子式レーザーレベル計	
特許	1700427	4. 10. 14	配管継手	三菱重工業㈱と共有
特許	1702881	4. 10. 14	床面検査装置	三菱重工業㈱と共有
特許	1737065	5. 2. 26	耐中性子照射脆化特性に優れた耐熱合金の製造方法	川崎製鉄㈱と共有
特許	1700454	4. 10. 14	磁性線検知用センサ	三菱重工業㈱と共有
特許	1265885	60. 5. 27	密封容器における蓋開閉装置	日立造船㈱と共有
特許	1630876	3. 12. 26	密封容器開閉装置のシール材取換方法	日立造船㈱と共有
実用新案	1953157	5. 2. 12	グローブボックスのグローブポート	
実用新案	1948415	5. 1. 19	液体金属漏洩検出器	
実用新案	1937100	4. 11. 10	キャスクの中間容器	日立造船㈱と共有
実用新案	1952648	5. 2. 12	グローブポートカバー	㈱コクゴと共有
実用新案	1947222	5. 1. 19	マニブレータの起動機構	㈱明電舎と共有
実用新案	1941314	4. 12. 10	原子炉格納容器の配管貫通部構造	石川島播磨重工業㈱、㈱東芝と共有
実用新案	1948343	5. 1. 19	マニブレータの手先構造	㈱明電舎
実用新案	1948344	5. 1. 19	マニブレータの手先構造	㈱明電舎
実用新案	1951883	5. 2. 12	マニブレータの駆動機構	㈱明電舎
実用新案	1948345	5. 1. 19	マニブレータの肘部	㈱明電舎
実用新案	1953735	5. 2. 25	マニブレータにおけるマスターのグリップ	㈱明電舎
実用新案	1955643	5. 3. 11	マニブレータ	㈱明電舎
実用新案	1953740	5. 2. 25	マニブレータ	㈱明電舎
実用新案	1643004	61. 6. 26	密封容器における蓋開閉装置	日立造船㈱
実用新案	1937610	4. 11. 10	貯蔵容器の蓋開閉装置	日立造船㈱
イギリス	2224106	1992. 11. 25	A Melting Furnace for Treating Wastes and A Heating Method for the Same	
イギリス	2227599	1992. 12. 23	Method of Treatment of High-Level Radioactive Waste	
アメリカ	5193095	1993. 3. 9	Multimode Raman Laser System	
アメリカ	5171447	1992. 12. 15	Method of Extracting and Separating Spent Solvent Generated in Nuclear Fuel Cycle	

---

動燃技報 1993. 6 No. 86  
平成5年6月発行

©1993 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  
東京都港区赤坂1-9-13  
(三会堂ビル) T107  
Tel. 03 (3586) 3311(代)

---

印 刷 株式会社 菜根出版  
東京都千代田区平河町1-8-13

---

# Abstracts(PNC Technical Review)

## Irradiation Behavior of JOYO MK-II Core Fuel

Sakae Shikakura Tadashi Maruyama Yoshinori Satoh  
Takeo Asaga Shigeharu Ukai Ichiroh Unno  
**PNC Technical Review No. 86 p.20—33(1993)**

Post-irradiation examination on 'JOYO' MK-II core fuel subassemblies and fuel irradiation behavior analysis have been conducted in Fuels and Materials Division. It was confirmed through these examinations that they performed satisfactorily during 'JOYO' operation and no failure was occurred. Fuel behavior dependency on burnup, linear heat rate etc. was made clear by plenty of data. Fuel behaviors such as fuel temperature, material strength, FP gas release rate, FCCI, fuel pin diameter change etc. were conservative than those of estimated by design, which demonstrated the adequacy of fuel design for 'JOYO' MK-II. The fuel life at the end of using still have enough margin compared with life limit evaluated from actual irradiation data and the possibility of fuel design method improvements was suggested.

**Key Words:** Irradiation Behavior, JOYO, Core Fuel, Burnup, Fuel Temperature, Core Material, Fission Gas Release, FCCI, Fuel Pin Diameter Change, Fuel Design.

## The Development of Remote Repairing System, Decontamination and In-Cell Remote Inspection Equipment

Yuzo Ishibashi Osamu Toyoda Isao Hagimoya  
Ryuichi Yamamoto Yasumasa Tanaka  
**PNC Technical Review No. 86 p.34—50(1993)**

PNC has been developing remote repair and inspection technologies for in-cell components in reprocessing Plants.

In this report, several remote technologies such as remote dismantling and removal, decontamination, remote pipe maintenance and remote in-cell inspection equipment are described.

**Key Words:** Remote Dismantling and Removal, Decontamination, Pipe Maintenance, Inspection Equipment.

## Development of the Post-Irradiation Examination Equipments for the Large Scale Fuel Monitoring Facility

Shigeru Iwanaga Yasuo Nakamura Kazuki Kanai  
Hideo Kodaka  
**PNC Technical Review No. 86 p.51—54(1993)**

Design and development of specialized equipments for post-irradiation examination and remote handling of "Monju" core components has been completed for use in the Large Scale Fuel Monitoring Facility (the Extension Fuel Monitoring Facility), at the O-arai Engineering Center of PNC. Its objectives are to investigate reliability, integrity and irradiation behavior of "Monju" core components.

1. Robotic manipulators  
It is able to make an automatic transportation of various fuel pins in a basket.
2. Examination Equipments
  - (1) Multipurpose Assembly examination Equipments  
It has multi-function such as profilometry, dismantling and so on.
  - (2) Automatic Element examination Equipments  
It has capability of performing detailed visual examination, gamma scanning, eddy current inspection and so on.
  - (3) X-ray Computed Tomography Equipment  
It is able to observe non-destructively a cross section view of fuel assembly.

**Key Words:** The Large Scale Fuel Monitoring Facility, Robotic Manipulators, Multipurpose Assembly Examination Equipments, Automatic Element Examination Equipments, X-ray Computed Tomography Equipment.

## Development of Continuous Isotopic Purity Monitor of Heavy Water

Akira Matsushima Satoshi Morita  
**PNC Technical Review No. 86 p.55—60(1993)**

A supersonic heavy water monitor was developed in the Fugen Nuclear Power Station. The accuracy is confirmed with a conventional near-infrared light absorption method. The monitor shortened sampling/measurement time and saved man power to observe the heavy water isotopic purity change during deuteration/dedeuteration with resin exchange of heavy water purification system. The monitor also reduced the amount of degraded heavy water unproperly storaged since operators in deuteration/dedeuteration procedures can change low/high concentration heavy water storage tanks quickly and properly following the indication of the monitor.

**Key Words:** Heavy Water, Isotopic Purity, Supersonic, Sensor, Deuteration, Fugen.

## Current Status of Probabilistic Safety Analysis Application Study of Nuclear Reprocessing Facilities

Ichiro Nojiri Osamu Narita  
**PNC Technical Review No. 86 p.61—64(1993)**

Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Nuclear Power Plants has become a standard technique to further enhance safety of these installations. PSA methods have also been applied in France and Great Britain to design and licensing of major reprocessing facilities.

Endorsed by Nuclear Safety Commission, PSA application study to fuel cycle facilities has been started at 1985. To develop and test the methodology and approach which are applicable to whole PSA at reprocessing plants, followings have been made;

- Having surveyed, collected and arranged the reliability data of components and unit, useful to nuclear fuel cycle facilities, the reliability data base has been developed.
- Based on Some design and operation experiences at the Tokai Reprocessing Plant (TRP) and some safety related information of large scale facilities, the model reprocessing plant of basic design basis is established.
- Some main processes are described as system model to assess the typical incidents in reprocessing plants. And the frequency of incidents on each process is quantified by the Fault Tree Analysis and the radioactive release risk is calculated by using the Release Tree Method.

**Key Words:** Probabilistic Safety Assessment, Nuclear Fuel Cycle Facility, Reliability Data Base, Model Reprocessing Plant, Fault Tree Analysis, Release Tree Method, Radioactive Release Risk.

## The Development of Measurement of Plutonium Concentration —The Development of Poor Man's Densitometry—

Kyousuke Nishida Souichi Sato Yusuke Kuno  
Jinichi Masui S. T. Hsue R. Gunnink  
**PNC Technical Review No. 86 p.65—69(1993)**

An accurate measurement of plutonium concentration of a sample is necessary for nuclear material control and accounting. Poor man's densitometry rapidly determines plutonium concentration with nondestruction. This densitometry requires no external radioactive sources or X-ray generators, but rely only on natural radiation. The construction of instrument is very simple. This reasons this methods is called Poor man's densitometry. The principal of poor man's densitometry and the experimental results are discussed in this paper.

**Key Words:** Poor Man, Nondestruction, Plutonium Solution Densitometry.

**Radiation-Damage Analysis of Rock Samples from some Uranium Exploration Sites**

*Kosei Komuro Yasuo Ohitsuka Masahiro Yamamoto*

**PNC Technical Review No. 86 p. 70–74(1993)**

Radiation-damage analysis using cathodoluminescence, combined with ordinal petrographical description, autoradiography and X-ray probe microanalysis, is examined for rock samples from some uranium exploration sites. This method offers useful information on "hidden" ancient geologic processes and events such as leaching, removal, migration, and accumulation of radionuclides.

**Key Words:** Radiation-Damage Analysis, Rock Samples, Cathodoluminescence, Radiation-Damage Rim, X-ray Probe Microanalysis, Compositional Mapping.

## 動力炉・核燃料開発事業団

<b>本 社</b>	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	岡山県苫田郡上齋原村 1550	〒708-06	TEL (0868)44-2211
中部事業所	岐阜県土岐市泉町定林寺園戸959-31	〒509-51	TEL (0572)54-1271
東海事業所	茨城県那珂郡東海村大字村松 4-33	〒319-11	TEL (0292)82-1111
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 (0292)67-4141
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 北京発展大厦602房間	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. 16th Floor, Royal Exchange Bldg., 56 Pitt Street, Sydney, N. S. W. 2000 Australia	TEL 2-241-1594 FAX 2-251-1584
PERTH	PNC Exploration(Australia)Pty. Ltd. Perth Branch 26 Lyall Street, South Perth W. A. 6151	TEL 9-474-1120 FAX 9-474-3709