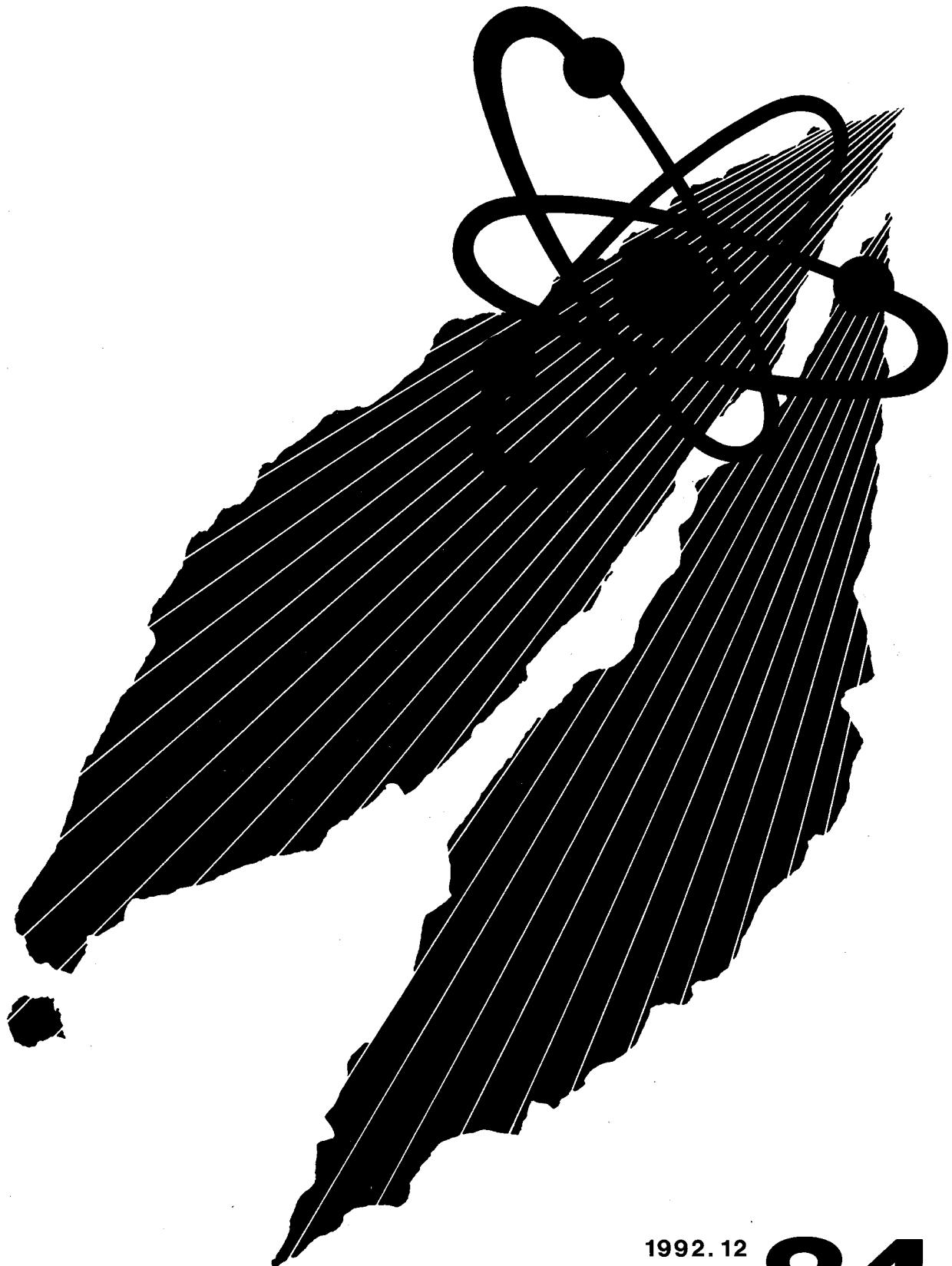


動燃技報

PNC Technical Review



1992.12
No.84

動燃技報 No.84 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

大洗工学センターにおける核燃料サイクル施設の デコミッショニング技術に関する研究開発	21
谷本 健一 菅谷 敏克 原 光男 菊地 豊 飛田 祐夫 榎戸 裕二	
ガラス固化技術開発施設の建設	35
本橋 昌幸 真道 隆治 新沢 幸一 瓜生 満 三宮 都一 橋本 修	

技術小論

確率論的構造信頼性評価法の開発と2重管SG伝熱管 への適用	41
若井 隆純 町田 秀夫 渡士 克己 木曾原直之 小井 衛	
γスキャニング装置によるATR燃料の出力分布 測定結果	45
白鳥 芳武 永松 健次 尾崎 信治 林 卓	
同位体希釈ガンマ線計測による入量計量槽中の Pu分析技術の開発	50
佐藤 宗一 北川 修 西田 恭輔 久野 祐輔 舛井 仁一 T.K.Li	
プルトニウム転換技術開発施設における液量測定の 長期的精度 -Pu受入計量槽の年次再校正結果-	54
細馬 隆 鈴木 征雄	
高レベル廃棄物処理研究開発データベース システムの開発	60
正木 敏夫 五十嵐 寛 宮内 智子 大内 仁	
ウラン生産量予測の試み	65
則竹 和光	

国際協力

国際会議、海外派遣等	69
------------	----

活動

外部発表・特許・実用新案	70
--------------	----



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、4月26日より実施していた第10回定期検査を計画どおり実施し、7月21日に調整運転を開始し、8月20日に総合負荷検査を受け本格運転を再開した。現在定格出力にて順調に運転を継続している。

第10回定期検査では、改造工事として原子炉給水制御装置の更新に合わせ、低流量給水調節弁の制御に、その性能向上のため動燃事業団が開発したファジィ制御装置を導入した。

平成4年度第2四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 (%)
4年7月	34,140	243	32.7	26.2
4年8月	121,020	744	100.0	98.6
4年9月	117,355	720	100.0	98.8
合計	272,515	1,707	77.3	74.8

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、実証炉の燃料開発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・信頼性の向上については、原子炉給水制御装置のファジィ制御の開発を昭和61年より進めてきたが、第10回定期検査の原子炉起動時に合わせ、最終的な機能試験を行い本格運用に入っている。また、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。また、原子炉冷却系への水素注入による主蒸気中のN-16の上昇メカニズムについて調査し、その低減方法の検討を進めた。

被ばく低減の一環として実施した原子炉冷却系系統除染について、その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。

MOX燃料の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いる。

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16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詳細格子計算コードMESSIAHの核データライブラリに関して、現状のENDF/B-III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改良整備を実施し、ライブラリの違いによる評価検討をWIMS-ATRコードとの比較を基に行った。

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を7月1日より公開した。また、スペーサ形状がCHFおよびスペーサ下流の温度分布に及ぼす影響を測定する試験を継続して実施している。

2.5 安全性研究開発

ATRにおいてある程度設計基準事象を超えた事故が発生した場合でも、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、解析手法を用いた評価がほぼ終了し、放射性物質の格納容器内挙動に関する解析を開始した。

1チャンネル流量減少を起因とし、燃料および圧力管が損傷する事象の評価手法確立のための解析コード整備を行っている。また、高温になった燃料が圧力管に接触した場合の圧力管温度挙動を、これまでに実施した個別効果試験結果を適用して解析した。

2.6 部品・機器試作開発

圧力管集合体をコンポーネントテストループに装荷し、炉心を模擬した流動条件下で耐久試験を行い、トータル試験時間15,480hrに達した。燃料フレッティング磨耗解析コードの開発の一環として、疵の深さと磨耗体積との相関を求めるための解析を実施し、磨耗体積から深さに変換できるよう解析コードの改良をした。また、フレッティング磨耗特性に及ぼす因子を定量的に求めるための試験に使用する装置の設計を行い完了した。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、高燃度燃料(54本クラスタ)の流動試験を行うための準備を行った。

「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実施している。130°Cで化学除染を施した燃料集合体を炉心冷却水流動条件を模擬した高温高压二相流水下で2,000時間におよぶ耐久試験を行いトータル試験時間10,000hrに達した。

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監視試験片の照射後試験計画を作成するとともに、試験を開始した。

(2) MOX(ATR用)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破壊照射後試験を実施するため、試験燃料対象ピンの輸送を行った。

② 高燃焼度燃料開発のための照射後試験

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(IFAP54/555)からオンライン計装で得られたデータ等の燃料挙動データの整理を行っている。また、セグメント燃料棒の出力急昇試験については、供試体となる燃料は「ふげん」でベース照射したものであり、こ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、照射リグ製作の準備を行った。

照射済実証炉燃料の破損しきい値を求めるためのNSRR照射試験については、許認可取得の準備作業を実施した。

(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

100MW第25サイクル定格運転のための燃料交換作業と電源設備の一部更新作業を実施し、その後、8月14日から第25サイクル定格運転を開始し、9月末現在順調に運転を継続している。

照射試験関係では、「もんじゅ」燃料高燃焼度確証試験および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、さらに日仏交換照射試験、受託照射試験等の各種照射試験を継続している。

許認可関係では、変更申請(その14)としてRTCB燃料、炭塗化物燃料、フェライト鋼反射体等について第一次審査が行われている段階である。

2. 高速増殖原型炉もんじゅの建設および試運転

高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設工事は、平成4年9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9月末現在全体で約600名であった。

(1) 試運転状況

原子炉構造設備において、原子炉容器および入口配管ISI機器作動試験が8月に完了し、所定の機能を確認した。原子炉冷却系統設備では、8月に1次系および2次系主循環ポンプ特性試験をそれぞれ行い所定の性能を確認後、8月末から冷却系総合試験を開始した。9月には、冷却系モード運転試験、冷却系自然循環模擬試験および補助冷却設備特性試験を行った。燃料取扱・貯蔵設備では、7月・8月に燃料交換機本体および炉内中継装置について、燃料取扱機器洗浄設備によるナトリウム洗浄を行い所定の洗浄性能を確認した。水・蒸気系では、7月に復水・給水系のクリーン・アップ運転を行い、8月には蒸発器および過熱器出入口配管の昇温特性を確認し、また、中央計算機による自動化操作ガイド機能を確認して、9月より長期保管にはいった。電気計装設備では、ナトリウム中水漏洩検出系機能試験お

よびタギング法破損燃料検出装置の模擬ガスによる特性試験が継続して行われている。7月および9月に、第一回および第二回炉心燃料輸送を行った。

(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、②原型炉の高度化((a)情報化・運転制御(b)信頼性(c)炉心燃料(d)保守・管理(e)安全)、③原型炉を利用した技術開発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、設計技術評価の計画検討・立案を開始した。これまでの設計資料の調査を始めるとともに、設計データベースを作成すべくデータ管理システムの設計を開始した。また、海外の高速炉の設計パラメータをデータベース化するため、データベース構造の基本検討を行った。

原型炉の高度化については、高度化計画の具体化の検討を行い、基本計画を立案した。このなかで情報化・運転制御の高度化として、プラントデータ収録システムの開発を進めている。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。信頼性評価技術の開発としては、リビングPSAシステム（パイロット版）をもんじゅサイトにて試用すべく、ソフトおよびハードの環境を整備した。本システムの動作確認を行い、有効性確認するとともに、今後の整備計画について検討を行った。

(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。

② 土木工事

敷地の仕上げ工事（造成、道路）を継続実施した。

③ 建築工事

固体廃棄物貯蔵庫の新設工事は7月末に完了した。

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取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、日米共同大型炉遮蔽ベンチマーク実験（JASPER計画）を実施し、新遮蔽材透過実験および軸方向遮蔽追加実験を終了した。また、それらの実験結果の解析・評価を進めている。

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

ナトリウム冷却系機器の開発に関しては、配管ベローズ継手(42B)について、長時間ナトリウム中耐久試験後の材料検査（高温ベローズ材の特性の経時変化を調べるためのクリープ強度試験）を実施している。また、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実施するための準備を進めている。常陽「FLARA」用電磁ポンプの開発については、1/2スケールのポンプを設計製作を行い、ナトリウム中試験装置への据付工事のための検討を進めている。

大型炉用の新型炉停止機構(SASS)の開発については、大型炉の炉心上部構造に適合するSASSの冷却材導入管構造の構造概念の検討を行っている。また、常陽による炉内機能確認試験を実施するため検討として試験体の詳細設計を行っている。

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、二重伝熱管型蒸気発生器の伝熱流動特性を把握するため、小型二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。また、内管リーク検出特性を把握するための要素試験を実施している。二重管SGの健全性評価を、DNB熱疲労、リラクセーションの観点から検討している。

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1次主配管検査装置を用いて「もんじゅ」の供用前検査を実施し、データ解析作業を進めている。蒸気発生器伝熱管検査装置（渦電流方式）を用いた「もんじゅ」の供用前検査の結果の解析を実施し、欠陥検出精度の向上に係わる改良を行った。

6. 燃料・材料研究開発

被覆管材料の中で、将来的に超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、強度異方性を改善するためマルテンサイト系ODSの合金設計と試作評価を行い、強度異方性が改善できることを確認した。改良オーステナイト鋼については、その最適化を図るために合金設計に基づき被覆管の試作を行い、強度データを取得した。高Ni合金については、炭窒化物析出強化型と γ' 析出強化型合金の被覆管を試作した。

燃料と被覆管化学的相互作用による被覆管の内面コーディング管の試作を完了するとともに、コーディング材の機械的特性を評価した。

被覆管材料の照射試験としては、照射済被覆管の急速加熱バースト試験により、ボイドスエーリング量と破損温度の間に関連を見出した。

「常陽」における高線出力照射試験(PTM-2)の照射後試験を開始した。

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、改良SUS316鋼、改良オーステナイト鋼被覆管燃料集合体を昭和62年11月より照射しており、改良SUS316鋼被覆管燃料集合体(燃焼度147,000MWd/t)は照射が終了し、照射後試験が開始された。一方、改良オーステナイト鋼被覆管燃料集合体は、平成4年3月末まで照射を継続したが、FFTFがスタンド・バイ状態となつたため、照射が中断している。FFTFで照射した仕様緩和燃料は、大洗での照射後試験が終了し、評価および報告書の作成を行った。日米共同で実施しているEBR-II運転信頼性試験(過度過出力試験(TOP)と破損燃料継続照射試験(RBCB))の内、長寿命燃料を対象としたPhase-IIのTOP試験では、燃焼度約170,000MWd/tまで照射された改良SUS316鋼被覆管燃料および燃焼度約50,000MWd/tまで照射された改良オーステナイト鋼、フェライト/マルテンサイト鋼被覆管燃料による過度過出力試験を実施した。Phase-IIのRBCB試験では、Na侵入ピンの15%過出力照射試験を実施した。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、平成5年7月頃のフルパワー達成と同時に開始することで準備を進めている。

燃料集合体の開発については、「常陽」ドライバー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実施した。

制御棒の開発については、高燃焼度B₄Cペレットの照射後試験結果に基づく物性データ評価を進めている。遮蔽材については、照射を維持するとともに、B₄Cパウダーの照射後試験を実施している。黒鉛ペレット照射材の物性評価を終了した。

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ための改造を継続して実施した。燃料ピン挙動解析コードについては、高燃焼度下での定常、過度時の解析精度向上のための改良を進めている。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の検討を実施した。また、改良モデルの検討を進めている。

スエーリング・シミュレーションコードについては、パラメータの感度解析を継続して実施した。

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。

新型燃料照射試験については、原研との炭・窒化物燃料の基礎照射試験に関する共同研究を継続して実施し、照射燃料ピンの設計を実施した。

燃料集合体の輸送技術開発については、原型炉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」の安全審査が科学技術庁で進められている。

「もんじゅ」等の大型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、1、2階の柱、壁のコンクリート打設を終了し、3階床の鉄筋鉄骨工事を行っている。また、セルについては、1階セル壁の遮蔽窓枠を取り付け、重量コンクリート打設および地下2階・1階天井への排気管施工を行っている。内装、試験機については、契約に基づき製作のための設計打合せおよび設計図書の検討を行っている。

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等非線形構造解析技術の高度化を進めている。また、構造強度評価エキスパートシステムの開発を進めている。

構造物要素強度試験に関しては、円筒殻モデルの座屈試験を実施し塑性および初期形状不正の影響を考慮した簡易評価式を作成した。

構造物強度確性試験については、タガ締め応力場における溶接クリープ強度データおよびSUS316FR鋼の溶接部強度データを取得するため、溶接容器モデルの熱過度強度試験等を実施している。

耐震構造試験については、原子炉容器を想定した機器上下免震構造の縮小モデル試験を開始した。

炉心の群振動挙動の耐震評価法の高度化については、IAEAが主催している国際ベンチマークに参加しており、提示された問題の内容の検討を行っている。

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。

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SUS316、改良オーステナイト鋼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。

構造材料の中性子照射効果の研究に関しては、「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、燃料被覆管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行っている。

炉体構造水流試験においては、自然循環除熱時に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継続して実施している。

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・検証を温度ゆらぎ試験結果を基に進めた。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デルの改良と検証をプラント過渡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。

炉心の安全評価研究では、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(NELT-II)を用い、融体ジェットの冷却材中へ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、炉心プール内での熱流力挙動を解析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修・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いる。

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ビ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試験に引き続き実施するCABRI-FAST試験について試験条件等の検討を進めている。

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、炉心破損事象推移について予備解析を行い、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信頼性データベース(CREDO)の拡充を図っており、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、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に検討を継続して進めている。

プラントに係わる安全研究としては、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。

原子炉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。混合エアゾル試験では、ヨウ素フィルタ試験を進めている。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等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ク事象の選定のため、高温ラブ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融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19回取替燃料（29体）の製造を終了した。また、第20回取替燃料（27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) 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実施している。

2) 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、照射後試験（非破壊試験）および一部の燃料要素切断試料について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）およびハルデン炉（PWR仕様）での照射については継続中であり、BR-2炉照射用MOX燃料については、ベルギーのモル研究所において照射を開始した。

動燃独自で実施しているハルデン炉照射（IFA-565）は照射を継続している。

また、新規に実施するMOX-ガドリニア燃料の照射試験計画を作成した。

(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）において、「もんじゅ」初装荷用原料の混合転換を終了した。

また、「もんじゅ」1次取替用原料の転換を開始した。

(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、スクリュー方式による小型脱硝装置を用いて、均一な製品を確保するためにマイクロ波を脱硝部へ集中照射する試験を継続実施した。また、照射効率を向上させる目的で、スクリューのセラミックス化を図った装置により、硝酸ウラニルを用いた試験を実施した。

(3) 濡式回収技術開発

濡式回収精製設備については、これまで実施してきた装置・設備の老朽化対策を終了し、MOX燃料のスクラップの溶解を開始した。

濡式回収脱硝設備については、硝酸ウラニル溶液を用いたマイクロ波加熱試験を継続し、良好な脱硝体が排出された。

濡式回収試験設備については、ウラン試験結果のまとめを行うとともに、プルトニウム試験の準備として、硝酸プルトニウム・硝酸ウラニル混合溶液の受入れを終了した。

(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プロセス概念の検討を行っている。

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等の解明試験を継続するとともに、これまでのデータを整理して報告書を作成した。

3. ウラン転換

(1) 回収ウラン転換技術開発

回収ウラン転換実用化試験（電力共研）に向けて、科学技術庁への許認可申請（事前説明）および岡山県との環境保全協定に係わる新設協議（事前説明）を継続実施した。

(2) 金属ウラン転換基礎試験

溶融塩電解精製試験については、混合塩脱水装置の製作と窒化イットリウム(YN)の電解試験およびその評価分析を行った。また、酸化還元試験では、

酸化セリウム還元試験方法の検討を実施した。

(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

92-1キャンペーン終了後、工程内機器の点検設備を行い、平成4年8月26日より92-2キャンペーンを開始した。

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中間検査を終了し、9月より試験運転を再開した。

(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および施設設計研究に関する平成4年度分の実施方針を検討した。

(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モックアップ試験を終了し、結果の評価を行った。

(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は、信頼性・効率化向上等のシステム改良検討を実施した。また、要素試験を終了し、試験結果の評価を開始した。

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、高速回転下における清澄性能を調べるための試験を継続実施した。

2) 主分離工程技術開発

遠心抽出器については、RETF機の詳細設計に基づき、試作機の製作準備を実施した。また、新型電解酸化槽基礎試験を開発した。

(2) 材料技術開発

ホット腐食試験の一環として、先に行った γ 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の準備を行った。

(3) 遠隔技術開発

ラックシステム開発として、実規模模擬貫通プラグ試験を実施した。また、遠隔継手開発として、耐蝕性試験を継続実施した。

(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実施した。

(5) 日米共同研究

米国ORNLとの前処理、抽出の分野に係わる共同研究を継続実施した。

レーザー解体機については、RETF機の詳細設計を継続実施した。

また、遠心抽出器システムを主とする化学システム試験装置の製作を終了し、試験を開始した。

4. 施設設計

リサイクル機器試験施設(RETF)について、計装設備に関する調整設計(1)を終了した。また安全審査対応を継続実施した。

準備工事については、一次および二次掘削を終了するとともに、特殊法枠工事を継続中である。

5. 高レベル放射性物質研究施設(CPF)

第17回ホット試験については、「常陽」C型特殊燃料を用いた溶解試験結果のとりまとめを実施した。

また、第18回ホット試験のための準備を行った。

(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 北米

プリンセスメリープロジェクト（カナダ）では夏期試錐調査を実施し、アンドリューレイク鉱床南端部やJane2グリッドで弱鉱化（0.24% 18.6m, 0.2% 11.0m）を確認した。クリスティーレイクプロジェクト（カナダ）では物理探査作業を、ウォーターファウンドリバープロジェクト（カナダ）では地化学探査を実施した。カナダで展開中の他のプロジェクトについては、冬期調査結果を取りまとめ、次年度調査計画案を策定中である。

アメリカのプロジェクト開拓としてレッドデザート地区、レッドビュート地区で浅掘試錐を実施し、レッドデザート地区では数孔で比較的強い鉱化を確認した。

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は、グラファイトバレー地区およびマウントシアーズ地区の各有望地で現地調査を実施している。グラファイトバレー地区で実施した試錐調査では放射能異常および緑泥石、赤鉄鉱変質を認めた。また、下部原生界と中部原生界の不整合近傍の概査で、鉄質岩中に380ppmUの異常を認めた。

プロジェクト開拓として北部特別州で地質予察調査を実施し、下部原生界の角閃岩、変泥質岩中にウラン鉱物を伴う脈状の鉱化露頭を発見した。

1.3 アフリカ

ニジェール・テッシリプロジェクトでは、10月からの現地調査に向け準備作業を行った。

アフリカのプロジェクト開拓としてジンバブエで地表調査を行い、多数の放射能異常を確認した。

1.4 中国

建昌プロジェクトは、北票盆地で引き続き現地調

査を実施中である。またプロジェクト開拓として遼東半島においても現地調査を実施した。

1.5 ブラジル

ウラン共同調査の基本契約締結に向け動燃ミッションをブラジルに派遣し、ブラジル原子力委員会(CNEN)と意見交換を行った結果、大筋で合意に達した。

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・交渉等を行った。

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・交渉等を行った。

③ パリ事務所

テッシリプロジェクト（ニジェール）、カリバレイクプロジェクト（ジンバブエ）およびプロジェクト開拓のための支援ならびに情報収集を行った。

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のための支援ならびに情報収集を行った。

2. 探鉱技術開発

2.1 探査技術開発

オーストラリア・ルーダルプロジェクトで物理探査調査を支援するとともに、鉱区近傍に位置するキンタイヤ鉱床を利用して物理探査テスト調査を実施した。

リモートセンシング技術開発では、オーストラリアの広範囲な探査地域内で対象となる代表的な岩種の反射分光特性についてデータカタログを作成した。

また航空機搭載マルチスペクトル測定データの解析に関し、AMIRA社との共同研究を継続して行った。

2. 2 採鉱技術開発

放射線防護採鉱技術開発として東濃鉱山坑内に設置するラドン湧出抑制試験システムの試験方法を検討した。

カナダ・プリンセスメリープロジェクトの鉱床評価のため極寒地における採鉱法実状調査を行った。

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分離試験に使用するイオン交

換樹脂の選定を行い、バッチ法による吸着、侵出試験を開始した。また、過酸化水素法によるイエロー・ケイ沈澱試験を行った。

3. 環境保全技術開発

安全評価技術開発の一環として採水とラジウム分析を行った。

方面貯鉱場跡処置工事設計積算、および神倉2号かん止堤嵩上げ工事の施工管理を行った。

ヒープリーチング施設管理の点検および施設周辺整備を行った。

(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) 固化処理工学試験

高性能溶融炉開発として、基礎試験装置による電極材料の評価試験を実施するとともに、高性能溶融炉工学試験装置の製作設計を行った。また、ガラス溶融炉の解体技術開発として、溶融炉ケーシング模擬体を用いた遠隔プラズマ解体試験を実施した。

(2) 高減容固化技術開発

高レベル廃液中の発熱元素分離技術開発として、脱硝・沈殿分離試験（ホット試験）を実施した。

また、定電位電解法による白金族元素分離技術開発として、模擬廃液からのRu除去試験を実施した。

(3) 廃棄物品質評価・保証技術開発

ガラス固化体のイエローフェーズに関する基本物性データを取得した。

(4) ガラス固化技術開発施設試運転

5月より開始した試運転（コールド試験）の遠隔操作・保守試験(1)として、溶融炉、スクラッパラック、受入槽廻りの脱着試験および試験データを取得、評価を行った。また、模擬廃液を用いた固化プロセス運転試験(1)として、8月下旬より前処理、ガラス溶融、槽類換気、廃液処理、キャニスタハンドリング設備の運転を行い、各設備の運転特性および固化体製造管理データを取得した。

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

アスファルト固化技術開発施設では、機器の保守点検および低放射性濃縮廃液を用いたキャンペーン（8／下～10／上）を実施した。また、アスファルト固化体の均一性確認試験として、放射能測定試験を行った。

廃溶媒処理技術開発施設では、機器の保守点検および廃溶媒を用いたキャンペーン（8／下～12／中）を実施した。また、よう素除去技術開発試験とし

て、臭素を用いたコールド試験および廃溶媒を用いたホット試験を実施した。

クリプトン回収技術開発施設では、高圧ガス取締法に基づく保安検査、機器の保守点検および再処理工場のオフガスを用いた開発運転（9／上～12／中）を実施した。また、イオン注入コールド試験として、長期連続注入試験の報告書を作成するとともに、スケールアップ試験の一環として、ガス導入系統の改良等による容器への注入特性試験を実施した。

(2) TRU廃棄物処理技術開発

区分管理技術開発のアクティブ中性子法として、廃棄物マトリックスによる影響補正試験の一環である中性子吸収指標の測定および解析方法の検討を行った。

ハル減容処理技術開発として、小型熱間等方圧加圧処理試験装置(HIP)成果報告書の作成を行った。

プルトニウム廃棄物処理技術開発として、プルトニウム廃棄物処理開発施設において、可燃性・難燃性固体廃棄物の焼却処理、焼却灰溶融処理および不燃性固体廃棄物（金属）の金属溶融処理に関する実証試験を実施した。

低レベル濃縮廃液の核種除去技術開発として、限外濾過法のホット基礎試験装置の作動・操作性確認試験を実施するとともに、ホット基礎試験に関する関係部署との調整を行った。

(3) 核燃料施設解体技術開発

電解研磨除染技術として、シミュレーションコードの検討を行った。また、アイスブラスト除染技術として、MMF供試体の試験を実施した。

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行うとともに、地質環境の変化に関する研究および地質環境調査技術の開発を継続した。

(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するとともに、人工バリアの構造力学解析等の解析手法の開発を実施した。

(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。

(4) 地層科学研究

活断層の事例研究に関する現地調査を行った。火山活動の地質環境への影響の研究を行った。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仕様の検討を行った。

(5) 国際共同研究

OECD/NEA国際ストリバ計画、国際アリゲータリバーアナログ計画、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。また、カナダAECL共同研究は現在、実施内容を検討中である。

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プルトニウム固体廃棄物を、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

ウラン可燃物廃棄物焼却施設、中央廃水処理場の運転およびウラン固体廃棄物をウラン系廃棄物貯蔵施設に受け入れ、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

1) 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より受け入れた高線量 α 廃棄物の減容処理、低線量 β γ 廃棄物の解体処理および低線量 α 廃棄物の解体処理を実施し、中央廃棄物処理場に搬出を行った。

「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発生した燃料洗浄廃液等を受け入れ、処理済み廃液を中央廃棄物処理場へ移送した。また、蒸発缶濃縮液については、乾燥溶融固化処理を実施した。

(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とラマントレーザを組み合わせた分子レーザ法について、理化学研究所とともに工学実証試験を進めている。

工学実証試験装置によるウラン濃縮試験を継続するとともに、レーザー発振試験、超音速ノズルの特性試験等を実施した。また、レーザーガス供給設備について、一般高圧ガス製造施設保安検査を受験し、合格した。

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検討を行った。また、実用規模カスクード試験装置の建設に係わる施設検査手続きを進めるとともに、遠心機および配管設備、高周波電源設備等の据付工事を進めた。

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。

操業運転は順調に行われており、計画値を上回る生産を行っている。

(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. 個人被ばく線量当量測定・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進めるために、安全管理部最適化ワーキング・グループにおいて、東海事業所を対象とした最適化の適用分類を作成した。

(東海事業所)

(2) 線量測定・評価技術の向上

中性子個人被ばく線量測定評価技術の向上の一環として、現有的TLDバッジに対するn/γ分離精度検証試験を実施した。本期は²⁴¹Amと²⁵²Cf線源を用いた照射実験を行い、良好なn/γ分離精度を確認した。

自動読み取り指リング線量計の開発については、β・γ線に対するエネルギー特性試験を終了し、素子および読み取り装置の技術仕様を決定した。

高分解能肺モニタ整備については、リバモアファントムを用いた低バックグラウンドGe検出器の特性試験を引き続き実施した。

(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に、β線量測定器の開発を実施している。

電離箱サーベイメータについて、基礎試験結果のまとめを実施し、特性を把握した。その結果、本電離箱式サーベイメータを放射線管理業務に導入することとした。

(東海事業所)

(2) 放射線測定における信頼性の高度化に関する研究

① 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進めたほか、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)

② 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。

本期は、作業環境等の放射性ガス濃度測定等に使用しているガス捕集用電離箱について、検出器体系モデルと線源モデルを作成し、モンテカルロ計算コードを用いて各種放射線ガスに対する応答を計算した。また、実ガス校正実験結果との比較を行い、計算値はきわめてよい一致を示していることが分かった。この結果から実験的に感度評価が困難な短半減期核種等についても、本手法を用いることにより検出感度の推定が可能となった。

(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

再処理施設から放出される排気中の主要核種のうちヨウ素の放出量について、リアルタイムでの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にて実ガスを用いた基礎試験を実施した。

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は、有機ヨウ素分解実験装置の性能試験の準備を実施した。

(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

再処理施設平常運転時における環境影響総合評価手法および生物圈での核種移行等環境リスク評価手法の検討を継続するとともに、核種の土壤吸着に係わる有機酸の影響および生物濃縮に関する文献調査を実施した。

また、事故時の環境影響評価を目的としたダイナミックエコロジカルモデルの開発については、モデルの基本設計を基に、詳細設計およびコード化について検討した。

(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³H, ¹⁴C, ¹²⁹I, ^{239,240}Pu, ²⁴¹Am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⁹⁹Tcおよび²³⁷Npの環境移行に関する研究については、コア状土壤試料の分析を実施し、放射能濃度と強熱減量との相関を調査した。

(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²³⁷Npの分析法の開発として、妨害核種であるウラン同位体の高効率除去法および迅速除去法を検討し、環境試料分析への適用を図った。

また、⁹⁹Tcの分析法の開発については、揮発性の高い金属元素の抽出剤であるテトラメチルアンモニウムハイドロオキサイド(TMAH)を用いた環境試料中⁹⁹Tcの抽出条件を検討した。

¹⁴⁷Pmおよび¹⁵¹Srについては、環境試料を用いてプルトニウム同位体(²⁴¹Puを含む)および²⁴¹Am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。ラドン標準チェンバを利用した積分型測定器の各種試験について検討し、一部測定を開始した。

(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、平成4年度の定期調査として、9月に涸沼水、湖底堆積物、しじみ等を採取し、各試料の放射性核種濃度および涸沼水のpH、塩素量等を測定した。また、さらに精密化するため、降雨効果に係わるパラメータの解析等を継続実施した。また、涸沼における移行モデル構築のため、これまでに得ら

れたデータに、今期の調査データを加え、パラメータの種類、設定値の妥当性等を検討した。

(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の捕集特性把握試験については、単体および2段での捕集特性試験のデータ整理を継続に行った。また、レーザ極微粒子発生装置の特性試験計画および金属粒子による高性能エアフィルタの捕集特性試験について検討した。

排気設備の性能評価試験方法の確立については、捕集性能評価の際に必要となる、排気設備の風量測定法について検討を行った。

(東海事業所)

② 空気中放射性物質挙動解析技術の開発

解析コードの開発については、室内気流解析および粒子の重力沈降を考慮したモデルの調査を行った。縮小模型等による粒子挙動評価試験については、区域の整備を継続して行うとともに、本システムから得られたデータを解析するための粒子挙動解析装置について仕様検討を行った。

空気流線の測定技術の開発については、測定に係わる労力の省力化を図るため、自動測定装置の仕様検討を行った。

(東海事業所)

③ グローブボックス内火災挙動研究

グローブボックス内火災挙動研究の消火に係わる試験の一環として実施した圧縮空気のグローブボックス内導入試験の結果をまとめた。

また、火災時のソースタームおよび換気系の評価コードFIRACの汎用性を高めるため、内部パラメータモジュールの改良、作図機能の高度化等の整備を進めた。

(東海事業所)

(2) 確率論的安全評価に関する研究

高速炉再処理施設等の核燃料施設の設計等に適用できる確立論的安全評価(PSA)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行った。また、再処理施設PSA支援システムプロトタイプ開発のための検討を行った。さらに、動的換気系評価コードRIDOの検証計算を行うとともに、換気系モデル化のための検討を行った。

(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の検討および電子- γ 線モンテカルロコードEGS- 4 の汎用化整備を行った。

また、臨界安全ガイドブックの作成については、プルトニウム燃料施設の臨界安全設計の「臨界安全ガイドブック」との整合性について検討し、臨界安全データの計算を行った。

(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を継続している。

2. 核物質防護

(1) 輸送関係の核物質防護

次の輸送物について、輸送における核物質防護措置の内容を科学技術庁長官へ申請した。

- ① MOX新燃料の輸送 2件
- ② UF₆の輸送 2件

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。

- (a) 在庫変動報告書(ICR).....4,400
 - (b) 実在庫量明細報告書(PIL).....5,865
 - (c) 物質収支報告書(MBR) 240
 - (d) 国籍管理報告書(OCR)4,916
- 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 プルトニウム燃料製造施設に設置予定の遠隔自動制御非破壊測定装置（廃棄物測定装置）について現地試験を継続実施中である。
- 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・トレーサー法」の開発について、ORNLより、カラム型のルテチウムの分離方法を研究するにあたり、溶解液組成について情報の提示依頼があり、データの整理を行った。
- ③ 海外PuO₂粉末受入技術について、8月31日～9月1日に査察側（科学技術庁およびIAEA）によるPCAS #3（海外PuO₂キャニスター用遠隔自動制御非破壊測定装置）のアクセプタンステストが実施され、正常に作動することが確認された。

(3) その他

- ① 7月18日～22日にオーランドで開催された核物質管理学会本部年次大会に参加し発表した。
(動燃3件)
- ② 原子力研究交流制度に基づき、研究者（韓国、金氏）を受け入れ、保障措置に係わる研修を9月7日～30日の日程で実施した。

4. 輸送および輸送容器開発

(1) 輸送業務

次の輸送業務を実施した。

- ① 「もんじゅ」初装荷燃料集合体
〔東海事業所⇒動燃もんじゅ建設所〕
- ② 「ふげん」照射後試験用燃料
〔原研東海研究所⇒動燃大洗工学センター〕

(2) 核燃料物質等輸送関係許認可業務

次の輸送関係許認可業務を実施した。

事業所	施設	PITおよびPIV
東 海	再処理施設	7/14～17
東 海	プルトニウム転換技術開発施設	8/18～20
人 形	精錬転換施設および開発試験棟	8/27
東 海	プルトニウム燃料施設	9/7～9
大洗工学センター	FMF, IRAF	9/3
大洗工学センター	R & D 施設	9/4

- ① 「もんじゅ」初装荷燃料集合体の輸送に係わる申請
〔申請先：科学技術庁長官、運輸大臣、公安委員会〕
 - ② 「ふげん」照射後試験用燃料の輸送に係る申請
〔申請先：科学技術庁長官、運輸大臣、公安委員会〕
 - ③ 「もんじゅ」取替燃料用原料の輸送に係わる申請
〔申請先：科学技術庁長官〕
- (3) 輸送容器関係許認可業務
次の輸送容器関係許認可業務を実施した。
- ① 輸送容器使用廃止届〔申請先：科学技術庁長官〕
(DKEPT型輸送容器)
 - ② 核燃料輸送物設計変更承認申請（申請先：科学技術庁長官）
(FS-47型輸送容器)

- ③ 容器承認申請（申請先：科学技術庁長官）
(TN 6-4型輸送容器、TN 6-5型輸送容器、PMOX-2型輸送容器、PUCON型輸送容器、FS-47型輸送容器)
- ④ 輸送容器安全技術顧問会W.G
(PIE-SA型輸送物)

5. 輸送容器の開発

プルトニウム航空輸送容器の開発については、開発試験結果を踏まえ、輸送容器の解析評価を引き続き実施した。また、マコウスキーリン修訂条項に基づく試験の実施可能性の検討を米国NRCに委託して、検討を継続実施している。

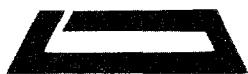
新型転換炉実証炉新燃料輸送容器開発については、安全性実証試験に供する2基目の原型容器の製作を継続した。

また、「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器開発については、安全審査を実施中である。

（核物質管理部）



技術報告



大洗工学センターにおける核燃料サイクル施設のデコミッショニング技術に関する研究開発

谷本 健一 菅谷 敏克 原 光男
菊地 豊 飛田 祐夫 榎戸 裕二

大洗工学センター管理部環境技術課

資料番号：84-1

Development of the Decommissioning Techniques for Nuclear Fuel Cycle Facilities

Ken-ichi Tanimoto Toshikatsu Sugaya Mitsuo Hara
Yutaka Kikuchi Hiroo Tobita Yuji Enokido
(Waste Management Section, Administration Division, O-arai Engineering Center)

核燃料サイクル施設等のデコミッショニングの基盤となる測定・除染・解体・遠隔操作・データベース等に関する各要素技術の研究開発を実施している。この成果は、固体廃棄物前処理施設等での廃棄物処理技術や各研究施設の更新等に伴う解体・再生技術への適用を踏まえながら、将来の本格的なデコミッショニングに向けて、技術の高度化とシステム化を図っている。

1. まえがき

所期の開発目標の達成、あるいは老朽化等により使用を停止した施設や設備等の解体・撤去作業に当たっては、安全に除染・解体・撤去することは無論、その際に発生する廃棄物の発生量の低減を図り、適切に管理することが必要である。これを総称して、デコミッショニングと呼んでいる。

動燃事業団における、核燃料サイクル施設等の本格的なデコミッショニングは、まだ先のことと考えられるが、各研究開発施設においては、設備の更新に伴う解体・再生等が、すでに大小行われている¹⁾。今後は、解体・再生等も含め施設全体の解体撤去再生計画が多くなってくる。これらの作業計画や発生廃棄物管理を安全かつ合理的に行うため、核燃料サイクル施設等のデコミッショニングの基盤となる技術開発を、大洗工学センターの固体廃棄物前処理施設(WDF)を中心に体系的に進めている。

核燃料サイクル施設等のデコミッショニング技術は、図1に示すように測定・除染・解体・遠隔操作・データベース等の各要素技術を組合せ、十分な実施計画を練り、解体工法、費用、必要な工期、作業者の放射線被ばく量、廃棄物発生予測等を評価しシステム化を図る必要がある¹⁾。この評価に際しては、解体・撤去対象物の汚染形態などが多種多様で

あることから、個々のケース毎に最適な手順、方法、作業管理を幅広く検討する必要がある。特に核燃料施設のデコミッショニングに際しての特徴は、施設が核燃料物質であるプルトニウム等の超ウラン核種あるいは⁹⁰Srおよび¹³⁷Cs等の核分裂生成物を取り扱っていることである。したがって、①除染・解体作業時より厳重な内部被ばく対策、②包蔵性管理、③二次廃棄物の低減化対策を講ずる必要がある。デコミッショニング対象物の形態、材質、汚染物の化学および汚染履歴等も多種多様であるために、除染・解体手法は広い適用性が要求される。また汚染核種の多くは長半減期であることから、①減衰効果によるデコミッショニング作業時の被ばく低減が望めない、②核種の包蔵性維持のために、施設

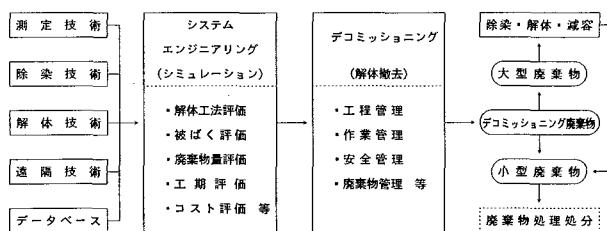


図1 デコミッショニング技術体系

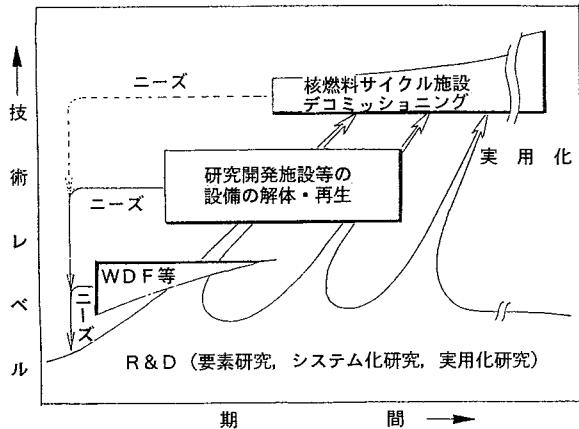


図2 デコミッショニング技術の研究開発

閉鎖後も運転時と同様な管理体制が要求される、③グローブボックス、塔槽類等の機器設備やオフガス設備等の耐用年数は、例えば100年以上は有していないこと等の理由から、基本的には施設、設備の閉鎖、停止後速やかに廃止処置するのが望ましい。

このようなニーズに基づき、デコミッショニングの技術に関する研究開発の展開と実用化手法については、図2に示すように、①WDF等での廃棄物処理技術に関する測定・除染・解体・遠隔操作等の研究開発成果と適用実績を踏まえて、②各研究施設設備の更新等に伴う解体・再生に係わる技術の高度化とシステム化を図りつつ、③将来の核燃料サイクル施設等のデコミッショニングの実用化に向けて研究開発を進めていくものとする。

本報では、上記に基づく研究開発のうち、大洗工学センターにおけるデコミッショニング技術に関する研究開発の成果²⁾と、それを踏まえて各研究施設設備の更新に伴う解体・再生や将来のデコミッショニングに向けて実施している要素研究およびシステム化研究の現状について述べる。

2. 測定技術の開発

測定技術の開発は、デコミッショニング作業における各所での要求に対応した技術を開発することである。デコミッショニング作業を分類し、そこでの測定の重要性について以下に述べる。

(1) デコミッショニング計画時

デコミッショニングの計画では、施設および関連機器の解体作業を行う方法と手順を決定するに当たり作業者の放射線防護の確保が前提であるために、対象物中の放射能インベントリーや放射能分布等の情報が不可欠となる。しかし核燃料施設（再処理施設や燃料試験施設等）では作業情報を数式化する事が難しいために、放射能インベントリーおよび放射

能分布を定量的に推定することが重要である。

デコミッショニングにおける事前サーベイ等の測定評価技術は、その計画の具体化にとって単なる技術上の問題だけでなく、計画のコスト評価を含めて重要な情報を提供する手段となっている。

(2) 解体作業時

対象物の解体時には、除染から廃棄物の搬出にいたるすべての作業ステップは残留放射能量に対応して行われる。作業者の放射線被ばく管理はもとより、解体物の区分管理や解体物の搬出、さらにその処分にいたる流れの中で最も合理的な作業を実施するために汚染または内蔵する放射能の測定評価技術は重要である。

(3) 廃棄物の処理処分時

廃棄物は、合理的かつ安全に処分されるが、その方法における重要な指標のひとつが廃棄物中の放射性核種の量である。したがって、デコミッショニングで発生する解体物を廃棄物として処分するために必要な処理プロセスを含め、最終処分にいたる主要なステップにおいて、測定技術を駆使して放射性核種の存在量を把握する事が必要になる。

上記測定技術の中で、デコミッショニング作業の事前調査や作業段階（除染等）を合理的に進めいく上で必要な技術は、汚染のポイントや線源となる配管あるいは機器に対して、遠隔から迅速に線源位置を特定し、かつ定量化する測定技術が必要となる。そこで対象物の前に設置したシンチレーション検出器と走査機構およびITVカメラからなる検出部をコンピュータで制御し、広範囲の中から迅速に線源部位を映像化して特定することが可能な「放射線映像化装置(RID)」を開発した。

2.1 放射線映像化装置

(1) 測定原理

RIDの測定原理は、指向性を持つ γ 線検出器および距離計を測定対象物に対して走査し、得られた放射線計測情報および距離情報を、コンピュータで10段階に色分割した1,500～9,000画素（プロット）で構成される放射性物質分布画像（評価画像）を作成し、それをTV画面上で合成して映像化するものである³⁾。

(2) 構成機器

γ 線検出器、距離計、CCDカメラおよびこれらの駆動装置等を内蔵するボックスからなる「検出部」、放射線情報等を演算処理する16ビットパーソナルコンピュータならびに画像の合成・記録・プリントを行う映像関連機器からなる「データ処理部」、検出部の小型軽量化、電送配線数の減少を図

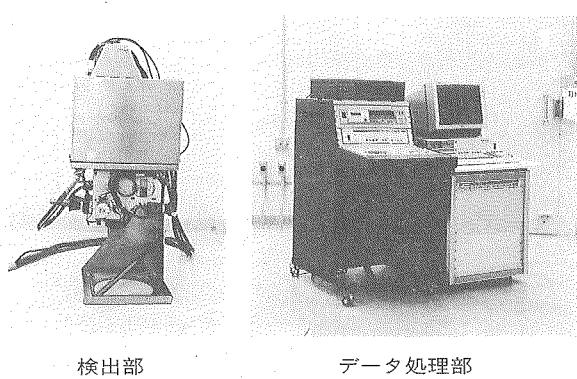


図3 放射線映像化装置

るために、検出部とデータ処理部の間に信号変換器、多重伝送ユニットおよびインターフェイス等を組み込んだ「中継ボックス」の3種類のハードウェアおよびデータ処理用ソフトウェアで構成されている。図3に放射線映像化装置を示す。

(3) 開発内容

RIDの開発項目は、大きく2つある。1つは、TV画面上での線源の位置を特定する能力の向上、2つ目はRIDによる定量手法の開発である。

TV画面上での線源位置の特定能力の向上は、実際の線源位置と測定評価した線源位置の一致性の向上およびバックグラウンド(BG)の影響を低減することによる特定能力向上がある。線源位置の一致性の向上は、カメラ検出器の中心軸を一致させるとともに、TV画像のゆがみに対応した線源の特定をソフト上で行うことで対応している。定量手法の開発については、校正用大型面線源を用い、コリメートした検出範囲と検出器入射面との幾何学的関係の評価等の基本データを採取する方法について検討中である。

以下に、BGの影響を低減することによる特定能力向上について、①高線量率下での高BGの場所における「線源位置特定能力の評価技術」と、②BGを低減するために開発した「有指向性検出技術」について述べる。

2.2 線源位置特定能力の評価技術

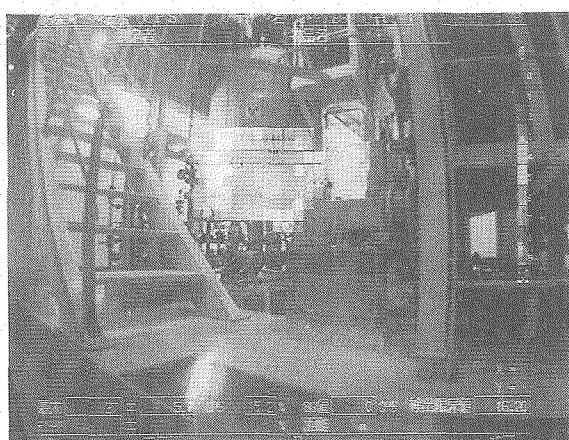
検出部の遮蔽能力は、線源正面に対してタングステン厚は4cmある。しかし、周囲の高線量霧団気からシールドを透過する γ 線成分が上昇し、コリメートに入射する γ 線成分と変わらない状態では、画面上に線源位置を明確に表示することはできない。このような状況におけるRIDの測定能力は、遮蔽計算により算出評価することが可能であるが、遮蔽厚が γ 線透過方向に対して一定でないために、容易に算

出評価する事は困難である。このために、実際の高線量霧団気においては、電離箱式サーベイメータによるダイレクトサーベイでは線源位置を明確化することが困難（様々な方向にある高線源の影響による）な核燃料および原子炉施設等で、RIDを用いてその現場の空間線量に寄与している線源の位置を実測することにより、検出部の適用性評価を行った。測定の結果、 ^{137}Cs , ^{106}Ru を主要核種とする核燃料施設では、RIDの位置での空間線量率は数百 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ 、測定対象物表面は数10 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ を有するセル背面扉開口部において、また ^{60}Co を主要核種とする原子炉施設では、RIDの位置での空間線量率は数m Sv/h を有する場所において、高線量下で線源位置を明確化することができた。RIDの検出部のコリメータの遮蔽能力および形状は、上記現場の主要核種における空間線量下での線源位置の明確化が可能であることがわかった。作業環境の空間線量率を低減するための遮蔽作業や除染作業を効率よく行うための情報を提供することができた。これらの成果は、一例として、図4に測定例を示す。

核燃料施設の主要核種の中で、高エネルギー側に属するCs, Ruより、さらに高エネルギーで高線量下の原子炉施設でも評価可能であった。したがって、核燃料施設に対しては、本シールドでもより高線量下での評価が可能である。また、シールドを薄くして装置全体を小型軽量化しても、今回のCs, Ru霧団気程度であれば評価可能である。

2.3 有指向性検出技術

前項で述べたように、シールドを透過しBGとなる γ 線成分が評価能力を低下させることから、コリメートにより検出器に指向性を持たせるのではなく、図5に示すように検出部自体に指向性を持たせた「有指向性検出システム」を開発した⁴⁾。

図4 測定例 (主要核種： ^{137}Cs)

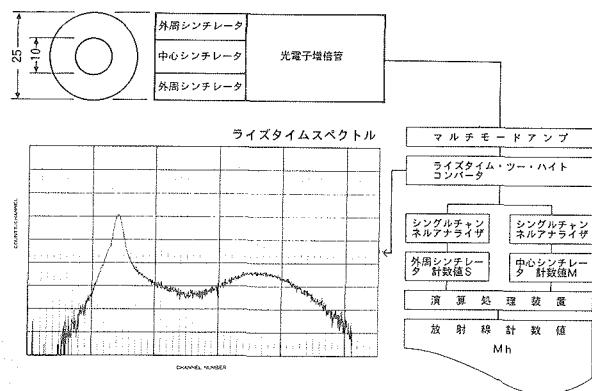


図5 有指向性検出システム

本システムの検出器は、コリメート孔と同径の中心シンチレータと、その周間に同心円状の形状を有する外周シンチレータとの組み合わせで構成されている。求める方位からの放射線計数値Mhは、図5のライズタイムスペクトルの右側のピークの中心シンチレータによる計数値Mと左側のピークの外周シンチレータによる計数値Sおよび γ 線の入射方向による検出器固有の実測より求める特性値 N_1 、 N_2 から算出される。

有指向性検出システムの開発により、シールドの遮蔽能力の違いから生じるBGを、検出器自身で消去できることを標準線源を用いた基礎試験で確認するとともに、BGレベルを現状の 3.9 ± 3.7 cpsから 1.9 ± 2.8 cpsに低減する事ができ、RIDによる評価能力を向上した。また、シールド厚をより薄くできる可能性があり、検出部の小型化を図ることが期待できる。

2.4 今後の計画

RIDは、測定能力とシールド重量の関係から、要求する測定能力を有する検出部の最適寸法や形状が設計できるようにする。現場における汎用性の面から、より小型・軽量化を目指した開発を行う。本装置の開発目標である、対象物に存在する放射能を定量化する算出法は、大面積線源を用い、コリメートに入射する γ 線の幾何学的な効率の評価を行い、定量化の校正データを構築していく。有指向性検出システムは、2.2項で述べた高放射線量雰囲気における線源位置の特定能力の評価を行っていく。

3. 除染技術の開発

除染技術は、汚染形態に対応して適切に適用することが効果的である。それは、図6に示す汚染モデルに示すように、ルーズな付着汚染、強固な固着汚

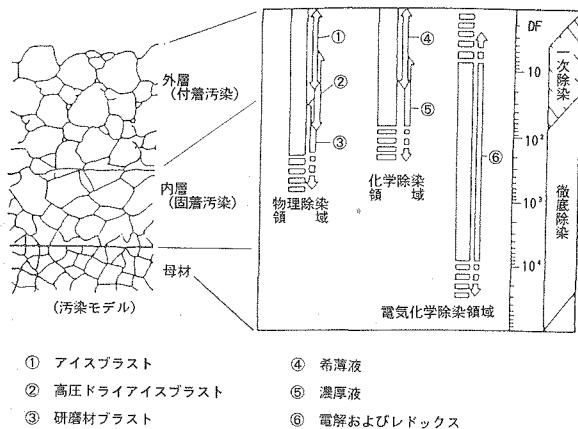


図6 汚染モデルと適用除染技術

染および母材表皮のごく薄い層に進入した汚染に分類される⁵⁾。

付着汚染に対する除染は、アイスblast除染や希薄液による化学除染が適用でき、高汚染廃棄物を低汚染化する効果や、環境の放射線量当量率の低減化が期待されるが、除染係数(DF)は2~20位と低い。さらに汚染を剥離しDF~10²を得るために、研磨材blast除染や濃厚液による化学除染を適用する。内層から母材のごく薄皮(数10μm程度)を除去する電解除染は、DF~10⁴が期待でき、徹底除染により非TRU化(さらには非放射物化)が期待できる²⁾。

除染対象別適用性としては、化学・電気化学除染は主に金属に対する除染技術であり、物理除染は金属や非金属に広く適用できる技術である。そこで、除染技術の開発においては、次の各項に留意して実施する必要がある。

(1) 現場ニーズに基づく開発

除染に際しては、汚染形態に合わせて最適な除染技術要素を適用し、必要最小限に除去することが重要である。したがって、汚染形態や対象物の性状に合わせた除染技術を選定して、有効に適用させることにより二次廃棄物を含む廃棄物の発生が最も少ないようなシステムおよび作業環境を改善する技術を開発する必要がある。

(2) 目標の設定と阻害要因の除去

除染はその目標にそって実施し、成果はある程度予測できるが、目標にそった効果が得られたかの評価は必ずしも十分ではない。これは、除染効果を阻害する要因があるからで、例えば複雑な形状物は、物理除染や電気化学除染では与えるエネルギーが十分効果的に利用されない。塗膜や油分等の存在も同様で化学除染も阻害される。汚染形態も除染効果の

良否に与える影響が大きく、除染技術の開発に当ってはこれらの阻害要因をもとに、効果評価を予測して確認試験を行う必要がある。

(3) タイムリーな実施

除染技術は、適用する対象物に対して、除染効果の目標（前述の廃棄物の低減化や被ばく低減化）を明確にし、いつまでに開発するかである。そのためには、開発工程の管理が技術開発条件の重要な一つであり、タイムリーに開発を実施する必要がある。

以下に、廃棄物の低減化に重点を置いて、一次除染として高線量廃棄物を低線量化する「アイスプラスト除染技術」と、徹底除染により非TRU化を図る「電解除染技術」について紹介する。

3.1 アイスプラスト除染技術

(1) 除染原理

アイスプラスト除染は、液体CO₂をドライアイス粒にして、ノズル先端より被除染物に噴射して汚染を除去する技術である。研磨材は、使用後昇華してガスとなるので、二次廃棄物はきわめて少ない特徴がある²⁾。

(2) アイスプラスト除染装置

WDFのα除染セルに試験導入したアイスプラスト除染装置は、粒子を製造するペレタイザー、加圧した粒子を噴射するプラスト機とノズルおよび液体CO₂タンクと空気圧縮機からなり、数100mSv/hの汚染が、50kg/数100cm²の砥粒噴射でDF～20程度となる性能を有する。また、二次廃棄物としては、低温下で結露水が発生したもののがきわめて少量であった²⁾。

アイスプラスト粒子の研磨力は金属砥粒等に比べて弱いことから、高い除染効果は期待できないが、より高い除染効果を上げることと、剥離物が飛散し、床や壁を汚染させないことというニーズに基づく改良検討を行った。この結果を踏まえてアイスプラスト粒を高压で噴射し被除染物を研磨する、高压ドライアイスプラスト除染装置、剥離物の飛散防止を行い効率良く処理できる、アイスプラスト除染フードシステムを試作開発した。除染性能は、DF～10²程度を目標とし、除染処理設備やセル内で使用できるように遠隔操作で取り扱いできるようにした。図7に高压ドライアイスプラスト除染システムを示す。

① 高压ドライアイスプラスト除染装置は、液体CO₂ガスをペレタイザに供給し、高硬度の粒状のドライアイスに成型され、空気圧縮機からの高压空気流によってホースを経てプラストノズルから超音速で噴射することができる。性能仕

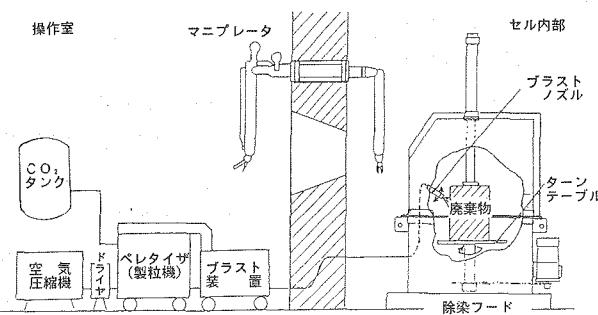


図7 高圧ドライアイスプラスト除染システム

様としては、空気圧は最大22kg/cm²、空気量は最大14m³/min、吐出量は最大5.5kg/minでアイスプラスト除染装置に対して5～6倍の能力を有している。

② アイスプラスト除染フードシステムは、フード本体、ダストコレクタ、プロワーで構成されており、アイスプラスト除染の際に発生するダスト、ミストおよび剥離物を回収するものである。除染時の被除染体に対するプラストノズルの角度は±15度の範囲で可変する事ができ、ターンテーブルは最大20rpmで回転する。剥離物等は、最大12m³/minの排気量で吸引され、ダストコレクタおよびヘパフィルタで回収できる。

高压ドライアイスプラスト除染装置については、コールドによる性能確認として、ペイントで数μm厚の固着状態を模擬した試験体を用いて剥離試験等を行い、試験の結果十分研磨できることを確認した。

(3) 今後の計画

高压ドライアイスプラスト装置およびアイスプラスト除染フードシステムは、WDFの除染セルに試験導入し、現在試験準備段階である。今後は履歴、性状、材質、放射能レベル等の明確な実際の廃棄物を試験体として用い、ホット試験を行い、その機能を確認しながら実用化を進めていく。

3.2 電解除染技術

(1) 除染原理

電解除染は、電解液（希硫酸）中に浸漬した被除染物を陽極とし、別に設けた陰極との間に電流を流し、陽極廃棄物表面の金属を溶解することにより、汚染を除去する技術である。金属母材を溶解撤去することから、高DFを得て徹底除染を行う特徴がある²⁾。

(2) 電解除染装置

1985年に試験導入した電解除染装置は、除染槽、水洗槽、各々の浄化系、直流電源および運転時に発生する酸ミストガスを換気する設備で構成され、今までにSUS材を中心に約18kg(90個)の試験片を処理した。SUS材は、5分位の除染で約3μmの研磨厚が得られ、BGレベルまでの除染性能が確認されている。DFは最大 10^4 程度まで達しており、非TRU化の可能性も考えられる²⁾。しかし、形状の複雑なSC鋼のバルブや、材質上の特性からAlパイプは十分な除染結果は得られていない。

電解除染装置は、上記のような電解条件に理想的な被除染体の場合は、DFが 10^4 程度まで得られる効率のよい除染性能を有している。しかし、装置の複雑さから種々な材料や形状を対象とした場合の電解除染を決定するには困難な状況にある。

このために、今までの電解除染成果や電解研磨理論等を基に、各種被除染体に対する電解除染パラメータの決定、金属溶解による除染効果の予測、電解除染システムの評価、新たな電解除染装置の設計等に反映することを目的に「電解除染シミュレーションコード」の開発を進めている。電解除染シミュレーションコードは、廃棄物形状、廃棄物材料組成、電極形状、溶液組成等を初期データとして、溶液濃度分布、廃棄物材料イオンの拡散、電解電圧分布を一定のタイムステップで算出することにより、被除染体への電圧のかかる場所による研磨厚の差、時間ごとの汚染物質の剥離状態、溶液組成の変化、電解効率等のデータを算出することができる。

本シミュレーションコードを用いた試験的な解析結果の一例は、図8の電界電位等高線に示すように、空気中ではあるが除染バスケット内は電界電位がきわめて粗であり、このような除染バスケット条件では、電界条件が効果的でないことが確認できる等、電解除染パラメータの評価に有望な見通しが得られた。

(3) 今後の計画

電解除染シミュレーションコードは、現状のプログラムによる計算結果と実験結果を比較評価しながら理論式の確立および実験式の精度向上等を図る。これらをシミュレーションコードに反映して、除染技術に関するニーズに対応できるようにバージョンアップしていく計画である。

4. 解体技術の開発

デコミッショニング対象物の形状・寸法・材質等は、多種多様である。対象物を解体するためには、適用範囲が制限されやすい既存の各種切断技術ある

いは破碎等の解体技術の応用や、適用範囲の広い技術を新規に開発する必要がある。また、作業者の直接作業および被ばく等に対する安全性を確保するためには、ロボット等との組合せによる自動化および遠隔操作技術の開発も不可欠である。解体技術の開発に際しては、作業スペースの制限、デコミッショニング対象設備あるいは機器の複雑な配置等にも対応可能ないように考慮していく必要がある。

デコミッショニングに適用する解体技術は、①剪断や切削等による機械式切断と、②ガスやアーク熱

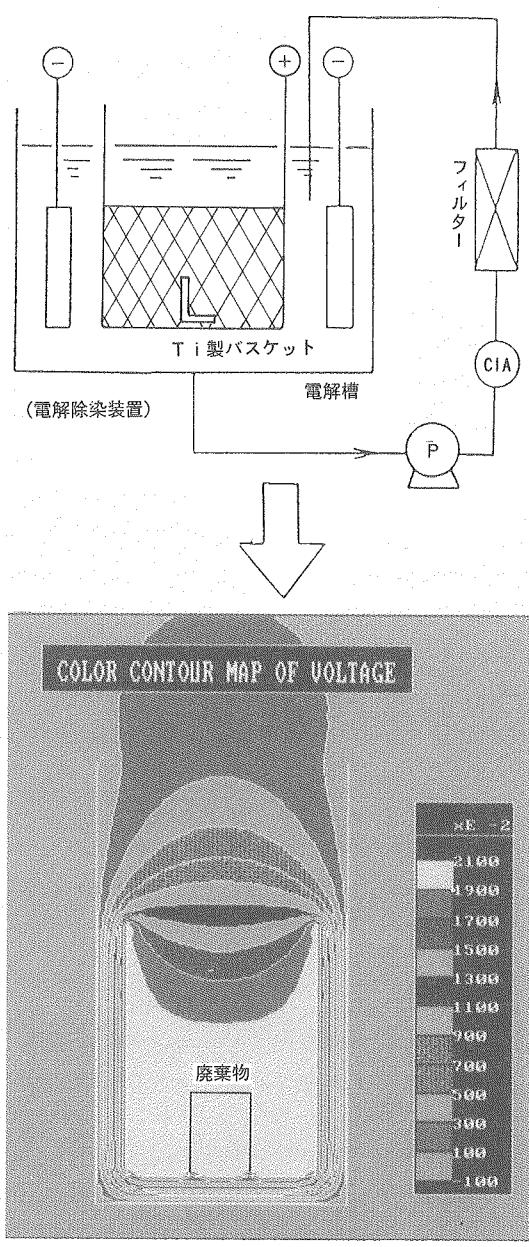


図8 電解シミュレーション評価例

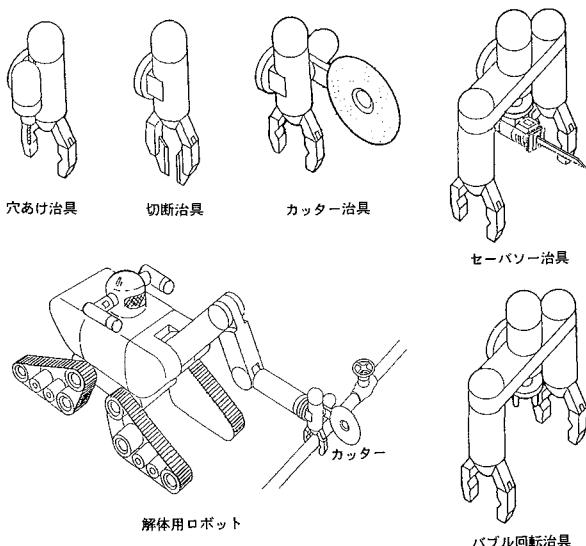
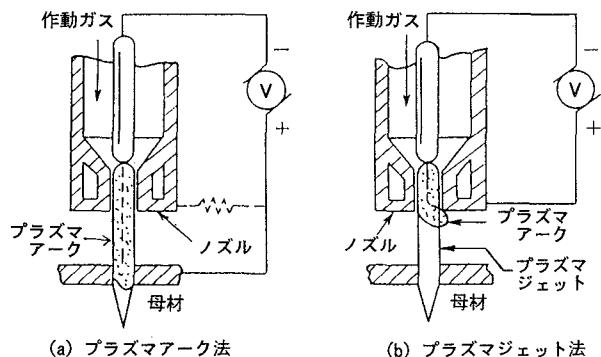


図9 機械式切断技術

図10 プラズマ切断法の原理⁶⁾

以下に熱的切断である「プラズマジェット切断技術」と「COレーザー切断技術」に関する開発状況について述べる。

4.1 プラズマジェット切断技術

(1) プラズマジェットの原理

一般に物質は温度の上昇により固体から液体、気体へと変化する。さらに温度を上昇させると原子が激しい熱運動をおこし、陽イオンと電子に分離される。このような状態をプラズマ状態という。

プラズマジェット切断法は、図10に示すように(プラズマトーチ内の電極とワーク間で発生する高温のプラズマにより切断を行うプラズマアーク法に対し)電極をプラズマトーチのみに持たせ、電極間に電荷をかけることによりプラズマを形成し、さらに高速のガスによって冷却すると、熱的ピンチ効果によってアークを収縮させ、エネルギー密度を高めて超高温となり、ノズルから高速で噴出されるプラズマジェットで切断を行うものである⁶⁾。

(2) プラズマジェットの切断性能

プラズマジェットの切断性能については、プラズマアークトーチに電極の一部(プラズマアーク法ではワークに相当する)となるアウターノズルを取り付けたプラズマジェットトーチと、出力250A(MAX)のプラズマ切断機を用いて、金属(SUS304)と非金属(耐火レンガ)で構成されたガラス溶融炉を対象に、プラズマジェットによる切断またはピアシングによる解体試験を行い確認した。

試験の結果、ガラス溶融炉の外部ケーシング(SUS304)の最大板厚である25mmの切断を行うことができた。また、ガラス溶融炉の構成材であるAZS系のCS-3とCS-5については、切断またはピアシング状態において、サーマルショックによるクラックが発生し容易に破碎が可能である。クロムーアルミナ系のK-3は、切断はできなかったもののピア

等による熱的切断の二種類に大別される。

(1) 機械式切断技術は、一般産業界において広く利用されており、すでに実用化された多くの技術がある。しかし、デコミッショニングに適用するためには、遠隔操作化や複雑な設備あるいは機器の配置に対応するための自在性および多種多様な解体対象物への適用性等に関する開発課題がある。この課題に對して、図9に示すように解体用ロボットでハンドリングできる「機械式切断技術」の開発を進めている。

(2) 熱的切断技術は、切断能力および自在性に優れた物が多いが、材質により適用する機種が異なり、ガス切断の様にSS材には適するがSUS材には適さない物や、プラズマアーク法のように導電性のある材質にのみに適用可能なもの等がある。これらは、主に金属を対象とした切断技術であるが、デコミッショニングを考えた場合、耐火レンガやコンクリートの様な非金属の解体についても技術を確立する必要がある。金属ばかりでなく、非金属の解体も可能であり、材質に対する適用性が広いという特徴を有する切断技術としては、プラズマジェット法(非移行型プラズマ)やレーザー法を用いた切断および破砕(サーマルショック)等があり、デコミッショニングにおける解体技術として特に有望な技術である。

しかし、デコミッショニングに適用するに際しては、プラズマジェット法は切断性や遠隔操作への適応性に対する課題がある。レーザー法においても、既存技術では切断性やフレキシブルなパワー伝送等に対する課題がある。

シングを用いた破碎が可能であった。さらに、その他の構成材に対しても切断または破碎が可能であった。

プラズマジェット法による解体は、金属(SUS304)および非金属である耐火物類全般の解体が可能である。特に耐火物を解体するためには、切断よりもピアシングによるサーマルショックを利用する方が効果が高いものがある。これは、耐火物の組成により圧縮強度の高いものや、熱間線膨張率の小さいもの、あるいは製造方法により気孔率の低いものの方がサーマルショックによる破碎効果が高く、逆に溶融性が低くなることから切断性が低下するためと考えられる。

したがって、いずれの材質においても、切断またはピアシングによる破碎が可能であり、建屋構造物であるコンクリートに対しても、十分適用可能であると考える。また金属材 (SUS304) については、板厚25mmまでの切断が可能であり、核燃料施設のはとんどの設備や機器への適用が可能である⁷⁾。

(3) 今後の計画

今までのプラズマジェットの研究開発は、板厚が金属で25mmまでと比較的薄いものが対象となっている。しかし、デコミッショニング対象の施設には、特殊な設備や機器を構成する数十mm以上の金属やセルを構成している数mのコンクリート等があり、これらに対して切断能力の向上を図って行く。

切断能力の向上ばかりでなく消耗品（電極棒、トーチ先端のチップ）の交換頻度が多いことから消耗品の耐久性の向上を図る。

現状のプラズマジェットトーチは、重量が約4kg、寸法が約φ100×L470mmであり、ロボットに取り付けた場合、遠隔操作性や自在性に課題があることから、プラズマジェットトーチの小型・軽量化と遠隔操作によるメンテナンス性の向上等を図る。

4. 2 COレーザーによる切断技術

(1) COレーザーの原理

一酸化炭素(CO)をN₂やHeとの混合気体として放電励起すると、CO分子のみが強く励起され、反転分布が形成されることにより、赤外域の波長5.4μm付近で発振する。特徴としては、①エネルギー交換効率が他に比べて20%以上と高いために、高出力化が容易である、②波長が5.2μmと比較的短いので、集光性がよくかつ対金属の反射率が低くなるために切断効率がよい、③5μmを透過するガラスファイバーケーブルが存在するために、ガラスファイバーケーブルによるレーザーの伝送が可能である。

(2) COレーザーのデコミッショニングへの適用

COレーザーのデコミッショニングへの適用は、①レーザー光は長距離伝送が可能で、加工ヘッドはロボットによる操作が可能なことから遠隔操作に適している、②レーザー光を微小スポットに集光することにより、きわめて高いエネルギー密度が得られることから、二次廃棄物の低減とプロセスの高速化が期待できる、③同じレーザー光源で金属および非金属等の材質の切断が可能なことから、解体に対する汎用性が高い等の多くの長所を有している。したがって、プラズマ切断に替わる将来技術として、デコミッショニングへの適用を目的とした、切断解体用の高出力COレーザーおよびレーザー光の伝送システムの開発を進めている。今までに得られた成果のうち、COレーザーの切断性能およびガラスファイバーケーブルによるパワー伝送技術について紹介する。

(3) レーザーによる切断性能

レーザーは一種の光であり、この光を光学レンズにより、エネルギー密度を高めたものである。したがって光と同様の性質があることから、切断対象物の表面状態や、材質によって反射量が異なるために、切断性能が変化することが考えられる。

切断性能の確認は、450W級のCOレーザー切断装置を用いて、核燃料施設で主に使用されている材質 (SUS304, SS41, Ti-5Ta, Al, Pb, Crレンガ) および表面仕上げの異なるものについて実施した。

試験の結果、表1に示すようにアルミニウムの切断はできなかったものの、他の材質についてはすべて表面状態に係わらず切断が可能であり、特にSS41については、厚物(30mm以上)の切断が可能である⁸⁾。

(4) パワー伝送技術の開発

COレーザーのパワー伝送に用いるガラスファイバーとしては、耐光強度や機械的強度が大きく、パワー損失が少ないカルコゲン化物ガラスが知られている。

また、ガラスファイバーによる伝送パワーの損失

表1 レーザーによる切断性能

材 質	レーザー出力 (W)	切 断 速 度 (mm/min)	切 断 板 厚 (mm)
SUS 304	450	100	14.2
SS 41	300	100	30.0
Ti-5Ta	450	100	6.0
Al	450	50	—
Pb	450	200	13.9
Crレンガ	450	100	7.7

防止を図るために、出射ビームの再集光技術、ファイバー端面の反射防止技術、ファイバーの冷却技術等があり、切断試験と同様に450W級COレーザーによる基礎試験を行った。その成果として、①出射ビームの再集光は、2枚の平凸レンズの各種組合せについて試験を行い、ファイバーコア径の1.2~1.4倍の径まで集光可能であった。②ファイバーの冷却方式による特性評価では、伝送路を冷却することにより伝送出力が冷却無しに比べ1.3~1.8倍の増加が見られた⁹⁾。

(5) 今後の計画

COレーザーを用いた切断技術は、デコミッショニングに限らず幅広く適用可能なものであるが、実用化のためには、発振器の高出力化や高効率化を図って行く必要がある。このために、低損失ファイバーの開発、出射ビームの再集光技術、ファイバー端面の反射防止技術、ファイバーの冷却技術等に関するファイバーによるレーザー伝送システムの構築を中心に技術開発を行い、発振器出力の段階的なスケールアップを図ることにより、デコミッショニング技術への適用を図っていく計画である。

5. 遠隔操作技術の開発

WDFにおける低線量 α 廃棄物および高線量 α 廃棄物ならびに $\beta\gamma$ 廃棄物の処理工程は、核燃料物質を取り扱う施設と同じセルで構成されている。WDFで実施している各処理工程の遠隔自動化に向けた技術開発は、将来実施される核燃料物質を扱った施設やセル、グローブボックス内等のデコミッショニングに適用できる。

以下に、WDFの低線量 α 廃棄物処理工程ならびに高線量 α 廃棄物処理工程で実施している遠隔自動化技術について紹介する。

5.1 低線量 α 廃棄物処理工程の遠隔自動化技術

WDFで受け入れた低線量 α 廃棄物は、 α ホール内に搬入し、除染・分解・解体・仕分け等の減容処理を行い、規定の容器に詰めて貯蔵施設や焼却設備へ送っている。 α ホール内の作業のほとんどは、PVC製の気密型防護服を着用したフロッグマンが、カッター、ドライバー等の手工具やセーバーソー、バンドソー等の電動工具を用いて作業を行っている。フロッグマン作業は、他の原子力施設で非定常の保守作業に使用されるエアラインスーツでの作業に類似したものであり、作業体制や作業時間の制限等から処理効率が劣る。

このためにWDFでは、低線量 α 廃棄物処理工程での処理効率を高め、安定した廃棄物処理を行うた

めに、「プラズマ切断用ロボット」の導入を始めとして、脱フロッグマン化を目指して積極的に遠隔ならびに自動化を取り入れた合理化（「低線量 α 廃棄物遠隔自動化システム」）を図っている。

(1) プラズマ切断用ロボット

α ホールでは、プラズマ切断作業の遠隔自動化に向けて、1984年に汎用タイプの産業用ロボットを導入し、実廃棄物を供試体として遠隔自動によるプラズマ切断技術の開発を実施してきた。

実際にロボットで低線量 α 廃棄物のプラズマ切断を行った結果から得られた開発課題は、①切断物に対するロボット手先の姿勢や位置ならびに切断軌跡をロボットに入力する教示操作時に、ロボット手先の姿勢を一定にする制御方式の開発、②教示の誤差や熱による切断物の熱変形等から発生する切断不良をなくすために、切断時のロボット手先と切断物の距離（スタンドオフ）を一定にする制御方式の開発が上げられた。

教示操作時におけるロボット姿勢制御方式は、マスターアームの採用等、種々の方策について検討および試験を実施し、最終的には操作が簡単で、かつ制御機器を必要最小限に抑えられる距離測定式姿勢制御を採用した。この方式はロボット手先に変位計を取り付け、教示点近辺の距離データを基にロボットの姿勢制御を行うものである。実際にこの方式を用いたときの姿勢制御は、許容される姿勢および高さ誤差 $90 \pm 30^\circ$ と $10 \pm 4\text{mm}$ に対し、それぞれ $90 \pm 4^\circ$ 、 $10 \pm 1\text{mm}$ と良好な結果が得られた。

切断時のスタンドオフ制御方式は、距離を一定に保つ必要がある。しかし、教示操作時のロボット姿勢制御方式に用いた非接触式の変位計や接触式の距離測定機器は、プラズマ切断時の数千度から数万度になる高熱環境下では機器の性能保証ならびに測定精度の確保の面から適用が困難である。

このために、プラズマ切断時の電流や切断速度等の設定条件により、切断電圧が変動することに着目し、電圧変動とスタンドオフの相関を数式化して、その特性を利用した制御方式を開発した。この制御方式を用いたプラズマ切断を行い、切断時のスタンドオフ変動誤差は $10 \pm 4\text{mm}$ 以内と良好な結果を得た。

試験の結果は、遠隔自動プラズマ切断性能を満足する制御誤差範囲であり、上記2つの機能をプラズマ切断用ロボットに付加して、プラズマ切断の遠隔自動化を実現した¹⁰⁾。

(2) 低線量 α 廃棄物遠隔自動化システム

α ホール内の処理工程の作業性を高めて安定した廃棄物処理を行うためには、積極的に遠隔ならび

に自動化技術を取り入れ、脱フロッグマン化を目指した処理システムを構築する必要がある。

① 現状の工程および廃棄物の要素

処理システムを構築するためには、フロッグマンを主体とした現状の低線量 α 廃棄物処理作業の工程および処理を行う廃棄物の要素を詳細に解析して、その結果を整理し遠隔または自動化に必要となる処理機器の選定や配置を決める必要がある。

処理作業の工程は、廃棄物の搬入・除染・解体・梱包・搬出について分析した。処理を行う廃棄物は、今までにWDFで受け入れた廃棄物の重量や材質等の要素を整理した。この結果、搬入と除染工程の作業は手作業的である。解体工程は機器を利用した作業が主体となっている。フロッグマン作業を多く必要とする工程は、解体工程であり大型機器類の粗切断と細断作業に約80%を要している。粗切断ならびに細断作業に用いる処理機器は、プレスカッターやプラズマ切断用ロボットによる間接作業と、バンドソーやハクソー等の電動工具類を用いた直接作業に分けられる。電動工具類を用いた直接作業は、解体工程の60%程度を占めている。

処理機器の選定に重要となる廃棄物の要素は、材質の70%が鉄やSUS等の金属類であり、プラスチックや廃棄物の梱包資材に用いられ二次廃棄物となるPVCシートや酢酸ビニールシート等の化学製品は30%である。これらの廃棄物の重量分布は、50kg未満が90%程度である。

② 低線量 α 廃棄物処理工程の遠隔自動システム

工程および廃棄物の要素の検討結果を基に、遠隔自動化に向けたシステム概念をまとめた。

低線量 α 廃棄物処理工程である α ホールの遠隔自動化に求められる機能を、それぞれの工程毎に整理すると、搬入工程は廃棄物を梱包している資材の開封や線量測定（スミヤ測定）、除染工程では拭き取り除染、機械式除染および電気化学除染等がある。解体工程については、廃棄物の解体作業の際の手工具に変わる電動工具等による細断、さらに細断処理終了後の廃棄物をドラム缶等に詰め込む梱包作業等がある。

各々の作業に対応する機器は、現有技術を適用すると、搬入工程には両腕型マニプレータやパワーマニプレータ等のハンドリング機器、除染工程にはアイスプラスチック装置および機械的除染装置を持つ両腕型マニプレータや電解除染装置がある。解体工程には、プラズマ切断用ロボットの他、金属を細断するための自動バンドソーやギロチンカッター、養生用のPVCシートやプラスチック等を細断する粉碎装置がある。これらの装置へ処理する廃棄物や処理済の廃棄物を、移動あるいは移送するための搬送装置は、クレーンやコンベアおよび移送ロボットを設置する。図11にこれらの機器を α ホールに配置した概念を示す。

(3) 今後の計画

プラズマ切断用ロボットは、 α ホールでの解体作業に供されており、今後も性能向上を図るために改良を加えていく。

低線量 α 廃棄物処理工程の遠隔自動システムは、今回実施した概念検討を基に、解体工程に必要となる金属を細断するための自動バンドソーやギロチンカッター、プラスチックやPVCシートを細断する粉碎装置等について、機器の選定ならびに試作を行い、実用化に向けて研究開発を実施していくとともに

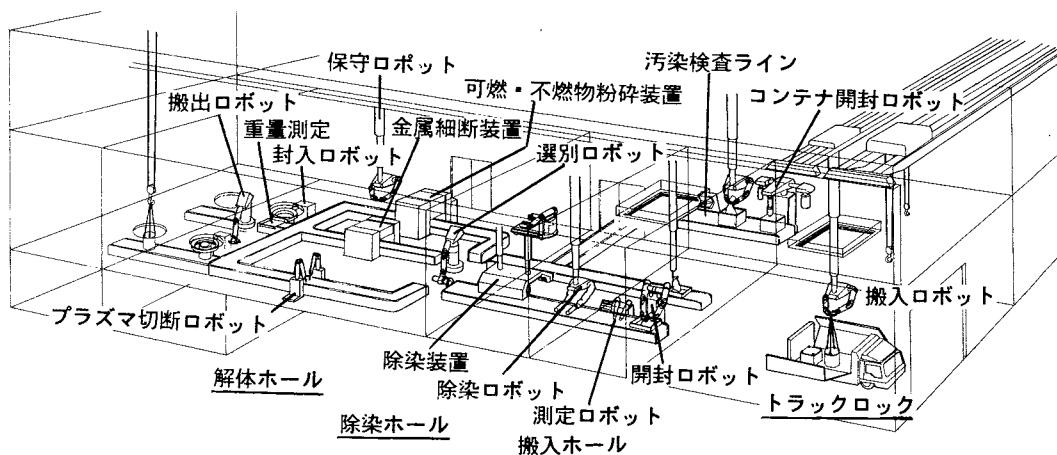


図11 低線量 α 廃棄物処理工程の遠隔自動システム

にシステム化を図っていく。

5.2 高線量 α 廃棄物処理工程の遠隔自動化技術

WDFでは、高線量 α 廃棄物処理工程の遠隔自動化を図るために、小型・軽量で可搬が可能であり、将来はデコミッショニング用の遠隔解体機器のひとつとして用いる、プラズマ切断用の「ドラゴンロボット」の試作機が1991年に完成した。

また、WDFに搬入される高線量 α 廃棄物の形態として、直径300mm×長さ500mm程度の缶に雑多に混入されてくる、金属やウェスあるいは紙類の除染資材の分別に、大きなウェイトを占めている仕分け作業を省力化し、さらには自動化を進め、処理効率の向上を図る「仕分け作業用ロボット」の概念をまとめた。

(1) ドラゴンロボット

ドラゴンロボットは、高線量 α 廃棄物処理工程におけるプラズマ切断解体の遠隔自動化を図るために、小型・軽量・可搬型で将来的には自走ができること、除染やメンテナンス等により再利用を図ること等を考慮して製作したものであり、以下の特徴がある¹¹⁾。ドラゴンロボットの外観を図12に示す。

- ① ロボット本体の機器仕様は、垂直多関節6軸型、寸法は垂直軸長1,200mm×水平軸長800mm、本体重量は126kgの小型軽量化を図っている。
- ② 高線量環境下でも対応できるように、耐放射線性は $10^4\text{Sv}/\text{h}$ 、 10^6Gy を満足している。
- ③ ロボットの駆動機器を本体内部に収納し、除染性を高めている。
- ④ ロボット本体は、直径580mmに折り畳め、直径610mmのポート穴等を通過できる。
- ⑤ ロボット本体は、遠隔で3分割にでき、マニピュレータ補修用グローブボックスに収納し、内部機器の補修が可能である。

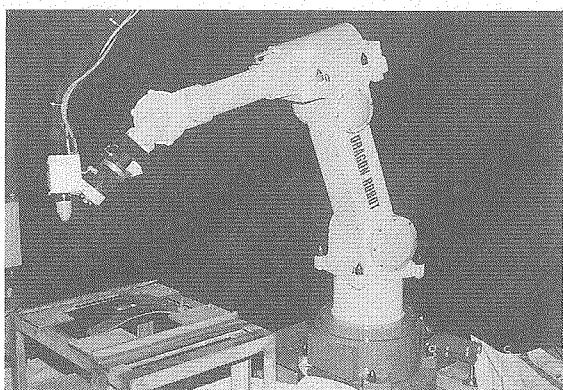


図12 ドラゴンロボット

- ⑥ ロボット手先部には、オートツールチェンジャーを設けて、プラズマトーチの着脱を容易にするとともに、ハンド等のツールを取り付けることができる。

また、操作系ならびに制御系は、ロボットの操作方式をジョイスティック方式とし、制御はプラズマ切断用ロボットと同様にトーチ姿勢自動制御、スタンドオフ自動制御を採用している。

(2) 仕分け作業用ロボット

高線量 α 廃棄物として受け入れた缶には、金属、ウェス、紙類の除染資材等が雑多に混入されているために、これらの廃棄物をひとつひとつ材料別あるいは線量別にマニピュレータで仕分けている。この作業は、高線量 α 廃棄物処理工程で60~70%の作業比率を要し、本工程に大きなウェイトを占めている。

WDFでは、高線量 α 廃棄物処理作業を省力化しさらには自動化を進め、処理効率の向上とともに高線量 α 廃棄物の低線量化に重点を置いた工程とするための、仕分け作業用ロボットの概念をまとめた。図13に仕分け作業用ロボットの概念図を示す。

機能は、ロボットの中央部に設けたRIDとITV装置により、まず廃棄物の線量測定を行いその線量区分データを基に、ロボットを動作させて線量別の仕分けを行うことができる。材料の仕分け作業は、ITV画像やロボットハンド手先の触覚センサによって検出された反力等から材料を選別する。

(3) 今後の計画

ドラゴンロボットは、ロボットの機能検証試験や自動切削性能試験および調整を実施するとともに、動作範囲の広域化やロボットアイの高度化等を図っていく。

仕分け作業用ロボットは、今後詳細な設計を行うとともに、各構成要素の研究開発を進め実用化を図っていく計画である。

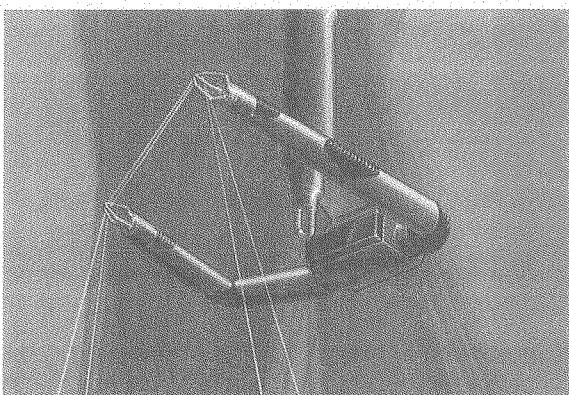


図13 仕分け作業用ロボット（概念図）

6. データベースの構築

核燃料施設等のデコミッショニングは、図1に示すように各要素技術をシステム化し評価して行う。デコミッショニングの効率的な実施を実現するためには、測定、除染、解体、遠隔操作、データベース等の要素技術を含めて十分な実施計画を練り、最適なシステムの設計や、解体工法、被ばく量、廃棄物発生量、工期、コスト等に関する評価を行う必要がある。このために、「デコミッショニング技術情報データベース」の整備および「デコミッショニング管理データベース」の整備ならびに「デコミッショニング評価システム」の開発を進めている。

6.1 デコミッショニング技術情報データベース

デコミッショニングに係わる研究開発およびデコミッショニングの実施に際しての有効利用を目的として、デコミッショニング技術情報データベースの整備を行った。データベースの整備は、R:BASE-PROを基にシステム化を図った。以下に、システムの内容を述べる。

(1) 技術情報データベース化の範囲

- ① 核燃料施設等のデコミッショニング（主として、内装設備や機器の解体撤去）の実績に基づく測定・除染・解体・処理等の技術情報。
- ② 固体廃棄物前処理施設等で実施している測定・除染・解体等の技術開発情報。
- ③ 海外との技術協力における情報。
- ④ 国内外でのデコミッショニングに関する技術情報。
- ⑤ 原子力施設全般の遠隔操作技術に関する情報。

(2) システムの構成

デコミッショニング技術情報データベースシステムへのデータの入力方法は、2つの方法がある。1つは、ワープロで打たれたデータを、データ変換プログラムによってデコミデータベース用のデータに変換してから入力する方法。もう1つは、デコミデータベースのデータ入力画面から、直接に入力する方法である。検索されたデータは、CRTまたはプリンターに出力される。検索した文献に図表がある場合には、図表番号がついており、それはインデックスキーとなっているので、図表だけを綴じているファイルをあらためて参照することができる。

(3) 機能の概要

データベースの機能は、分別して、検索機能と補助機能で構成されている。

検索機能は、①作業別検索、②技術別検索、③リスト出力を有している。補助機能は、①データの入

力、②データの修正、③データの削除、④その他（ユーティリティ）を有している。

6.2 デコミッショニング管理データベース

デコミッショニング実施前の解体対象物のデータ整備、実施後の作業員の作業実績管理および発生廃棄物の管理を目的として、デコミッショニング管理データベースの整備を実施した。

これらのデータベースの整備は、Let'sアイリス4.0を用いてプログラムのシステム化を図った。以下にシステムの内容を述べる。

(1) 管理データベースの作成範囲

- ① デコミッショニング実施前の解体対象物予測管理のデータ整備（発生廃棄物の種類と量を予測する）。
- ② 作業員の作業実績管理のデータ整備（作業員の作業内容、人工数、被ばく量等を集計解析する）。
- ③ 発生廃棄物管理のデータ整備（発生廃棄物の種類と集計を解析する）。

(2) プログラムの構成

- ① 解体廃棄物予測管理プログラム
- ② 作業実績管理プログラム
- ③ 発生廃棄物管理プログラム

(3) 機能の概要

いずれのプログラムもデータ作成、データベースの利用、データの保守・管理の3つの部分で校正されている。

- ① データの作成は、マニュアル入力とした。データ登録処理時には、変更途上の場合画面上の右上部に「未登録」のアラームが表示されると、他、アイリス側より確認のメッセージが表示される。
- ② データベースの利用時には、各プログラムとも画面上のメニュー名と、その処理内容を参考に、処理したいメニュー番号を入力すると、数ヶの処理がバッチ式に連続実行できる。
- ③ データの保守管理は、キーワード登録によるデータの保護機能、MS-DOSのコマンドによるデータのバックアップ機能、ファイルリストについてもアイリスのコマンドでリスト印刷が可能である。

6.3 デコミッショニング評価システム

デコミッショニングの計画および開始から終了までの人工、被ばく量、廃棄物の種類と量、解体工法、コスト等の膨大な情報を一元的に管理し、併せて工程管理やデコミッショニング手法のシミュレー

ションシステムの開発を進めている。

(1) システムの概要

デコミッショニングを計画し実施するためには、デコミッショニング対象物の物量データ、放射能インベントリーをはじめとした各種放射線管理データ、デコミッショニングに適用される除染、解体、遠隔操作等の各種技術開発に関するデータおよびデコミッショニングによって生ずる廃棄物の処理、貯蔵、輸送、処分等の廃棄物管理に関するデータといった広範なデータ情報を必要とする。作業量とコストを把握するためには、それらの基本データを収集するとともに、同様な手順によるデコミッショニングの実施や概略のシナリオの策定が必要である。

したがって、デコミッショニングに係わる膨大なデータや情報を管理し、必要に応じて所要の情報を即時に取り出し、デコミッショニング計画を立案するためのデータベースを構築した。

(2) システム化のシナリオ

① デコミッショニング計画上必要な以下の情報やデータが汎用性のある型式で登録できる。

- (a) デコミッショニング対象物の物量データ
- (b) デコミッショニング対象物の放射線管理データ
- (c) 各国で実施または開発されている除染技術に関する情報およびデータ
- (d) 各国で実施または開発されている解体技術に関する情報およびデータ
- (e) 各国で実施または開発されている遠隔操作技術に関する情報およびデータ
- (f) 各国で実施または開発されている廃棄物の処理、貯蔵、輸送、処分等の廃棄物管理に関する情報およびデータ
- (g) サイト内に立地しており、デコミッショニング時に利用可能な廃棄物処理、貯蔵、輸送関連設備の仕様、能力に関するデータ
- (h) デコミッショニング・コスト積算に必要な原単価のデータ

② 想定されるデコミッショニングのシナリオに基づいて、以下の評価計算が行える。

- (a) 放射性インベントリーの評価
- (b) 作業人工の評価
- (c) 被ばく量の評価
- (d) 工期の評価
- (e) 廃棄物発生量および廃棄物取扱いの評価
- (f) 環境影響の評価
- (g) コストの評価

デコミッショニング計画上必要な各種データを活用しやすい様式で「技術情報データベース」に登録

し、必要な情報やデータを検索するとともに、デコミッショニングのシナリオ構築のために必要なデータを「デコミッショニング評価システム」へ移送して、想定されたシナリオに基づいて評価計算、積算集計を行うことができる。

6.4 今後の計画

本格的なデコミッショニングデータベースシステムの構築に関しては、ソフトおよびハードの技術進展がめざましく、特にマルチメディア化は始まったばかりである。核燃料施設そのもののデコミッショニングはまだ将来のことと考えられているが、それまでにはデータベースシステムの構築を完成させ、システムエンジニアリングの向上を図っていく必要がある。したがって、低価格のハードおよびソフトによる技術基盤のボトムアップから開始し、高度化への展開を進め、コストパフォーマンスに優れたデータベースシステムを構築していく計画である。

7. あとがき

核燃料サイクル施設等のデコミッショニングに関する、各要素技術の研究開発の実績と現状について述べた。今後は、次のような課題を解決しながら、要素技術の成果等を本格的なデコミッショニング技術へと発展させて行く。

- (1) 測定技術については、デコミッショニング時の汚染廃棄物の発生と種類により、その管理手法が異なることから、解体後の放射能インベントリ評価、特に区分管理の境界線である α 線の測定技術を確立する必要がある。
- (2) 廃棄物の徹底除染技術の確立はもちろんのこと、作業環境改善に係わる除染技術の開発を行う。作業環境改善は、化学薬品や研磨材を用いた除染技術の適用が効果有ると考える。これらの多くは二次廃棄物の発生が多くなる傾向にあるために、二次廃棄物の低減化技術の確立を図る必要がある。
- (3) 施設全体の解体撤去を考えた場合、極端に厚みを持った機器やコンクリート等の解体、あるいは切断を行う治工具が必要となる。特に機械式切断技術は、切断能力と治工具の大きさが比例して大きくなる。この相反する事象を解決しながら、遠隔操作装置で取り扱える小型・軽量な機械式切断技術を開発する必要がある。
- (4) 遠隔操作技術は、今回WDFを中心に紹介したが、高放射線、高汚染環境下に設置されている大型設備や複雑な形状の機器等を解体するためには、遠隔で自動的に効率よく安全に行う必要がある。このために測定・除染・解体等に関する各々のツール等

を把持し、作業を行うための搬送と移動機能を有するロボットを開発する必要がある。

(5) 核燃料サイクル施設等のデコミッショニングの効率的な実施を現実にするためには、要素技術開発や他のデータベース等も含めて十分な実施計画を練り、解体工法、被ばく量廃棄物発生量、工期、コスト等について評価検討の行えるシステム評価技術を確立する必要がある。

参考文献

- 1) 大和愛司：動燃におけるデコミッショニング技術開発と今後の計画、

原子力施設デコミッショニング研究協会第2回報告と講演の会、(1989.

11)

- 2) 宮尾英彦：放射性廃棄物処理技術開発、動燃技報、No.73、(1990. 3)
- 3) 脇谷敏克、他：放射線映像化装置の開発、日本原子力学会誌、Vol. 30, No.11、(1988)
- 4) 塩月正雄、他：放射線映像化装置の実用化研究、日本原子力学会「1990年会」予稿集、K24
- 5) 安中秀雄：原子力施設における除染技術の実際と今後の技術課題、廻産業技術出版社主催講習会資料、(1986. 10)
- 6) 藤田謙、他：最新切断技術総覧、廻産業技術サービスセンター、(1985)
- 7) 脇谷敏克、他：プラズマジェット法による切断技術開発、日本原子力学会「1992年秋の大企」予稿集、H46
- 8) 池田諭志、他：COレーザー切断技術開発、RANDECニュース、No. 6、(1990. 8)
- 9) 菊地豊、他：カルコゲナイトガラスファイバーによる5μm帶COレーザーの高パワー伝送、レーザー学会学術講演会第2回年次大会予稿集、(1991. 12)
- 10) 宮崎仁：固体廃棄物前処理施設における大型固体廃棄物の除染解体、RANDECニュース、No.3、(1989. 11)
- 11) 菊地豊、他：自動溶断ロボットの開発、日本原子力学会「1990年会」予稿集、K22



ガラス固化技術開発施設の建設

本橋 昌幸 真道 隆治 新沢 幸一
瓜生 満 三宮 都一 橋本 修
東海事業所建設工務管理室

資料番号：84-2

Construction of Tokai-Vitrification Facility

Masayuki Motohashi Ryuji Shindo Kouichi Shinzawa
Mitsuru Uryu Toichi Sannomiya Osamu Hashimoto
(Construction and Maintenance Office, Tokai Works)

動燃事業団では、高レベル放射性廃棄物（液体）の固化処理に関する國の方針にしたがい、昭和50年以來ガラス固化技術に関する研究開発を進め、これらの成果を結集し、昭和63年6月にガラス固化技術開発施設（以下、「本施設」という。）の建設に着手、約4年の工期を経て平成4年4月に完成させた。

本施設は、東海事業所再処理施設高放射性廃液貯蔵場の高放射性廃液貯槽に貯蔵している廃液を安定で取扱いが容易なガラス固化体に処理する施設で、ガラス固化技術等のプラント規模での実証を行うことを目的として設置した。

本報では、本施設の概要と特徴および建設工事の経過と特徴を紹介する。主な内容は次のとおりである。
①施設の概要 施設の目的、主要仕様、建家の位置・構造、プロセス工程の概要について紹介する。
②施設の特徴 固化セルと全遠隔保守方式の概要について紹介する。
③安全性 施設の安全性を確保するために講じた対策を紹介する。
④建設工事の概要 許認可の経過を紹介するとともに、建設工事の特徴として、工事費、工事区分等について概要を紹介する。

1. はじめに

原子力开发利用長期計画（昭和62年6月）では、高レベル放射性廃棄物の処理、処分については、『再処理施設において使用済燃料から分離される高レベル放射性廃棄物は、安定な形態に固化したのち、30年間から50年間程度冷却のための貯蔵を行い、その後、地下数百メートルより深い地層中に処分することを基本的な方針とする。』としている。

動力炉・核燃料開発事業団（以下、「動燃事業団」という。）は、これまで進めてきたホウケイ酸ガラスによる固化技術に関する研究開発等の成果を十分に活用し、固化プラントの建設・運転を行うとともに、ガラス固化体の貯蔵プラントを建設すること。』としている。

動燃事業団は、この國の方針に基づき、大学、國立研究機関、民間企業の協力を得て昭和50年以來進めてきたガラス固化技術に関する広範囲な研究開発の成果を結集し、昭和63年6月にガラス固化技術開

発施設（以下、「本施設」という。）の建設に着手、約4年の工期を経て平成4年4月に完成させた。写真1に本施設の全景を示す。

ここでは、本施設の概要と特徴および建設工事の経過と特徴を紹介する。

2. 施設の概要

2.1 施設の目的

本施設は、東海事業所再処理施設高放射性廃液貯蔵場の高放射性廃液貯槽に貯蔵している廃液を安定で取扱いが容易なガラス固化体に処理する施設で、ガラス固化技術等のプラント規模での実証（技術の高度化、改良を含む。）を行うことを目的として設置した。

2.2 主要仕様^{1) 2)}

本施設では、使用済燃料約1トンの再処理によって発生する高放射性の廃液を約110ℓのガラス固化



写真1 ガラス固化技術開発施設の全景
〔写真中央がガラス固化技術開発棟、その左側が
ガラス固化技術管理棟、その右側が付属排気筒
(左側の排気筒)、写真右端が高放射性廃液貯蔵場〕

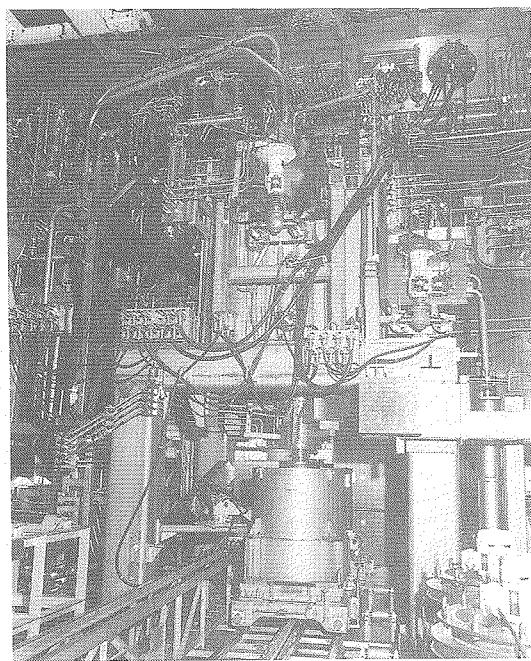


写真2 ガラス溶融炉

体1本に処理する。ガラス固化処理する高放射性の廃液は、設計上、燃焼度28,000MWD/MTU、比出力35MW/MTUの燃料を炉取り出し後0.5年で再処理し、その後5年間冷却したものと設定している。製造するガラス固化体はホウケイ酸ガラスであり、廃棄物含有量は標準25wt %としている。1日当たりの高放射性の廃液の処理能力は0.35m³（ガラス溶融炉の処理量換算）で、年間最大140本のガラス固化体を製造する能力を有している。製造時のガラス固化体の標準特性は、1体当たり発熱量約1.4kW、放射能量約 1.5×10^{16} Bqである。

ガラス溶融方式としては、「液体供給式直接通電型セラミックメルター(Liquid-Fed Joule-heated Ceramic Melter : LFCM)方式」を採用している。この方式は、ガラスに交流電流を通電することにより発生するジュール熱によってガラスを加熱溶融するものである。その構造は、耐火物でガラスを保持する槽を構築し、最外部を金属ケーシングで覆ったものである。特徴は次のとおりである。

- ① 廃液のか焼をガラス溶融炉内で行えるため、工程が簡素である。
 - ② 高温でガラス溶融でき、連続的に良質のガラス固化体が製造できる。
 - ③ セラミック材と耐熱金属材の利用等により、溶融炉寿命を長くできる。
- 写真2にガラス溶融炉を示す。

2.3 建家の位置および構造

本施設は、写真1に示すように、ガラス固化技術開発棟、ガラス固化技術管理棟および付属排気筒の

3施設から構成され、再処理施設高放射性廃液貯蔵場に隣接して建設された。

技術開発棟は、鉄骨鉄筋コンクリート造り、地下2階地上3階、建築面積約2,600m²で、地下部分に固化処理および放射性物質を扱う工程の大部分を設置し、地上部分には、分析、ユーティリティ、放射線管理、工程制御設備等の各種運転支援設備を設置している。

技術管理棟は、鉄筋コンクリート造り、地上4階、建築面積700m²で、1階に非常用発電設備、蒸気等のユーティリティ設備を設置し、2階から4階は居室としている。

付属排気筒は、地上高さ約90mの鋼製で、本施設のプロセス工程廃気およびセル換気系を含む建家の排気を放出する。

2.4 プロセス工程の概要

図1にガラス固化処理工程を示す。

再処理施設高放射性廃液貯蔵場の高放射性廃液貯槽に貯蔵している高放射性の廃液は、受入配管を通して固化セル内の受入槽に受け入れる。受入槽では、廃液の分析が行われ、組成調整のための試薬添加量および濃縮倍率が決定される。

前処理工程では、受け入れた廃液を組成調整および濃縮し、ガラス溶融工程へ連続的に供給する。

ガラス溶融工程では、前処理を行った廃液をガラス原料とともにガラス溶融炉へ定量供給し、約1100

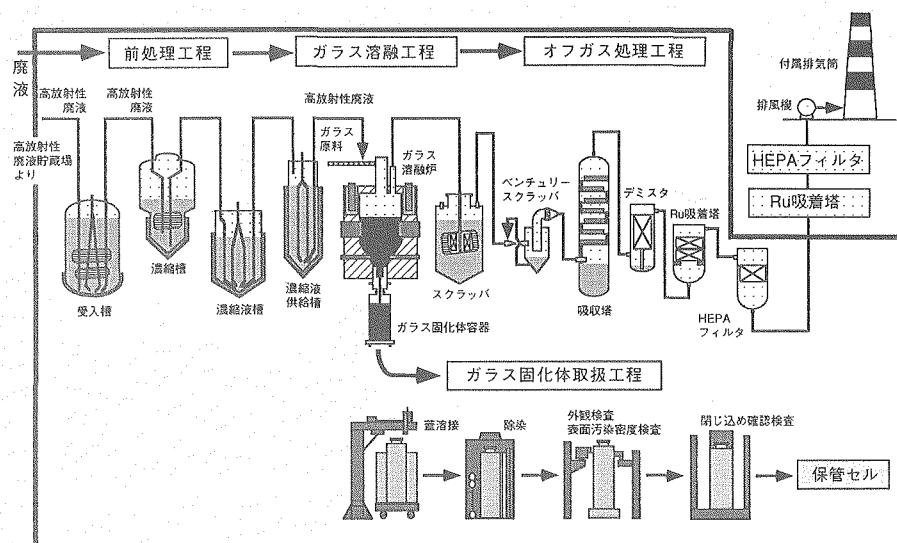


図1 ガラス固化工程図

～1200℃で溶融し、ステンレス鋼製のガラス固化体容器に注入する。

ガラス固化体取扱工程では、溶融ガラスを注入したガラス固化体容器の蓋を自動溶接し、ガラス固化体とする。ガラス固化体は搬送セル内で除染、表面汚染密度検査、外観検査等を行った後、保管セルの保管ピット内に保管する。保管ピットはガラス固化体をタテに6段収納する構造で70ピットあり、計420

本の保管が可能である。

写真3に保管ピット上部を示す。

一方、各プロセス工程からの廃気は、オフガス処理工程等で洗浄、吸着、ろ過を行った後、付属排気筒から放出する。放出にあたっては、廃気中の放射性物質の濃度を排気モニタリング設備により連続監視する。

各プロセス工程からの二次廃液は、廃液処理工程で蒸発濃縮処理し、濃縮液は受入槽へ送り高放射性の廃液と混合しガラス固化する。凝縮液は既設の廃棄物処理場へ送る。

本施設で発生する固体廃棄物は、一時保管後、既設の固体廃棄物貯蔵施設等へ送る。

3. 施設の特徴

本施設では、主要セルである固化セルの保守方式に、従事者の被ばくの低減および施設の稼働率の向上を図るために、全遠隔保守方式を採用している。このため、遠隔操作機器、固化セルの大きさ、プロセス機器の配置等に次のような工夫を施している。

- ① 器用な作業および自己保守可能な両腕型マニピュレータの採用。
- ② 遠隔操作機器の効率的な運用をねらいとした大型セルの採用。
- ③ プロセス機器の保守、交換を容易にするラックシステムと遠隔継手の採用。

また、本施設では、大型セルである固化セルの換気方式に、セル汚染時の放射性物質の放出量低減およびセル換気系設備の合理化を図るために、セルの換気回数を1日1回程度とする低風量換気方式(Low-

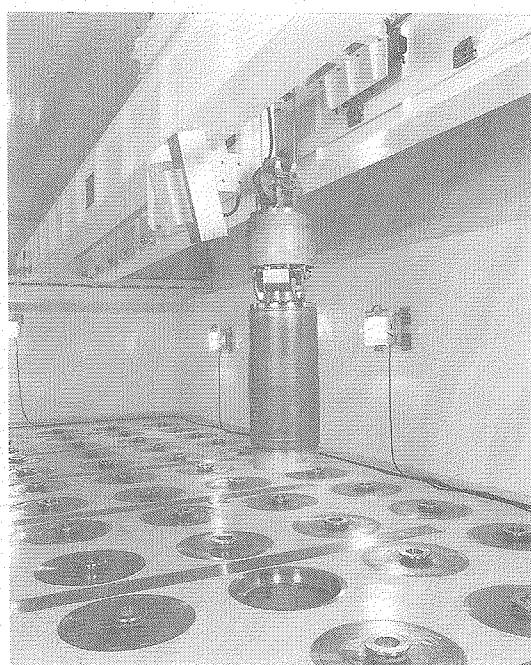


写真3 保管ピット上部
〔ガラス固化体の保管能力は420本〕

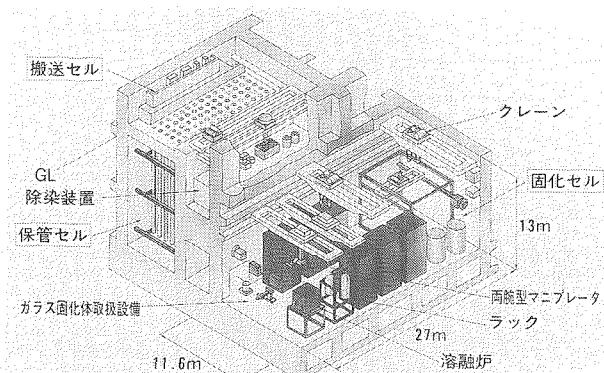


図2 固化セル等の鳥瞰図
〔固化セル、搬送セル、保管セル〕

Flow Ventilation System : LFV)を採用している。この方式は、通常の換気方式の機能を、

- ① セルの除熱は換気ではなく、セル内に設けたインセルクーラ(熱交換機)で行う。
 - ② セルの負圧維持は、セルへの給気量およびセル周囲気温を制御することで行う。
 - ③ セル内周囲気のろ過は、プロセス工程からの廃気と同様にオフガス処理工程に送り処理することを行なう。
- のように分けて行うことにより目的を達するものである²⁾。

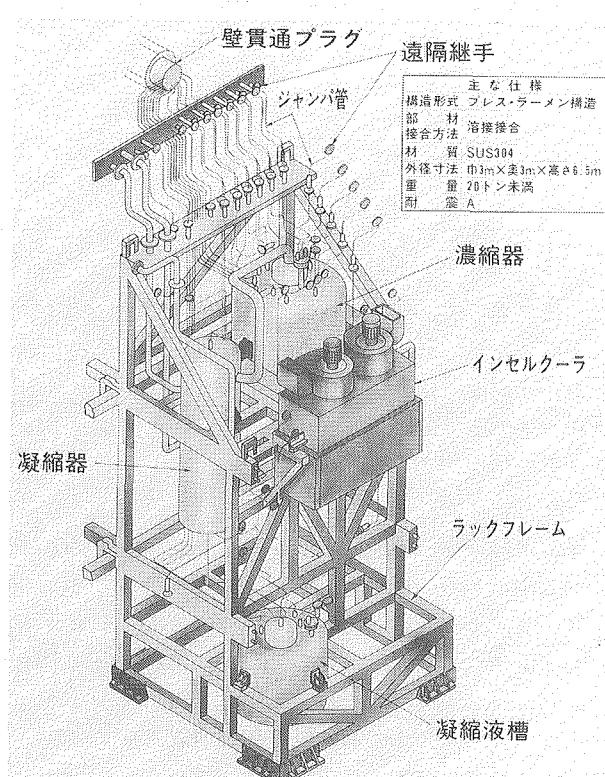


図3 ラックの概念図

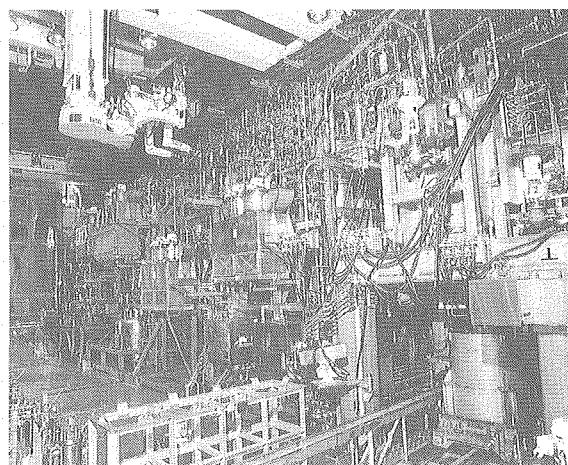


写真4 固化セルの内部
〔遠隔保守を考慮した機器配置、セルの上部に両腕型マニピレータが設置されている。〕

全遠隔保守方式および低風量換気方式を採用した固化セルは、ガラス固化技術開発棟の地下階に位置し、長さ27.1m、幅11.6m、高さ13.0mの大型セルである。セル内の主要なプロセス機器は、7基のラック(寸法=3m×3m×6.5m)とガラス溶融炉に分割し、固化セルの両壁面に沿って配置している。また、セルの上部には、プロセス機器を保守するための両腕型マニピレータ、クレーンおよび作業監視用のテレビシステムを設置している。両腕型マニピレータは取扱荷重15kg、自由度7、バイラテラル機能を持つものであり、テレビシステムの一部には視認性の向上を図るために高解像度ITVを使用している。

図2に固化セル等の鳥瞰図を、図3にラックの概念図を、写真4に固化セルの内部を、写真5に両腕型マニピレータを示す。

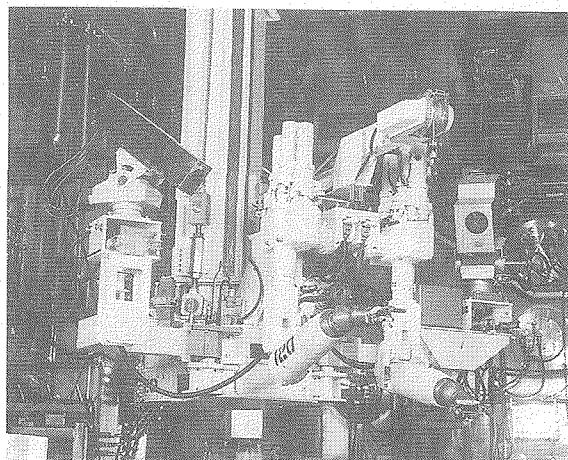


写真5 両腕型マニピレータ

4. 安全性¹⁾

本施設では、施設の安全性を確保するために種々の安全対策を講じた。主なものを次に示す。

- ① 設計および工事は、「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」に基づく他、必要に応じて国内関係規格等に定める諸基準に準拠して行った。
- ② 耐震設計では、放射線による環境への影響の観点から建物、構築物、機器等をその重要度に応じて分類し、それぞれに十分な強度、剛性を持たせ耐震安全性を確保した。
- ③ 被ばく、遮蔽、火災・爆発、誤操作・故障等の防止では、東海事業所再処理施設の実績を踏まえ、それぞれに十分な対策を施した。
- ④ 放射性物質の漏洩の防止では、槽類の材料にはステンレス鋼あるいはチタンを用い、施工の際には、材料、溶接等について厳重な品質管理を行った。また、槽類を収納するセルには、万一槽類から廃液が全量漏出しても十分な容量のステンレス鋼製ライニングを設置するとともに、漏洩液の検知および回収を可能とした。
- ⑤ 本施設特有の事項として挙げることができる溶融ガラスの漏洩の防止では、溶融炉を耐火物の組積構造とし、その外側を金属ケーシングで覆い自然空冷するものとした。溶融ガラスは温度が低くなると流動を停止する性質があるため、万一、溶融ガラスが耐火物の目地、割れ目等に入り込んだとしてもガラス溶融炉断面に生ずる温度勾配により耐火物内に閉じ込めることができる。

5. 建設工事の概要

5.1 建設工事の経過

安全審査は、昭和62年3月に再処理施設設置変更承認を申請、昭和63年2月に承認を受けた。その後、同年5月に建物についての原子炉等規制法に基づく「設計および工事の方法の認可（以下、「設工認」という。）」を申請、6月に認可を受けた。装置については同年11月に設工認を申請、平成元年1月に認可を受けた。

建設工事は、まず技術開発棟の建築工事を昭和63年6月に着手、9月末に床付の国の使用前検査（建家の基盤を確認する検査）を受検後、地下部二重スラブの配筋・型枠工事等、本格的な工事を開始した。平成元年1月からは装置工事等の機器類の製作・据付が始まり、平成3年2月に建築工事が終了し、同年6月に機器類の据付が終了した。

引き続き、平成3年7月からは機器類の機能およ

項目	年度	昭和63年度		平成元年度	平成2年度	平成3年度	平成4年度
		着工	工事	竣工			
1 建 物		S63.6		H3.2			
2 内装設備		H1.1		H3.6	H4.4		竣工
3 コールド試運転					コールド試運転	H4.5	

表1 建設工事工程

び性能を確認するための作動試験を順次実施し、平成4年4月を以て完了した。

表1に本施設の建設工事工程を示す。

5.2 建設工事の特徴

本施設の建設工事は14工事区分からなり、動燃事業団の施工管理の下、建築工事、電気工事、換気工事を担当する各建設共同企業体、主要な内装設備を担当する原子力機器メーカーにより行った。総工費約380億円、工期約4年、工事に要した延人数約210万人・時間、ピーク時の作業人数は1日に約700人の大型工事であった。4年の工期のうち、着工後の3年は、建築工事、設備機器類の製作・据付工事等が行われ、残りの1年は設備機器類が仕様通りの機能、性能を満足していることを確認する通水作動試験、受取試験、遠隔操作試験等からなる作動試験が行われた。

建設工事を進めるにあたっては、本施設が、動燃事業団がこれまで開発してきたガラス固化技術、遠隔保守技術等の自主技術を採用するとともに、「溶接の技術基準」をはじめとする、「再処理施設の設計および工事の方法の技術基準」の本格的な適用を受けた初の施設であったため、動燃事業団内外の関連部署と綿密な調整が必要であった。また、多種多様な施工管理および膨大な資料管理に対応するとともに、設計、建設を通して得たノウハウの今後の施設設計等への活用の容易さを図るために、パーソナルコンピュータによるOA化を積極的に行い、設計・施工図書の審査状況等の管理、設計変更・改造の履歴管理は専用のデータベースを構築し運用した。

6. おわりに

核燃料サイクルを確立する上でガラス固化技術は必須なものであり、商業規模の再処理施設の建設準備が順次進められている状況を考えると、本施設の

役割は重大である。このため、平成4年5月から、運転特性、遠隔保守方法の把握を目的としたコールド試運転を開始しており、平成6年春頃には実際の高放射性の廃液を使用したホット試運転に入る計画である。

研究開発から建設まで、ガラス固化技術のプロジェクト規模での実証に向けて多くの方々のご協力を受け

てきたが、今後も各方面のご支援をお願いする次第である。

参考文献

- 1) 佐々木 憲明 他：高レベル放射性廃液ガラス固化プラントの現状、動燃技報No66 (1985.12)
- 2) 東海事業所技術開発部建設室：高レベル廃棄物対策 ガラス固化技術開発施設、動燃技報No59 (1986.9)



確率論的構造信頼性評価法の開発 と2重管SG伝熱管への適用

若井 隆純 町田 秀夫 渡士 克己
木曾原直之 小井 衛

大洗工学センター機器構造開発部

資料番号：84-3

Development of Probabilistic Structural Reliability Assessment Method and Application of the Method to Double-Wall Tube Steam Generator

Takashi Wakai Hideo Machida Katsumi Watashi
Naoyuki Kisohara Mamoru Koi
(Systems and Components Division, O-arai Engineering Center)

確率論的構造信頼性評価法を開発し、2重管型蒸気発生器伝熱管の構造健全性評価への適用を試みた。この方法は、過去の蒸気発生器破損事例に基づいて帰納的に機器の破損頻度を評価する統計的破損率推定法と、破損メカニズムを数学モデルに置き換えることによって種々の破損モードに対する破損確率を演繹的に評価する確率論的構造健全性評価法からなる。本小論では、後者の方法を用いて、2重管型蒸気発生器伝熱管のき裂発生確率を評価するとともに、クリープ疲労き裂進展過程を解析し、種々のパラメータが伝熱管の破損に及ぼす影響を調べたその結果、同評価法の適用により、伝熱管の破損を支配する因子の摘出が期待できることを示した。

1. まえがき

FBRプラントの大幅なコストダウンを目的として、2次冷却系を削除した高速炉発電プラントの概念が提案されている。この発電プラントでは、図1に模式的に示すような2重伝熱管を用いた蒸気発生器（以下、2重管SGと略す）が主要な機器となり、

2重伝熱管が1次系ナトリウムと水蒸気系とのバウンダリを構成する。このためプラントの健全性を確保するうえで2重伝熱管の高信頼性を示すことがきわめて重要となる。信頼性評価の手法としては、品質管理の分野を中心に発展してきた統計的手法をはじめ、多くの数学的手法がある。本小論で取り扱う確率論的構造信頼性評価法の開発は、機器破損事例の調査結果に基づいて、帰納的にその破損率を評価する統計的破損率推定法の開発と、き裂の発生／進展過程の数学モデルを作成し、演繹的に機器の破損確率を評価する確率論的構造健全性評価法の開発の2つの柱からなる（図2参照¹⁾）。本小論は、これらの手法の開発と、その2重管SG伝熱管の信頼性評価への適用について述べた。

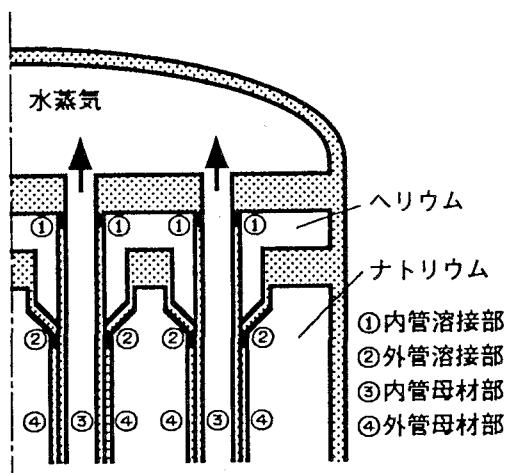


図1 2重管SG模式図

2. 統計的破損率推定法の開発

図2に本研究の概要を示す。まず、同図左側に示した統計的破損率推定法の開発は、機器の破損事例を調査し、これらを統計処理して破損率を評価する手法であり、原子力の分野では、従来よりFTA等の形で応用してきた。2重管SGにおいては、ナトリウム－水反応を避ける必要性があることから、

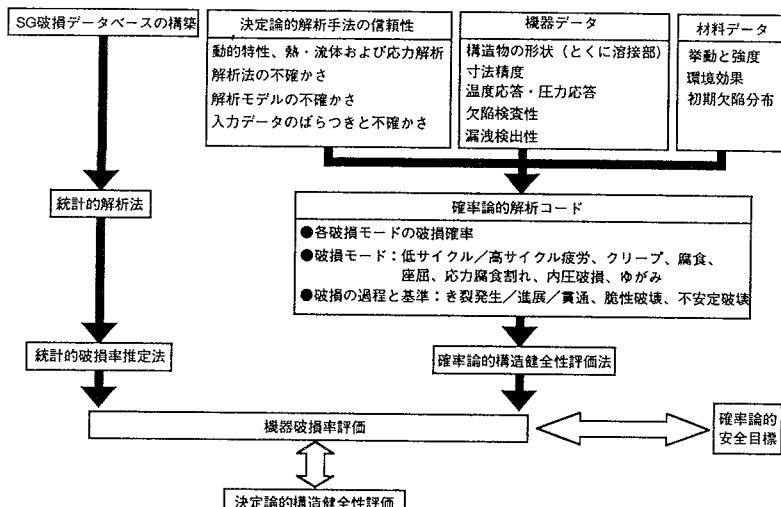


図2 確率論的構造信頼性評価法の開発

ナトリウムー水反応を頂上事象とするフォールトツリーを作成した。その一部を図3に示す。図中I～Xの各モードの破損発生頻度を算出するためには、内管（外管）破損頻度 f_1 (f_2) および検出系の故障率 P_1 等を知る必要があるが、2重管SGに対するこれらイベントデータは皆無である。そこで、統計的破損率推定法を2重管SGの信頼性評価に適用するにあたって、まず、国内外のナトリウム加熱型SG破損データベースを構築した。このデータベースはSGの機器データと、破損事象データの2つからなる。これらをもとに、破損の件数を運転時間で除すことにより、破損発生箇所毎、破損要因毎等に単位

時間あたりの破損頻度を得ることができる。

3. 確率論的構造健全性評価法の開発

一方、図2右側に示す確率論的構造健全性評価法では破損に影響を及ぼす因子を確率密度関数で表わし、破損過程の確率解析を実施することによって機器の破損確率を評価し、結果は当該機器の設計時に実施される決定論的構造健全性評価結果、ならびにシステム安全で設定される確率論的安全目標と比較してその成立性を判断する。この方法においては、破損過程の確率解析を行ううえで、同図に示したとおり、材料データ、機器データおよび決定論的各種

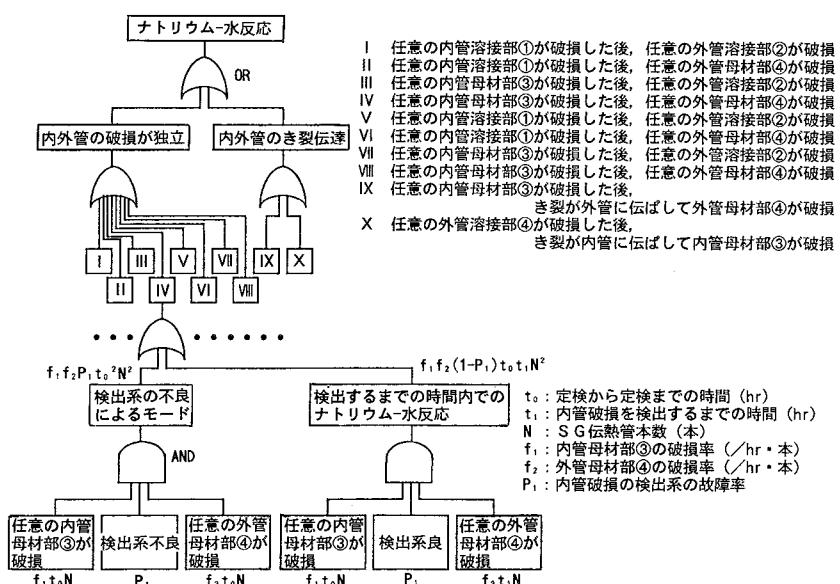


図3 ナトリウムー水反応のフォールトツリー

解析手法の信頼性が数値または確率密度関数として必要となる。2重管SG伝熱管の信頼性評価にこの手法を適用するにあたっては、解析結果に影響を与えるこれらの因子を考慮したうえで、クリープ・疲労、腐食、内圧破損等の各破損モードの生起確率を計算することになるが、現在までに得られている短時間試験結果から、2重管SG伝熱管材料の有力な候補であるMod. 9 Cr-1Mo鋼のクリープ強度に及ぼすナトリウム環境の影響が小さいこと、および伝熱管疲労強度に及ぼす高温高圧水環境の影響が小さいことがわかっている。これらの事実を踏まえて、現在までに、疲労、クリープおよびクリープ疲労によるき裂の発生／進展／貫通過程を解析するコードの開発をしている。これらのコードの概要を以下に述べる。

3.1 確率論的破壊力学解析コード・CANIS-P

確率論的破壊力学をFBR機器の信頼性評価に適用する基礎研究の一環として、FBRの特徴であるクリープ温度領域や、熱応力が主体となる荷重を受ける一般構造物への適用を図った確率論的破壊力学解析コード・CANIS-P(Crack Analysis by Numerical Integral Scheme-Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code)を開発した²⁾。CANIS-Pは、初期欠陥として1個の半梢円表面き裂を想定し、このき裂の進展過程をモンテカルロシミュレーションを用いて計算する。軽水炉配管や原子炉容器を対象とする既存の確率論的破壊力学解析コードの機能に加え、高速炉各種構造物への適用を図るために、

- ①疲労き裂進展において弾性破壊力学パラメータである応力拡大係数範囲 ΔK 以外に、弾塑性破壊力学パラメータであるJ積分範囲 ΔJ を取り扱う。

- ②クリープき裂進展を取り扱う。
- ③貫通き裂からの内部流体の漏洩量を、き裂開口面積とベルヌーイの式を用いて計算する。

等の特徴を有している。

その基本的な機能は、国内の研究機関が所有する数種の確率論的破壊力学解析コードを用いたベンチマーク解析によって検証した³⁾。

3.2 き裂発生確率評価コード・CIA

構造物が供用期間中にうける荷重履歴によるき裂の発生確率を計算するコード・CIA(Crack Initiation Analysis Code)を開発した。CIAでは、材料のクリープ強度および疲労強度をそれぞれ異なる確率密度関数で定義して、これらを用いて評価されたクリープ損傷値Dcと疲労損傷値Dfの和(Dc+Df)が、その基準値を超える確率を計算し、これをき裂発生確率と定義する。

4. 2重管SG伝熱管に対する構造健全性評価の試行

CIAおよびCANIS-PをMod. 9 Cr-1Mo鋼製2重管SG伝熱管の構造健全性評価に適用した。荷重条件としては、自重、内圧、熱膨張差による応力に加え、核沸騰／膜沸騰界面が移動すること(DNB振動)により生じる熱応力を考慮した。ここでDNB振動による応力は、本評価のために保守的な仮定に基づいて解析的にもとめた数値を用いた。

4.1 き裂発生確率の試算

図4に2重伝熱管のき裂発生確率および疲労損傷、クリープ損傷の累積値の試算例を示す。図中に示した基準ケースにおけるDNB振動数は0.25Hzである。本試算においては、DNB振動数を1/10、10倍としたケースの計算も行ったが、DNB振動数が

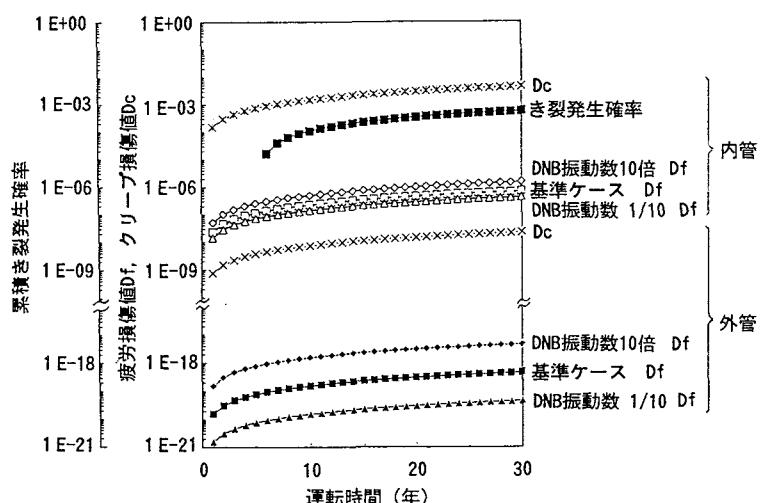


図4 2重伝熱管のクリープ・疲労損傷値および累積き裂発生確率の試算例

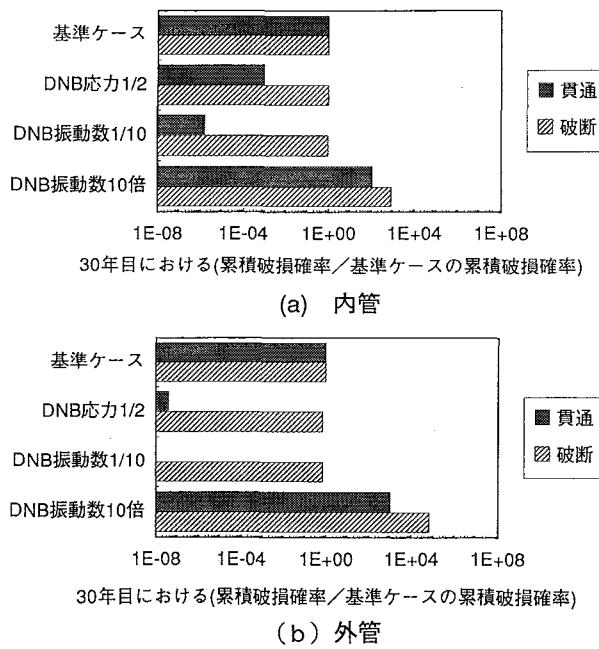


図5 2重伝熱管破損確率に及ぼすDNB振動特性の影響

累積き裂発生確率に及ぼす影響はみられなかった。これは、図からわかるように、疲労損傷はクリープ損傷に比べて数桁も小さいが、DNB振動による応力は高サイクルであるので疲労損傷にしか寄与せず、したがって、振動数の増減によって疲労損傷が変化しても $D_f + D_c$ は大きく変化しないためである。

なお、外管については応力が低いためにすべてのケースにおいてき裂発生確率はきわめて低い値となった。

4.2 確率論的破壊力学解析の試行結果

2重伝熱管の信頼性を左右するパラメータを把握するために、2重管SG伝熱管の感度解析を実施した。図5は、DNB振動特性が伝熱管破損確率に及ぼす影響を、30年後の累積破損確率の基準ケースとの相対値によって示している。基準ケースのDNB振動数は0.25Hzとした。これらの図から、DNB振動による応力、振動数の累積破損確率に及ぼす影響が非常に大きいことがわかる。これらの評価を行うことによって、DNB振動特性の把握の必要性を指摘することができる。また、前節のようにき裂発生確率が非常に小さいことが示されれば、伝熱管の製作・検査においてDNB振動領域に欠陥のないことの重要性を指摘することができる。

5. あとがき

確率論的構造信頼性評価手法の開発と、その2重管SG伝熱管の健全性評価への適用を行った。確率論的破壊力学解析コード・CANIS-Pと、き裂発生確率評価コード・CIAを開発し、これらのコードを用いて、クリープ・疲労によるき裂発生および進展過程を解析し、伝熱管の信頼性評価を試行した。このような解析を行うことにより、伝熱管の破損を支配する因子の摘出を行うことができる。

参考文献

- 1) 渡辺克己、香川裕之ほか：2重伝熱管型SGの確率論的構造健全性評価法の開発、第2回構造物の安全性・信頼性シンポジウム（1991）
- 2) K.Watashi, I.Furuhashi: Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code CANIS-P, 11th SMiRT, Tokyo (1991)
- 3) G.Yagawa, S.Yoshimura et al.: Japanese Round Robin Analysis for Probabilistic Fracture Mechanics, 11th SMiRT, Tokyo (1991)



γスキャニング装置によるATR 燃料の出力分布測定結果

白鳥 芳武 永松 健次 尾崎 信治
林 阜

新型転換炉ふげん発電所

資料番号：84-4

Measured Result of ATR Fuel Power Distribution by
γ-Scanning Apparatus

Yoshitake Shiratoi Kenji Nagamatsu Shinji Ozaki
Takashi Hayashi
(Fugen Nuclear Power Station)

新型転換炉ふげん発電所では、クラスター型燃料の燃焼度および出力測定を行うために、サイト内で使用可能なγスキャニング装置を開発した。

これまでに、燃焼度測定7体、出力測定14体の合計21体の燃料について測定を実施した。これまでの結果では、燃焼に伴い出力分布は解析どおり平坦化していくこと、MOX燃料とウラン燃料の軸方向出力分布にはほとんど差のこと、局所出力ピーピング係数(LPF)については測定結果と解析値とはよく一致していること等を確認した。

1. はじめに

新型転換炉ふげん発電所（以下「ふげん」と略す。）では、ATR用クラスター型燃料の燃焼度分布および出力分布測定を行うために、サイト内で使用可能なγスキャニング装置を開発した。サイト内におけるγスキャニング測定は、ホットセルで行うPIE（照射後試験）に比べ燃焼度分布測定以外にも、炉心から取り出す直前の燃料の出力分布測定が可能であるとともに、比較的簡単な装置で多数の燃料体を測定できるという利点を有している。

γスキャニング装置の開発にあたっては、昭和60年度より動力炉建設運転本部（当時）を中心に装置の仕様の検討が進められた。昭和60年度は装置の設計およびコリメータの製作が行われ、昭和61年度には検出部をはじめγスキャニング装置本体の製作が行われた。昭和62年度ではふげん発電所に同装置を据付け、燃料体のγ線強度を測定し、装置の機能等の確認を行った。

これまでの測定では燃焼度分布測定7体、出力分布測定14体の合計21体の燃料について実施した。なお、燃料の出力分布を評価するためには短半減期の核種を測定する必要があり、サイト内でなければ実施できないものである。こうして得られた測定結果

は「ふげん」の炉心管理コードの精度評価に使用されている^{1),2)}。

2. 装置の概要

図1に示すように、γスキャニング装置本体は、使用済燃料貯蔵プール中にある架台に設置して使用し、測定データはプールサイド上のデータ収集装置に記録される。測定対象燃料を既設の水中燃料検査装置(FIP)にセットし、このFIPで燃料体を上下に移動または、周方向に回転させ、所定の測定を行うようになっている。なお、γスキャニング装置は通常はプールの外に保管し、測定時にのみプール内に設置するようにしている。

図2に本装置の概要を示す。同図に示すように、Ge検出器および格納容器本体はセッティングベースに固定されているが、コリメータにはスライド機構と首振り機構の2つの機能があり、遠隔操作で動かすことができる。また、スリットには3種類あり（幅1mmの縦スリット、幅1mm、10mmの横スリット）、コリメータをスライドさせることにより、測定目的に応じて適宜選択できるようになっている。

実測では、コリメータの正面を燃料の中心に正確に合わせることがきわめて重要である。ここではコ

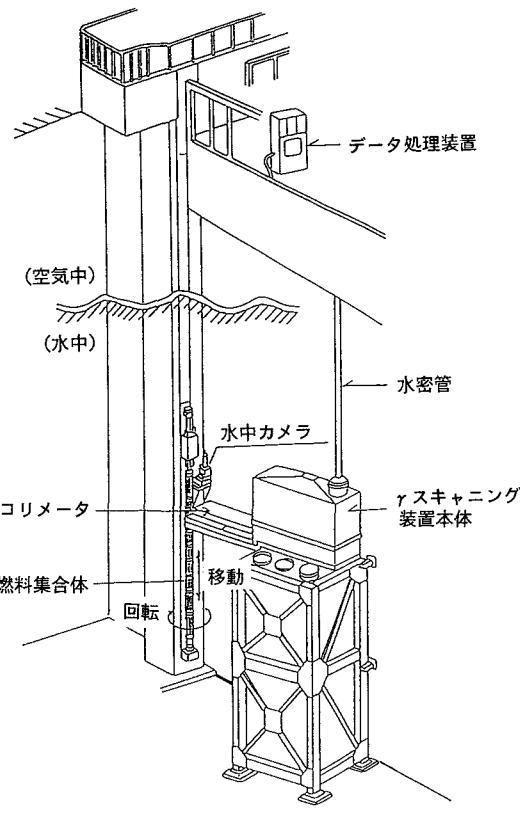


図1 ジャンクスキャニング測定概要図

コリメータの向きを間違いなく正確に一致させるために、燃料をセットする度にコリメータの角度を首振り機構を用いて約1mm間隔で動かし、燃料ピンからの γ 線強度が零になる位置を探すことによって、中

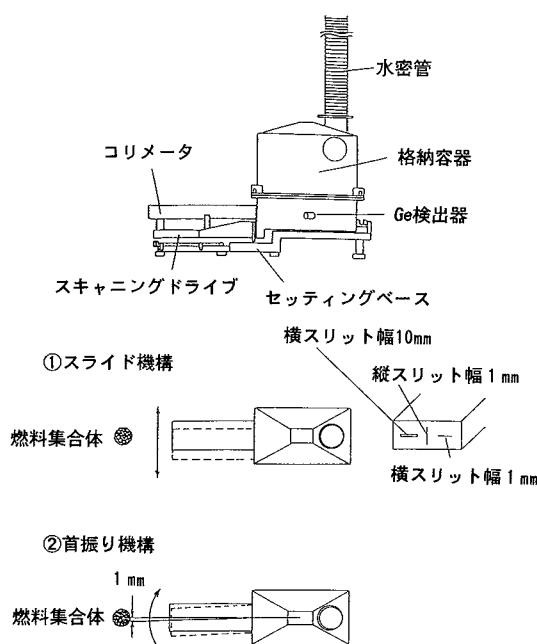


図2 ジャンクスキャニング装置の機構図

表1 出力分布測定一覧表

測定燃料 No.	平均燃焼度 (MWd/t)	原原子炉停止後の冷却期間	炉心における燃料の燃焼位置	γスキャン測定後の燃料の取扱い
MOX	PSK 6,680	約6日	制御棒隣接	再装荷
	PAX 11,683	約7日	炉心内側	再装荷
	PTL 3,471	約8日	炉心最外周	再装荷
	P8T 17,326	約9日	炉心最外周	使用済
	P9P 17,559	約15日	炉心内側	使用済
ウラン	UKP 17,434	約15日	炉心内側	使用済

心を合わせている。

3. 測定結果および評価

3.1 測定対象燃料について

表1に平成2年度計画停止時（第15サイクル終了後）に出力分布測定を行った測定対象燃料を示す。測定にあたってはMOX燃料を中心に、できるだけ炉心内装位置や燃焼度等の条件の異なる燃料を幅広く選定した。

特に燃焼度については使用済燃料のように燃焼度の高い燃料の他に、燃焼度の低いシャーフリング燃料（燃料の装荷位置を変えて継続して使用する燃料）を測定することにより、10,000MWd/t以下の燃焼度の低い燃料についての情報も得ることができた。また、MOX燃料だけでなく、比較のためにウラン燃料についても同程度の燃焼度のものについて測定した。

3.2 軸方向出力分布測定

出力分布を測定する時の核種は、比較的短半減期であって、収率が高く測定時に十分な量が存在するものでなければならない。こうした点を考慮して、出力分布評価では通常 ^{140}La （1.596MeV γ 線）を測定している³⁾。

図3にシャーフリング燃料(MOX)の ^{140}La を測定し

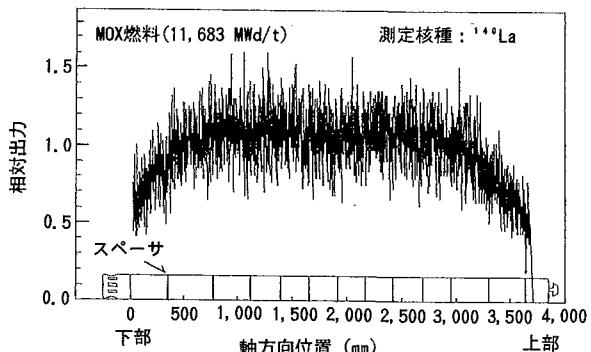


図3 軸方向出力分布測定

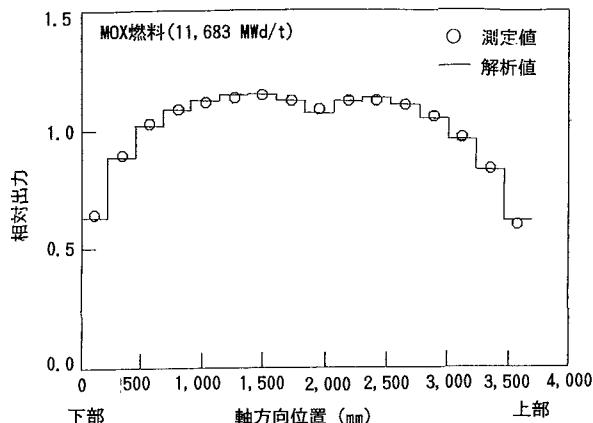


図 4 軸方向出力分布測定

た時の生データを示す。同図は横スリットを使用して測定したものである。測定データはかなりバラツキが見られるが、スペーサ位置での凹が確認できる他、全体的に平坦化した出力分布であることが分かる。

データ処理を行い、軸方向を16分割して解析値と比較評価したものを図4に示す。測定値と解析値はよく一致している。なお、燃料中央部で若干凹んでいるのはカランドリアタンク内の防振板の影響によるものである。

図5に制御棒に隣接していた燃料の軸方向出力分布を示す。測定した燃料は制御棒に隣接した位置で2サイクル（約1年）燃焼したもので、燃焼度は6,680MWd/t、シャフリングのために一旦炉外に取り出された燃料である。炉内に挿入している制御棒は出力調整用に使用しているもので、燃料上部よりわずかに挿入し、原子炉全体の出力調整をしている。同図に示すように、制御棒のように熱中性子の強い吸収体が燃料の近くにあるにも係わらず、出力

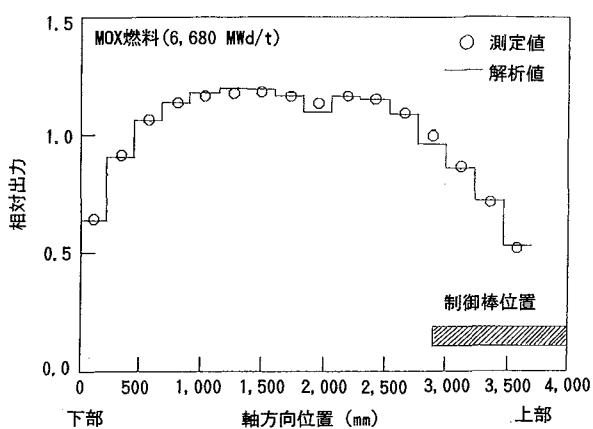


図 5 制御棒隣接燃料の軸方向出力分布測定

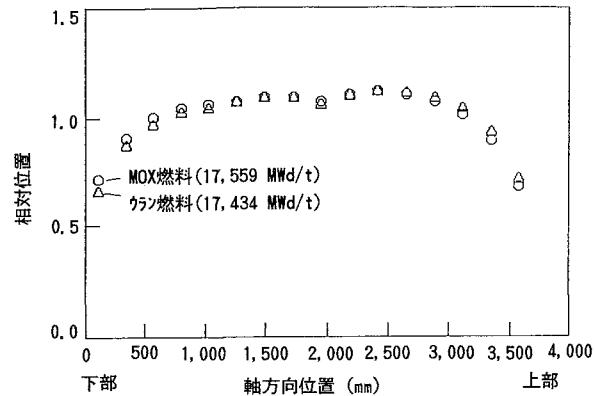


図 6 MOX燃料とウラン燃料の出力分布比較

分布の歪みは大きくないことが確認された。

図6にMOX燃料とウラン燃料の軸方向出力分布の比較を示す。これら2つの燃料は燃焼度がどちらも約17.5GWd/t付近のものであり、制御棒の影響を受けていない燃料である。同図に示すように、ほとんど同じ出力分布であることが確認された。

3.3 周方向出力分布測定

図7に周方向測定時の検出器と標準燃料集合体の関係を示す。燃料の周方向出力分布を測定する場合は、幅1mmの縦スリットを使用した。同図に示すように標準燃料集合体には4か所の見通し部があり、この位置にコリメータの正面がきたときはGe検出器でカウントされる γ 線は零である。また、燃料集合体を見通し部から一方向に11.25°, 22.5°, 45°

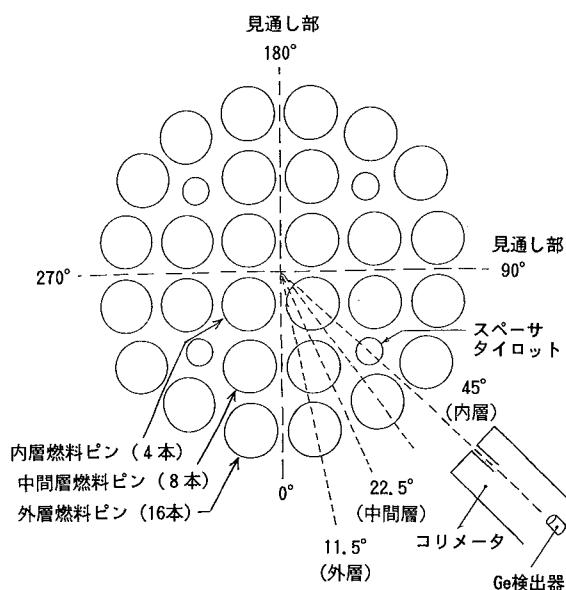


図 7 周方向測定時の検出器と標準燃料集合体関係図

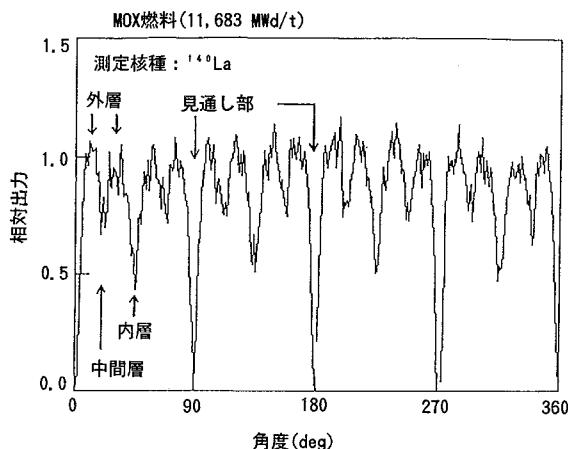


図8 周方向出力分布測定

回転させた場合、それぞれ外層ピン、中間層ピン、内層ピンがコリメータの正面にくることから、それぞれの γ 線強度比によって出力比（局所出力ピーキング係数、LPF）を測定することが可能である。このようにATR用クラスター型燃料(28本燃料)は外層ピンの間から内層ピンや中間層ピンの出力分布や燃焼度分布を直接測定できるという軽水炉の燃料ではできない利点がある。

なお、外層ピンに比べ、中間層ピンや内層ピンについてはGe検出器までの水の遮蔽の違い（距離の違い）、スペーサタイロッドによる遮蔽の影響があるのでこれを補正した。また、中間層は燃料ピンの中心位置を測定できないことから、中心位置からの

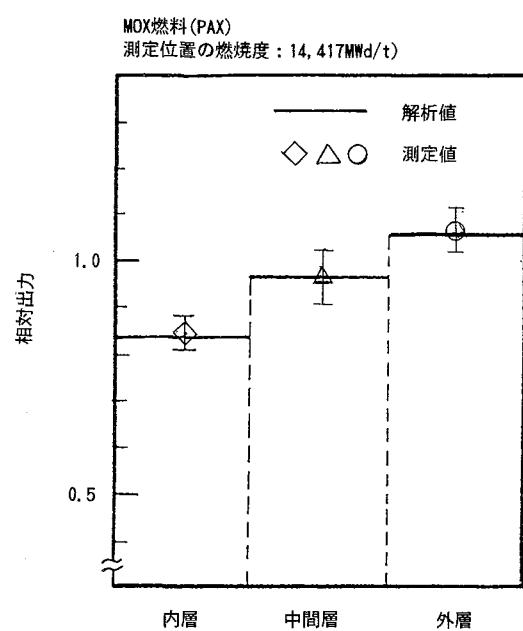


図9 内、中、外層ピン出力の比較

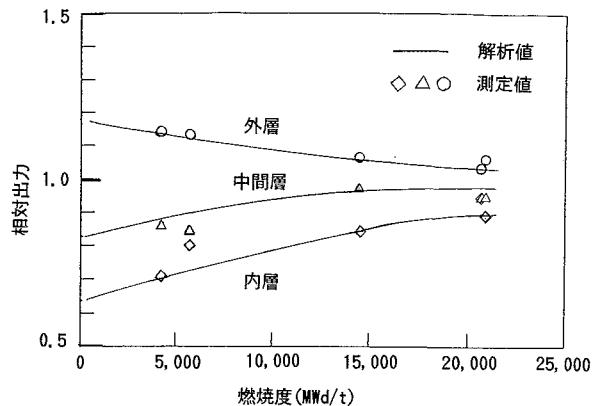


図10 局所出力ピーキング係数の燃焼度依存性(MOX)

ずれについても補正した。さらに、目標とする燃料ピンの後ろから検出器に飛び込んでくる γ 線の影響についてもその量を評価し補正した。

図8に燃料を周方向に360°回転させた場合の測定結果についてデータ処理を行ったものを示す。測定した核種は、軸方向出力測定と同様に ^{140}La である。

燃料を360°回転させた場合、90°毎に見通し部でカウントが零であること、外層ピン、中間層ピン、内層ピンからの γ 線が図7で示した順で表われてくることが分かる。こうして得られたデータを内層ピン、中間層ピン、外層ピンの出力比に直して、解析コードの計算結果と比較したものを図9に示す。

こうした出力測定を様々な燃焼度の燃料について実施し、局所出力ピーキング係数の燃焼度依存性の形で示した結果を図10に示す。同図に示すように測定値と解析値はよく一致していることを確認した。

ここでは出力分布測定の例を紹介したが、この他にも燃焼度分布測定を実施しており、同様の成果を得ている。こうして得られた測定データは「ふげん」の炉心管理コードの精度評価に利用されている。

4.まとめ

新型転換炉ふげん発電所内の使用済燃料プール内で使用可能な γ スキャニング装置を開発し、サイト内で使用できる利点を最大限活かし、ATR用クラスター型燃料について燃焼度分布7体、出力分布14体の合計21体の燃料について測定を実施した。

軸方向出力分布、周方向出力分布、局所ピーキング係数の燃焼度依存性を測定したところ、ほぼ解析値と一致していることが確認できた。また、同程度の燃焼度および燃焼履歴をもつ燃料について、MOX燃焼とウラン燃料の軸方向出力分布を比較したこと

ろ、両者ほとんど同じ出力分布であり、ATRでは大きな差がないことが確認できた。

参考文献

- 1) 白鳥他：クラスター型燃料のサイト内 γ スキャニング測定、日本原子力学会1990年秋の大会、J 47、(1990)
- 2) 石黒他：「ふげん」の炉心管理(3)、日本原子力学会1992年春の大会、K3、(1992)
- 3) 「核燃料燃焼計測」研究専門委員会：核燃料の燃焼測定と解析、日本原子力学会誌、Vol.19, No.9 (1977)



同位体希釈ガンマ線計測による 入量計量槽中のPu分析技術の開発

佐藤 宗一 北川 修 西田 恭輔
久野 祐輔 舛井 仁一 T.K.Li*

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

資料番号：84-5

Development of Isotope Dilution Gamma-Ray Spectrometry
for Determining the Pu Concentration and Isotopic Composition
in the Spent Fuel Dissolver Solution

Souichi Sato Osamu Kitagawa Kyosuke Nishida
Yusuke Kuno Jinichi Masui T.K. Li*
(Technical Service Division, Tokai Reprocessing Plant, Tokai Works
* Los Alamos National Laboratory)

高分解能 γ 線スペクトロメーターを用いて使用済核燃料溶解液中のプルトニウムの濃度および、同位体比を測定する方法について検討を行った。本法は試料中のプルトニウムをイオン交換樹脂で吸着し、単離を行い、さらに、イオン交換能力を持った物質に再吸着させ γ 線計測を行う方法である。同位体希釈のための添加用スパイクは ^{239}Pu を98%以上含む物質を用いた。このスパイク試料を溶解液に加え、さらに、その同位体比の変化の割合を γ 線計測により測定し、プルトニウム濃度を算出した。

本法を用いて測定されたプルトニウム濃度および同位体比は従来より定常的に行われている、同位体希釈質量分析法の値と比較してよく一致することが確認できた。

1. はじめに

再処理工場におけるプルトニウム(Pu)量は入量計量槽で確認され、払い出し量は出量計量槽で確認される。そのため、再処理工場(施設)では、この入量計量槽および出量計量槽からサンプルを採取し、Pu濃度を分析することによりPu量を確定している。一方、保障措置上の目的から施設側のサンプリングと平行して、保障措置用のサンプルも採取される。それらのサンプルは再処理工場内の分析所において査察官立ち会いのもとに正確に調整され、それぞれ国およびIAEAの保障措置分析所に送られ質量分析法にてPu濃度が測定されている。しかし、この一連の方法では、サンプルが調整されてから各保障措置分析所において結果が報告されるまでに約2カ月を要するため、施設において実施可能であり迅速で高精度なかつ、質量分析法と平行して測定の可能な方法の開発が望まれていた。現在、出量計量に関しては、Puの濃度を非破壊で測定するK-エッジデンシティメータが適用されている。そこで、入量計量に関してこれに対応するものとして同位体希釈

γ 線測定技術¹⁾の開発を行った。

2. 開発の経緯

本同位体希釈 γ 線測定技術(Isotope Dilution Gamma Spectrometry, IDGS)は、米国ロスアラモス国立研究所と共同で開発を進めているものである。再処理工場では時期を同じくして、同位体希釈質量分析法(同じく入量計量を目的に定常的に使用している手法)において、従来のスパイキング(トレーサ添加)に替わり大きなサイズのスパイク(Large Size Dried spike, LSDスパイク)²⁾を使用し精度の向上を図ることが計画された。

このLSDスパイクは、比較的安価な同位体を使用するため、スパイク量を100~200倍に増加させることが可能であり、それに伴い、試料自身も多量に処理することができる。したがって、Pu量が比較的多量に必要な γ 線によるPuの濃度分析についても適用可能ではないかと考え検討を進めてきた。本技術に関して平成元年度以来現在までに3回^{3)~5)}の共同実験を東海再処理工場にて実施してきたが以下

に示すように良好な結果が得られた。

3. 同位体希釈 γ 線計測法の原理

γ 線計測法により同位体比を求める場合の式は以下のよう γ 線量N(a)はピーカ面積を放出比と測定系の相対検出効率で割り、さらに半減期で補正した値となる。(①式)

$$N(a) \rightarrow \frac{A(a)T^{1/2}(a)}{I(a)\varepsilon(a)} \dots \quad \text{①}$$

これを同位体毎の比でとると②式のようになる。

$$R = \frac{N(a)}{N(b)} = \frac{A(a)I(b)T^{1/2}(a) \epsilon(b)}{A(b)I(a)T^{1/2}(b) \epsilon(a)} \dots \dots \dots \quad (2)$$

A : ピーク面積

I 放出比

T_{1/2}：半減期

ε : 相対効率

同位体ピークは、 $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$, $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$, $^{241}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ を用い、測定の γ 線エネルギーはそれぞれ43.48/51.63, 45.23/51.63 148.6/129.3 (KeV)を用いた。ここでは、Puの同位体 γ 線ピークとしては数種類のエネルギーの γ 線を放出し、かつ比較的 γ 線の強度のある ^{239}Pu を基準にした。また、測定エネルギーとしてはなるべく計測に関しての条件を一定にするために近接するピークを用いた。

図1に同位体希釈 γ 線計測法を用いて測定を行った γ 線スペクトルを示した。この図には、試料に添加するPu(スペイク)の γ 線のスペクトル(a)、試料の γ 線スペクトル(b)と、この2つの試料を混合した場合の γ 線スペクトル(c)、を示した。これらのスペクトルから同位体比の異なるPu試料を混合することにより、各同位体から放出される γ 線の強度比が変化することがわかる。この γ 線強度比の変化の割合からPu濃度を求める方法が同位体希釈 γ 線測定である。この関係を式に表わすと③式のようになる。

$$Pu\text{濃度} = K \cdot \frac{R_m - R_s}{R_u - R_m} \quad \dots \dots \dots \quad ③$$

K : 試料調製により決まる定数

Rm：試料とスパイクの混合サンプルの測定されたPu同位体比

Rs : スパイクのP₁₁同位体比

R_{11} ：試料の P_{11} 同位体比

この式から試料中のPuの同位体比、スパイクの同位体比、そして、混合後の同位体比を測定することにより濃度を求めることができる。

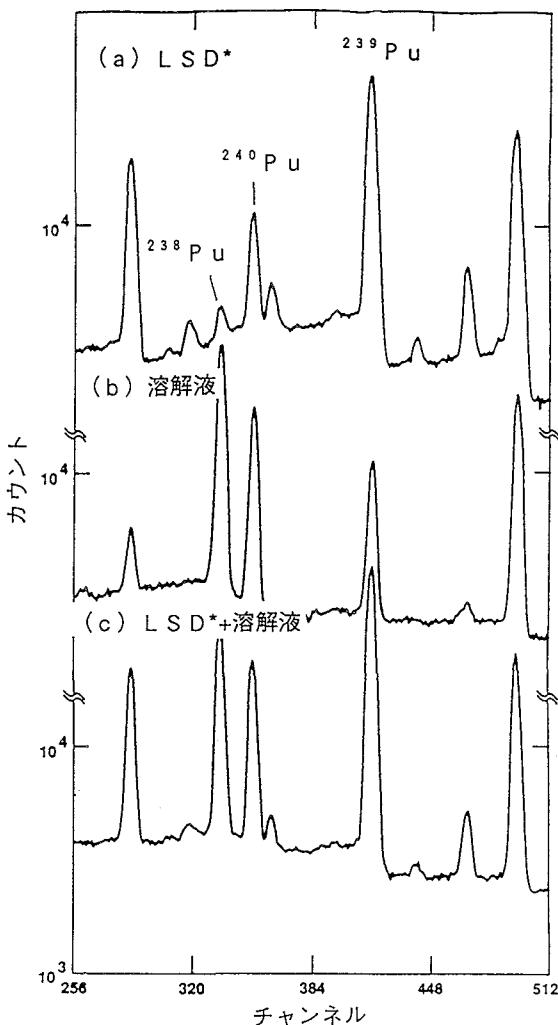


図1 プルトニウムの γ 線スペクトル LSD*：ラージサイズドライスパイク

4. 試料調製方法

試料中のPuの γ 線測定を行う場合、核分裂生成物(FP)を除去する必要がある。本検討で用いたサンプル処理法を図2に示した。濃度を求めるための試料溶液はスパイクと混合され、一方、同位体比を求めるための試料はそのまま処理される。各試料は、Puの原子価数を調製し、イオン交換を行いFPを除去した後Puを溶離する。質量分析法を用いる場合にはこの状態で分析することが可能であるが、 γ 線計測法においては、FPからの高エネルギーの γ 線は、低エネルギーの γ 線を測定するようなPuの測定において妨害となり、精度を落とす原因となる。したがって、PuをFPからさらに分離する必要がある。そこで一度溶離させたPu溶液を再びイオン交換樹脂に吸着させ、さらに、FPの除去を行った。

第1回、第2回の実験においては、FP核種の一つであるルテニウム(^{106}Ru)を十分に除去することが

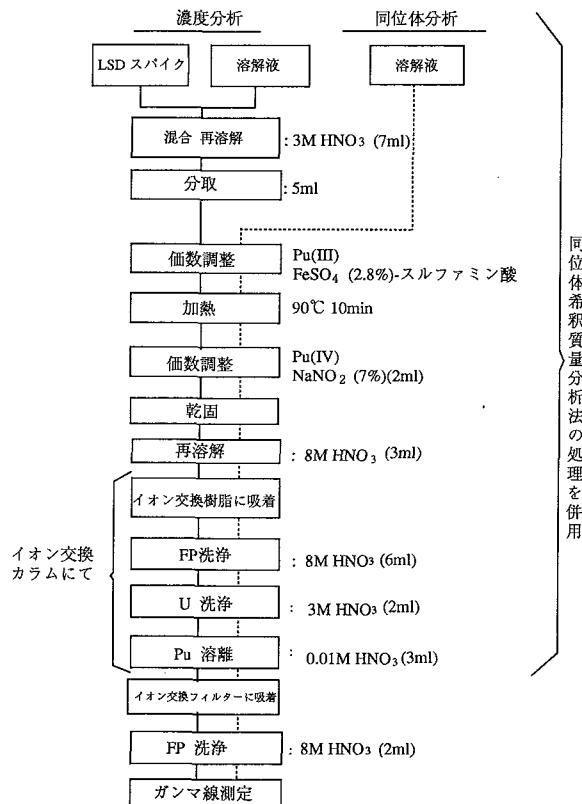


図2 サンプル処理方法

できなかった。そこで第3回の実験においては、最終的に吸着材の洗浄の容易さからイオン交換フィルターを用い実験を行った。図3にイオン交換樹脂とイオン交換フィルターを用いた処理方法の概要を示した。イオン交換樹脂にPuを吸着させる場合は、イオン交換樹脂の入ったティーバッグのような布製

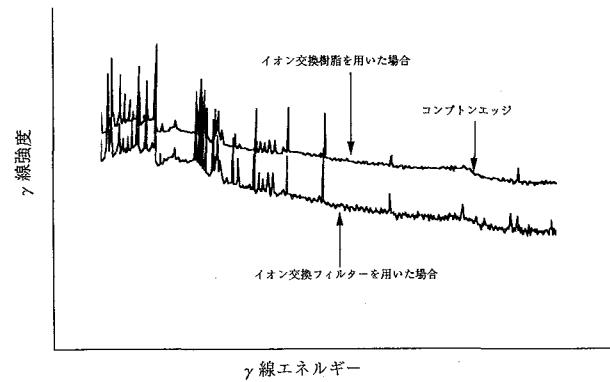


図4 プルトニウムのγ線スペクトル

のバッグを用いるが、FPの洗浄は硝酸に浸すことにより行うので十分な洗浄はできなかった。しかし、イオン交換フィルターを用いた場合にはPuの吸着、洗浄がイオン交換フィルターをろ過装置に取付けたまま行うことができるため、硝酸による洗浄を容易に実施することができた。

5. 測定結果

5.1 γ線スペクトルの測定

図4にPuの吸着材としてイオン交換樹脂を使用した場合とイオン交換フィルターを使用した場合のPuのスペクトルを示す。

このスペクトルから明らかなように、イオン交換樹脂を用いて処理した場合では、バックグラウンドのカウントが高く、また、FPによるコンプトン効果によるエッジがみられ、FPの除去が完全ではなかったことを示している。しかし、イオン交換フィ

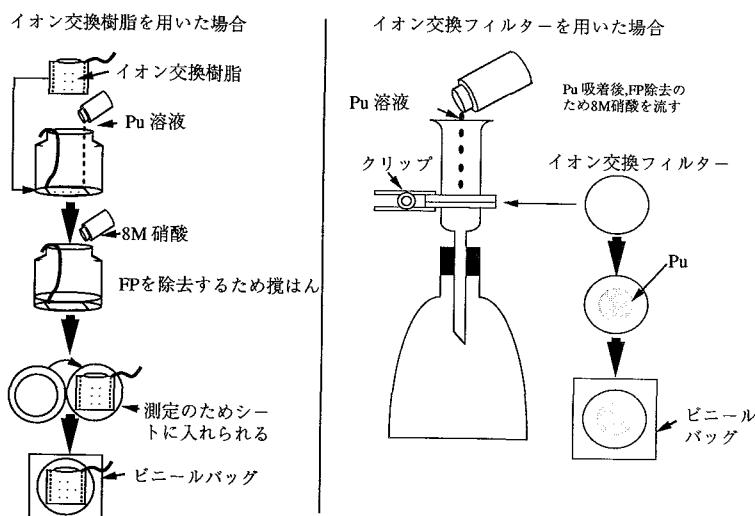


図3 イオン交換樹脂およびイオン交換フィルターを用いた処理方法の概要

表1 γ 線計測法および質量分析法によるプルトニウム同位体組成の比較

γ 線計測法 / 質量分析法					
Sample No.	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	$^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$
1	1.011	0.998	0.998	1.006	1.000
2	1.011	1.000	0.996	1.002	0.996
3	1.018	1.002	0.992	1.009	0.990
4	1.010	0.996	1.002	1.014	1.007
5	1.006	0.994	0.993	1.046	1.000
Average	1.011	0.998	0.996	1.015	0.999
CV(%)	0.38	0.28	0.36	1.56	0.56

ルターを用いた場合は、バックグラウンドも低く、コンプトンエッジも観察されず、FPが完全に除去されていることがわかった。これは、図3に示したようにイオン交換フィルターを使用した場合、FPの洗浄方法が容易であるためと考えられる。

5.2 同位体比の測定

第3回の実験において、図2のスキームを用いて処理された使用済み核燃料溶解液中のPuの同位体比測定における γ 線測定法と質量分析法の値を比較した結果を表1に示す。ここでCV(%)は標準偏差の平均値に対する割合を表わすものとした。この表からどのPuの同位体についても質量分析法の値と十分一致することがわかった。特に、 $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ の比はPuの濃度の計算に用いるため、精度的に非常に重要であるが、平均で0.999と十分に一致することがわかった。

5.3 Pu濃度分析値の比較

表2に使用済み核燃料溶解液中のPuの濃度の γ 線計測法と質量分析法の比較を示した。第1回、第2回、第3回の実験における、 γ 線計測法と質量分析法によるPuの濃度の比において、それぞれの平均値は0.9981、1.0021、1.0038であり、3回の実験とも十分な精度で一致することがわかった。

6. まとめ

本同位体希釈 γ 線計測法を入量計量槽中のPuの同位体比および濃度測定へ適用した場合、測定精度はFPを完全に除去することにより、濃度、同位体

表2 IDGS, IDMSにより測定されたプルトニウム濃度の比較

試 料	IDGS (gPu/L)	IDMS (gPu/L)	IDGS/IDMS
A. 第1回実験			
1	0.9702	0.9769	0.9931
2	0.9750	0.9778	0.9971
3	0.9838	0.9822	1.0016
4	0.9811	0.9806	1.0005
平 均			0.9981
B. 第2回実験			
1	1.2968	1.298	0.9991
2	1.2933	1.298	0.9964
3	1.3852	1.375	1.0074
4	1.3776	1.375	1.0019
5	1.2713	1.266	1.0042
6	1.2708	1.266	1.0038
平 均			1.0021
C. 第3回実験			
1	1.603	1.586	1.0104
2	1.491	1.496	0.9966
3	1.490	1.481	1.0061
4	1.311	1.306	1.0041
5	1.506	1.502	1.0020
平 均			1.0038

IDGS : 同位体希釈 γ 線測定技術

IDMS : 同位体希釈質量測定技術

比とも十分な精度で測定できることが確認できた。なお、全工程に関する時間は約4時間であった。今後は、さらにPuの回収と同時にウランの回収を行いPuの測定に並行して、ウランの濃度、同位体比の測定を行う予定である。

参考文献

- 1) T.K.Li, Y.Kuno, K.Nakatsuka, J.L.Parker, K.Kaminaga, T.Akiyama: Determination of Plutonium Concentration and Isotopic Compositions by Isotope Dilution Gamma-ray Spectrometry on Resin Beads, LANL Report LA-11827, PNC TN 8410 90-001 (1990)
- 2) Y.Kuno, S.Takeda, S.Sato, T.Akiyama, Y.Tsutaki, T.Suzuki, E.Khun, S.Deron and K.Sirisena: Reprocessing Plant Input Accountability Measurements-A New and Simplified Spiking Technique, Transaction of American Nuclear Society, p229-230, Winter Meeting (1989)
- 3) T.K.Li, Y.Kuno, S.Sato, J.L.Parker, A.Kurosawa and T.Akiyama: Development of Isotope Dilution Gamma-ray Spectrometry for Plutonium Analysis, 13th ESARDA (European Safeguards Research and Development Association) SYMPOSIUM ON SAFEGUARDS AND NUCLEAR MATERIAL MANAGEMENT (Avignon, France), ESARDA 24, p175-180, May (1991)
- 4) T.K.Li, Y.Kuno, S.Sato, J.L.Parker, M.Kamata and T.Akiyama: Further Development of IDGS-Isotope Dilution Gamma-ray Spectrometry, Nuclear Materials Management, Vol.XX, p235-259(proc.) (1991)
- 5) K.Nishida, Y.Kuno, S.Sato, J.Masui, T.K.Li, J.L.Parker and E.A. Hakki: Improvement of Sample Preparation for Input Plutonium Accountability Measurement by Isotope Dilution Gamma-ray Spectrometry, Nuclear Materials Management, Vol.XXI(proc.) (1992)



プルトニウム転換技術開発施設における液量測定の長期的精度 —Pu受入計量槽の年次再校正結果—

細馬 隆 鈴木 征雄

東海事業所プルトニウム燃料工場製造加工部

資料番号：84-6

Long Term Accuracy of Volume Measurement in the Plutonium Conversion Development Facility
—Evaluation of Accountability Tank Recalibration Data—

Takashi Hosoma Yukio Suzuki
(Plutonium Fuel Production Division, Tokai Fuel Plant, Tokai Works)

プルトニウム転換技術開発施設では、昭和60年以来平成4年7月までに、政府および国際原子力機関(IAEA)査察官立ち会いのもとでプルトニウム受入計量槽の再校正作業を計8回実施しており、解析の結果、再校正作業が安定して実施されていること、再校正における検量式の再現性は高く偶然誤差はきわめて小さいこと、検量式の経時変化により生じる系統誤差は8年間の運転で0.1%程度であること、また期間中の差圧変換器の系統誤差は0.5Pa、偶然誤差は1Pa程度であったことが確認された。また誤差伝播の解析から、測定システム全体の系統誤差は0.12%であり、その81%が槽の初期校正で発生すること、また初期校正作業や精度に関する設計段階での配慮が重要であることが導かれた。

1. まえがき

計量管理に係わる様々な測定のうち、受入計量槽における液量測定は、その誤差が在庫差(MUF)に与える影響が特に大きい。したがって、達成可能な液量測定精度を把握することは、大型再処理および転換工場の計量管理を適切に実施する上で重要な課題となっている。

プルトニウム転換技術開発施設では、従来より液量測定の要となる差圧測定について水晶振動型差圧変換器の適用化技術開発を行っており、良好な結果を得ている^{1),2)}。本報告では、槽の再校正^{*1)}作業を中心として、上記施設において過去8年間に実施された液量測定の精度管理実績をもとに、液量測定に係わる系統誤差と偶然誤差の程度および誤差伝播を明らかにした。また検量式の経時変化の程度を明らかにした。

2. 再校正の方法

転換施設には、プルトニウムの受入計量・貯蔵および混合・貯蔵を目的として4基の環状槽が設置されており、貯蔵法により液量を測定している。いず

れの槽も既知の密度・重量の溶液を段階的に槽に注入する方法³⁾で初期校正され、流れの測定点として計量管理上最も重要な受入計量槽については、同じ方法で年次再校正が実施されている。その他の3つの槽の再校正方法としては、プルトニウム転換工程が運転されている時に、硝酸プルトニウム溶液が受入計量槽を出発点として順次槽間を移動して行く際に、払出槽を基準として受入槽の検量式を順次確認する方法を採用している。この方法は、工程運転を阻害せず校正廃液を生じない特徴を持つ。ただし、本報告はプルトニウム受入計量槽の再校正のみを対象とする。

検量式およびセパレーション長さ^{*2)}を決定するための初期校正は、重量が既知の純水を段階的に槽に注入し、各段階で純水の温度と差圧を測定する方法により、核燃料物質を受け入れる前の昭和57年に偶然誤差を低減するため3回この作業を繰り返すこと

*1) 校正：水等の十分に信頼できる標準試料を測定し、槽の検量式を作る。

再校正：槽の精度を維持するために、定期的に校正を行う。

*2) 槽内の液密度を測定するために取り付けている長短2本のIPバージ配管の長さの差

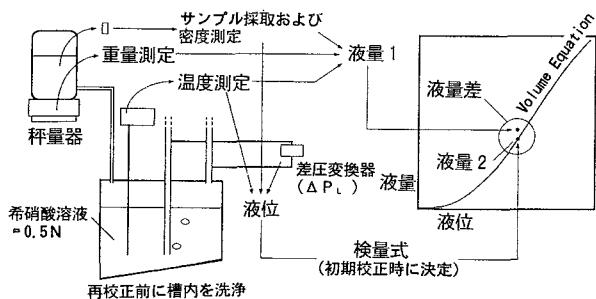


図1 再校正の方法（検量式(F)の確認）

(3ラン)で実施された。再校正は、検量式およびセパレーション長さが経時変化していないことを確認する作業であり、あらかじめ槽を洗浄しておく作業が伴うこと、また純水ではなく希硝酸を使用する点が初期校正と異なる。洗浄の目的は、槽に注入された希硝酸の密度が、槽内に残留する硝酸プロトニウム付着物の溶解によって変化することの影響を許容限度以下とするためである。希硝酸の密度は、所定の温度での密度分析値を槽内の液温で補正⁴⁾して求められる。昭和60年から昭和63年まで、再校正是毎年1回3ランで実施されたが、安定した作業実績が重ねられたことおよびIAEAとのFA（施設付属書）締結交渉の結果、平成元年より平成4年まで1ランで実施されている。

検量式(F)の確認(図1)：秤量器によって重量を決定した希硝酸を段階的に槽に注入し、希硝酸の重量と密度から求めた槽内の液量を、差圧(ΔP_L)と初期校正で定めた検量式を使用して求めた液量と比較する。これらの液量差が、測定に係わるすべての誤差から導かれる誤差範囲よりも小さいならば、検量式に変化は無くかつ再校正作業も良好に行われたと判断する。

セパレーション長さ(S)の確認(図2)：差圧(ΔP_D)と希硝酸の密度よりセパレーション長さを求める。求められた長さと、初期校正で定めた長さを

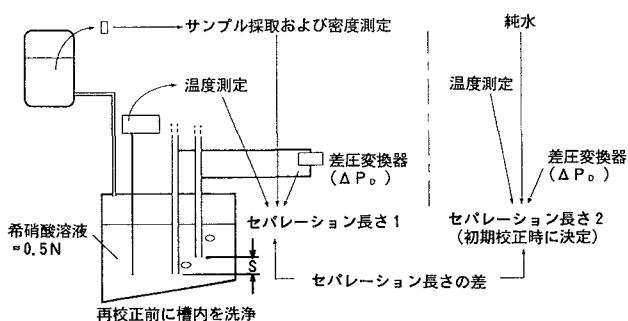


図2 再校正の方法（セパレーション長さ(S)の確認）

表1 秤量器のメーカー仕様

項目	仕様
FULLSCALE	0~100kg
RESOLUTION	0.01kg
REPEATABILITY	0.01% full scale
HYSTERICIS	±0.01% full scale
NON-LINEARITY	±0.01% full scale

比較する。これらの長さの差が、測定に係わるすべての誤差から導かれる誤差範囲よりも小さいならば、セパレーション長さに変化は無いと判断する。

3. 測定器の仕様および精度管理方法

3.1 受入計量槽

槽は公称容量が300L、直径約1600mm、液厚約60mm、300L時の液位が約1200mm、セパレーション長さが約200mm、 ΔP_D が約3000Pa（密度1.5g/cm³）、 ΔP_L が約17000Pa（密度1.5/cm³）の環状槽である。ディップチューブの先端と差圧変換器の高さの差は約10mあり、差圧変換器で観測される差圧はディップチューブ先端位置での液圧差よりも約0.15%小さくなる性質がある。

3.2 秤量器

ロードセル式秤量器を使用する。メーカー仕様を表1に示す。使用にあたっては、校正溶液の重量が垂直方向に正しく印加されるよう、秤量器の受け皿の剛性を高めて使用している。基準分銅としては、計量研究所の検定を受けた一級基準分銅を使用し、初期校正と再校正の各ランの都度、0~100kgまで20kgごとに5点の校正を行い、スパン調整を行う。

3.3 高精度差圧変換器

水晶振動型差圧変換器を使用する。メーカー仕様を表2に示す。独自の適用化技術開発を行い、年1回の調整で、系統誤差と偶然誤差を合わせて常時2Pa以下を得ることができる性能を有している⁵⁾。圧力基準器としては、一次圧力標準である光波干渉式標準気圧計（計量研究所）の直接検定を受けた空気

表2 差圧変換器のメーカー仕様

項目	仕様
Pressure range(for level) (for density)	0~15psi differential 0~6psi differential
Repeatability	0.005% full scale
Hysteresis	0.005% full scale
Temperature null shift	0.0007% full scale/°C
Temperature sensitivity shift	0.0049% reading/°C
Common mode error	0.002% full scale/psi
Common mode pressure(maximum)	900psi
Frequency excursion(0 to full scale)	40~36kHz

表3 密度分析計のメーカー仕様

項目	仕様
Full scale	0~3 g/cm ³
Error	±1*10 ⁻⁵ g/cm ³
Temp.Control error	±0.02 deg

式重錐型圧力基準器を使用し、液量測定の都度、および初期校正と再校正の各ランの都度、0~30000Paまで5000Paごとに6点の校正を行う。スパン調整は年1回である。

3.4 希硝酸および密度分析計

0.5mol程度に調整された希硝酸を約300L使用し、容器間で温度差を生じないよう同じ部屋に1昼夜放置する。密度分析については、昭和60~63年は、酸濃度分析値から計算により密度を求めていたが、平成元年以降は高精度の振動式密度計を使用し、再校正の各ランの都度、純水を用いて校正している。スパン調整は、校正の都度自動的に行われる。メーカー仕様を表3に示す。

3.5 槽の液温計

CC熱電対をSUS管でシースしたものが、槽内に設置されている。変換器を含めた誤差は0.5°Cである。変換器については年1回、模擬信号を用いて校正する。

3.6 槽洗浄作業

槽には1L程度のヒールがあるほか、底部の緩傾斜部や壁面に付着物があると考えられる。廃液発生量ができるだけ小さくしつつこれらを十分に洗浄するために、希硝酸による洗浄作業を2回行う。1回洗浄の場合には、特に低液位側でPu溶解による希硝酸の密度変化が顕著になる。

4. 再校正データの解析方法

検量式の確認において、液量差は液位の関数となる。そこで液位を独立変数、液量差を従属変数として一次回帰したときの、傾きと回帰直線からの外れの大きさによって液量差を表わす。液量差は、検量式が変化したことによって生じる差のほかに、検量式自体が有するフィッティングの誤差 [Bias 1]、希硝酸注入量測定の系統誤差 [Bias 2]、ならびに液位測定の系統誤差 [Bias 3] の3つの系統誤差、および偶然誤差からなる。初期校正時と再校正時の槽の温度差は最大4°Cであり、槽の熱膨張の影響は小さい。

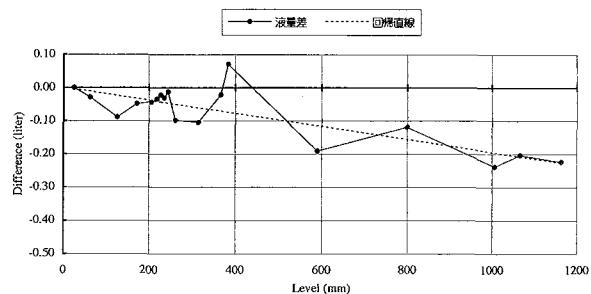


図3 液量差と回帰直線の一例

Bias 2 および Bias 3 は液位に対し単調に増加または減少の傾向を示すので、液量差の一次回帰をとると、検量式の変化、Bias 2 および Bias 3 は回帰直線の傾きとして、Bias 1 と偶然誤差が回帰直線からの外れとして現れることになる。回帰直線からの外れとして現れる偶然誤差は、各液位ごとに測定が繰り返される重量測定と差圧測定に関する偶然誤差である。このほかに、再校正作業中に希硝酸をこぼす等の作業ミスがあると、液量差は階段状の変化を呈する。

5. 解析結果および考察

5.1 液量差の結果

得られた液量差と一次回帰直線の一例を図3に示す。作業ミスに起因する階段状の変化はみられず、液量差の程度と傾向はいずれの年も同様であった。したがって再校正作業は安定して実施されていることが確認された。

5.2 液量差の偶然誤差と検量式の近似誤差

図4は、液量差の回帰直線からの外れをすべてのラン（計16回）について重ね合わせたものを示す。いずれのランも検量式のフィッティングの誤差と考えられる曲線の周囲にばらついている。フィッティング誤差は定格容量（300L, 1200mm）付近では十

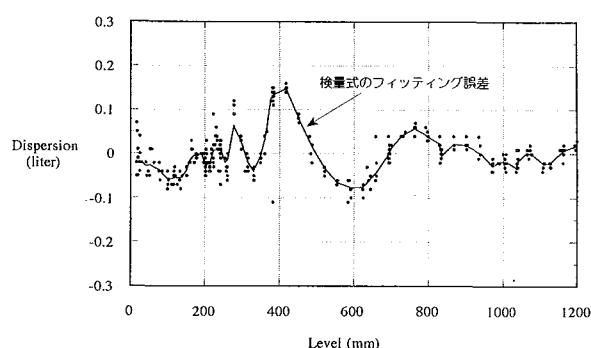


図4 回帰直線からの外れの重ね合わせ

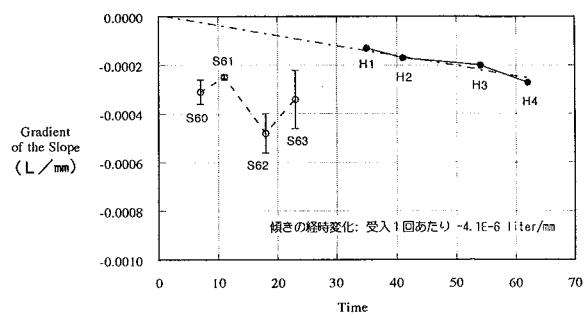


図5 回帰直線の傾きの経時変化

分小さいものの、液位によっては0.15Lに達していた。曲線のまわりのばらつきは、重量測定および ΔP_L 差圧測定の偶然誤差を表わしており、その程度は定格容量付近において標準偏差で0.04L(0.013%)と十分小さい。

5.3 液量差の系統誤差と検量式の経時変化

図5は、受入回数に対する回帰直線の傾きの経時変化を示す。各点は昭和60年から平成4年までの計8回の再校正結果を示し、昭和60年から昭和63年までの誤差棒は3ラン間の傾きのばらつきを標準偏差で示している。平成元年以降は1ランであり、また密度分析計として高精度のものを使用している。検量式の経時変化は平成元年以降に現れており、平成4年における回帰直線の傾きは、液位1,200mmにおいて約0.3Lに相当する。なお、差圧変換器等の計測器は定期校正されており、経時変化は計測器によるものではない。したがって、8年間で定格容量に対し約0.1%の系統誤差を発生していることがわかった。また、直線の周囲のばらつきは、経時変化の大きさより小さく、再校正は高い再現性を有していることがわかった。

5.4 セパレーション長さの差

平成元年以降において、セパレーション長さの差は0.25mm程度であり、定格のセパレーション長さ200mmに対して0.12%であった。経年に伴う一定の傾向は認められなかった。

5.5 秤量器と差圧変換器の系統誤差・偶然誤差、ならびに密度測定の系統誤差

8年間のすべての校正データを集計したところ、秤量器の系統誤差は、ヒステリシスも含めて0.013%FS、偶然誤差は標準偏差で0.012%FSであった。一方、 ΔP_D 用差圧変換器の系統誤差は、測定値付近で-0.6Pa[0.03%(2000Pa)～0.02%(3000Pa)]、偶然誤差は標準偏差で最大0.8Paであった。また ΔP_L 用差圧変換器の系統誤差は、定格容量付近で0.5Pa[0.004%(12000Pa)～0.003%(17000Pa)]、偶然誤差は標準偏差で最大1.2Paであった。このように測定器単体では系統誤差が偶然誤差と同等あるいは下回っており、また長期間良好な精度が維持されていることが確認された。密度測定の系統誤差については、初期校正の場合、槽内の純水の温度測定で決定されるので、0.5°Cの誤差があれば0.013%の誤差となる。再校正の場合は、槽の洗浄状態が大きく寄与しており、0.03%程度と考えられる。

5.6 再校正時の系統誤差の誤差伝播

図6に再校正時の誤差伝播を示す。液量差の有する誤差は0.1%、セパレーション長さの有する誤差は0.07%と見積もられた。液量差については、実際に得られた誤差とほぼ同じであったが、セパレーション長さについては、実際に得られた誤差の方が大きい。ただし、槽洗浄を含めた密度分析の系統誤差の推定が不十分であり、解明は今後の課題である。

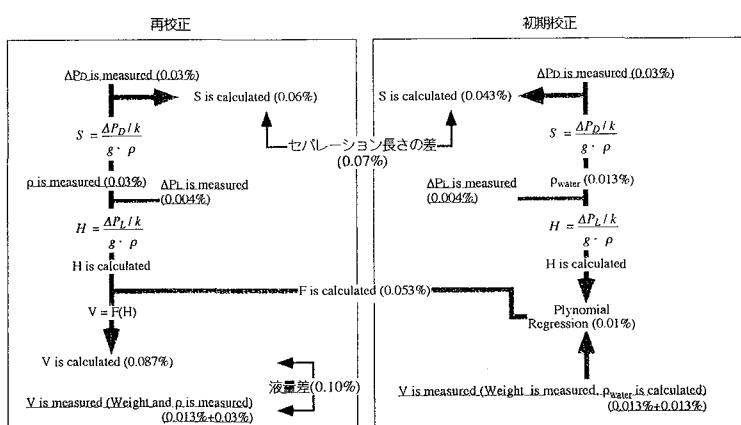


図6 再校正時の誤差伝播

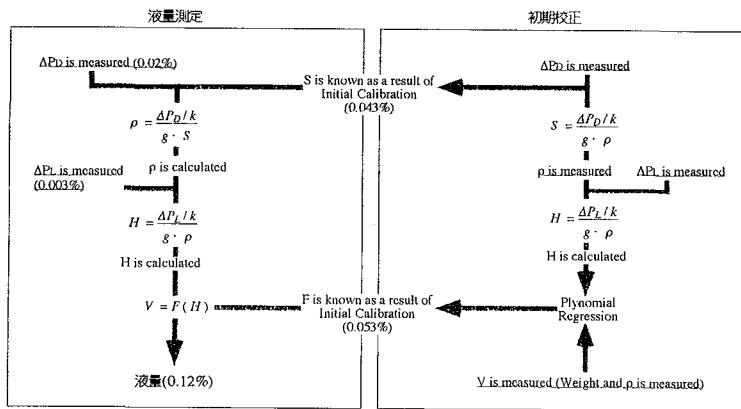


図 7 液量測定時の誤差伝播

5.7 液量測定時の系統誤差の誤差伝播

図 7 には、液量測定時の誤差伝播を、図 8 には各誤差が全体に占める割合を示した。液量測定では最終的に 0.12% の系統誤差があり、その 81% が初期校正で生じることがわかる。また ΔP_D 差圧測定と初期校正時の純水の密度測定の占める割合が大きく、両者で全体のはば 3/4 を占めている。したがって液量測定の精度向上のためには、初期校正時の純水の温度管理と、 ΔP_D 差圧測定の精度向上が重要である。後者については、セパレーション長さの設定や、エアバージ法以外によるセパレーション長さの決定方法等、設計時の配慮が必要である。なお本評価は、密度が約 1 g/cm^3 の純水または希硝酸溶液に関して得られた評価であり、硝酸プルトニウム溶液の場合には、密度の違いに起因する誤差要因を考慮しなければならない。

6. まとめ

プルトニウム転換技術開発施設では、昭和 60 年以

来平成 4 年 7 月までに、査察官立ち会いのもとでプルトニウム受入計量槽の再校正作業を計 8 回実施しており、解析の結果、再校正作業が安定して実施されていること、再校正における検量式の再現性は高く偶然誤差はきわめて小さいこと、検量式の経時変化により生じる系統誤差は 8 年間の運転で 0.1% 程度であること、また期間中の差圧変換器の系統誤差は 0.5Pa、偶然誤差は 1 Pa 程度であったことが確認された。また誤差伝播の解析から、測定システム全体の系統誤差は 0.12% であり、その 81% が槽の初期校正で発生すること、また初期校正作業や精度に関する設計段階での配慮が重要であることが導かれた。

参考文献

- 細馬隆、プルトニウム転換技術開発施設における硝酸プルトニウム溶液の高精度液位測定システムの開発、動燃技報、No.53、p 85-90、(1985)
- Hosoma, T., Takahashi, S., et al., Demonstration of the Accurate Volume Measurement System in the Plutonium Conversion Development Project, Proc. of the International Conference on Nuclear Materials Management, Vol. 1, p 101-106, (1990)

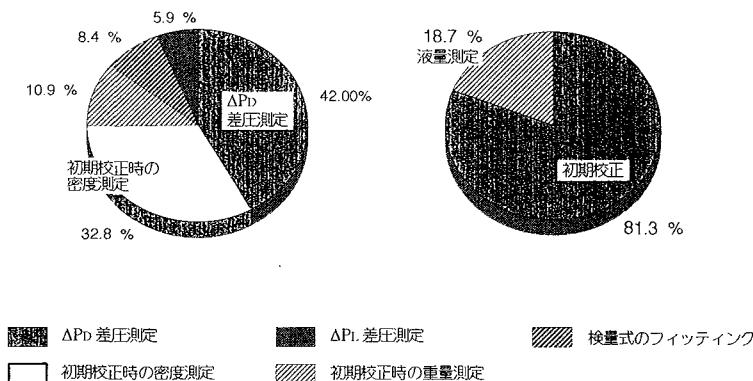


図 8 各測定誤差が液量測定に占める割合

- ment Facility, Proceeding of the INMM 32rd. Annual Meeting, p204-211, (1991)
- 3) "American National Standard for Nuclear Materials Control-Volume Calibration Techniques", ANSI N15. 19-1989.
- 4) 桜井聰、飯盛勝一、Pu(IV)-U(VI)-硝酸水溶液の密度式の改良、JAERI-M 88-127
- 5) Hosoma, T., Maruishi, Y. et al., Accurate Volume Measurement System for Plutonium Nitrate Solution, Proceeding of ICONE-1 (The first JSME/ASME joint international conf.), vol. 2, p141-147, (1991)



高レベル廃棄物処理研究開発 データベースシステムの開発

正木 敏夫 五十嵐 寛 宮内 智子*
大内 仁

東海事業所環境技術開発部

*原子力システム株

資料番号：84-7

Data Base System for Research and Development of
High-Level Waste Conditioning

Toshio Masaki Hiroshi Igarashi Tomoko Miyauchi*

Jin Ohuchi

(Waste Technology Development Division, Tokai Works)

* Nuclear Energy System Inc)

これまで実施してきた高レベル廃棄物処理技術開発の成果として、膨大な量の情報が多様な形態で蓄積されている。これらの情報は今後の研究開発、ガラス固化技術開発施設の運転および民間への技術移転業務に対して効率的に活用されることが望まれている。これらの必要性に応えるため、研究開発成果の中から必要な情報を迅速かつ適確に検索し、必要に応じて詳細な情報にアクセスできる高レベル廃棄物処理研究開発データベースシステムを開発した。データベースシステムの開発は昭和62年に開始し、平成2年6月にその基本システムを完成した後現在運用に供している。本報はそのシステムの概要と運用実績について述べたものである。

1. はじめに

動力炉・核燃料開発事業団（以下「動燃事業団」という）で開発してきた新型動力炉・核燃料サイクルの各プロジェクトは実用化移行段階を迎え、動燃事業団はエンジニアリング機能を強化し、実用プロジェクトの推進に寄与することが求められている¹⁾。一方、近年、プラントの設計情報をデータベース化してコンピュータと結合し、設計の合理化および高度化を目指したエンジニアリング・データベース・マネージメント・システム(EDBMS)の開発および実用化が産業界において盛んになっている。

動燃事業団の放射性廃棄物管理に係わる技術開発における成果は、膨大な研究成果報告書や開発現場が保有する生データ等からなり、その情報形態も多種多様なものとなっている。これらの成果は、発生場所である各事業所内はもとより、動燃事業団全体での利用、さらには技術移転においても有効かつ適切に利用されることが望ましい。このような情勢から、動燃事業団で発生する廃棄物の管理および技術開発に関する動燃廃棄物データベースの構築を昭和62年から進めている。海外の廃棄物管理情報に関する

データベース「WIND」についてはすでに実用に供しているところである²⁾。

動燃廃棄物データベースのうち高レベル廃棄物処理技術開発成果についても膨大な量が多様な形で蓄積されており、今後の研究開発、ガラス固化技術開発施設の運転および民間への技術移転に係わる業務に研究開発成果を効率的に活用していくことが望まれている。これらの成果を対象としたデータベースについては、高レベル廃棄物処理研究開発データベース（以下、「本データベース」という）として、昭和62年に構築に着手した。構築に当っては、多様な情報形態を収納するデータ保存システムや開発現場で求められる検索システムが既存のデータベースになかったため、まずデータベースの基本システムの開発から開始した。平成2年6月にその基本システムを完成して以来、システムに改良を加えつつ、現在入力および運用を行っている。本システムは要旨や表題のような限定された情報から図表のような生データまで迅速にアクセスできることが特徴である。また、廃棄物分野だけでなく、他の分野の研究開発成果のデータベース化にも適用可能で

ある。本報告では、このデータベースシステムの構成、機能および運用実績について述べる。

2. 高レベル廃棄物処理研究開発データベース

2.1 データベースの特徴

本データベースは必要な情報のキーワード、著者、要旨等、検索に必要な基本情報を収めた二次情報を、任意に選んだ検索項目によりホストコンピュータで迅速に検索する。さらに検索された二次情報を連携して、図表および文章を含む本文や生データに相当する一次情報をローカルの光ディスクファイリングシステムにおいて、イメージデータとして検索可能である。検索にあたっては、利用者の資格に応じ、特定の閲覧度の情報のみにアクセスできるようにした。また、二次情報については他事業所からの利用も可能である。さらに、高レベル廃棄物処理研究開発だけでなく他の廃棄物分野にも拡張可能なよう配慮した。

2.2 データベースの構成

本データベースのシステム構成を図1に示す。

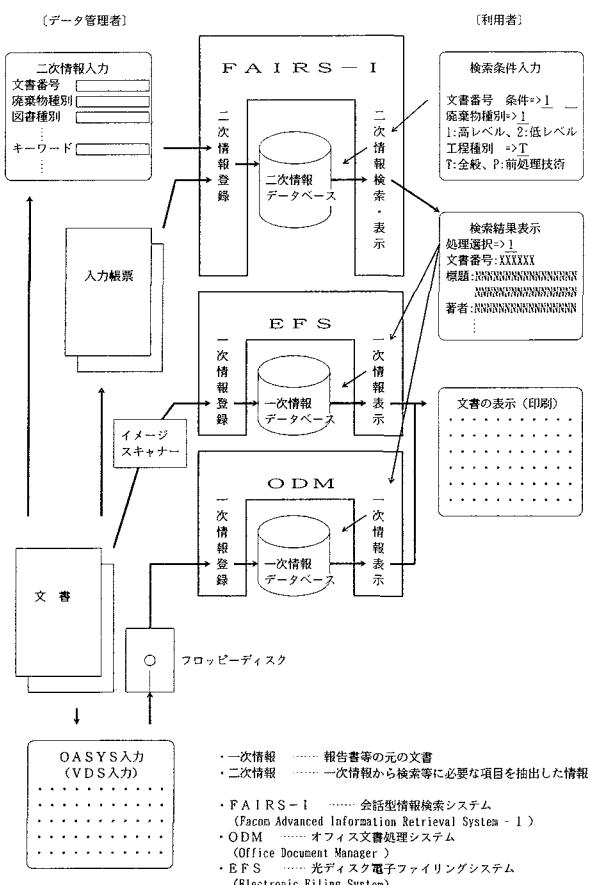


図1 高レベル廃棄物処理研究開発データベースのシステム構成図

本データベースは動燃事業団の情報センターのホストコンピュータの会話型情報検索システム(FAIRS-I)およびオフィス文書処理システム(ODM)ならびにローカル端末の光ディスク電子ファイリングシステム(EFS)の光ディスクに格納されている。ホストコンピュータには、文書を検索するために必要となるキーワードや要旨等が格納されている。また、ワープロ形式の文書も格納できる。光ディスクには、図表を含む文書がイメージデータとして格納されている。光ディスクに記録されている文書およびイメージデータを総称して一次情報と呼び、キーワードや要旨等の検索するために必要となるホストコンピュータに格納されているデータ群を二次情報と呼ぶ。

利用者は、端末装置からキーワード等を用いて必要な文書に対応する二次情報を検索することができる。また、二次情報と連携処理することにより、必要に応じて一次情報を表示・印刷することができる。

ハードウェアおよびソフトウェアの構成を以降に示す。

(1) ハードウェア構成

ホスト計算機は富士通M780で、端末との間は回線で接続されている。

端末装置は多機能日本語ディスプレイ装置(VDS)、日本語ワードプロセッサ(OASYS100G)、オフィスプリンタ装置(OPR)、光ディスク電子ファイリングシステム(EFS)で構成されている。

図2にハードウェア構成を示す。

(2) ソフトウェア構成

二次情報の管理は情報検索システムFAIRS-Iが、一次情報の管理はオフィス文書管理システム(ODM)および光ディスク電子ファイリングシステム(EFS)がそれぞれ行っており、この3つのシステムの連携により本データベースの機能を実現している。

図3にソフトウェア構成を示す。

2.3 機能概要

本データベースは検索機能、二次情報管理機能、文書管理機能、キーワード管理機能の4つの機能から構成されている。本システムは高レベル廃棄物処理の分野で使用しているが、基本システムは他の研究分野にも適用可能である。

図4に機能構成を示す。

(1) 検索機能

① 二次情報の検索

検索したい情報は、キーワード、工程種別等の複数の検索項目で、二次情報として得ることがで

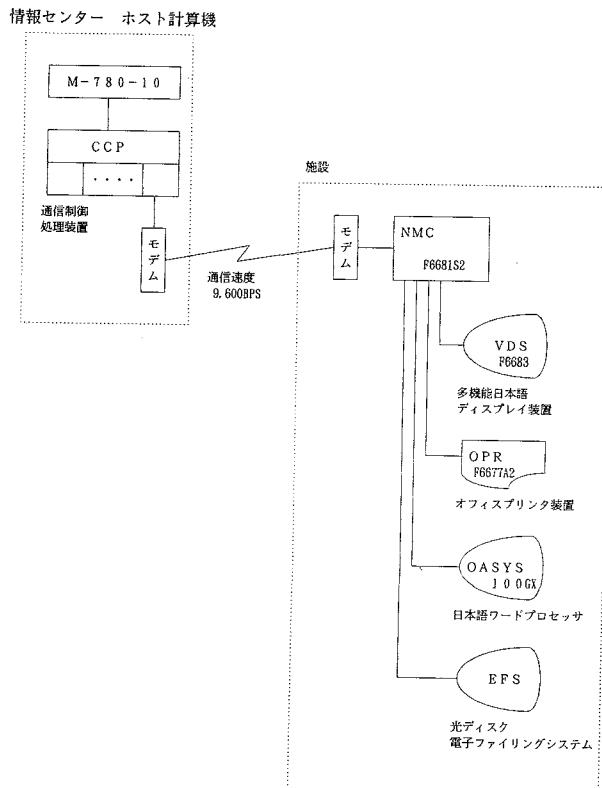


図2 ハードウェア構成

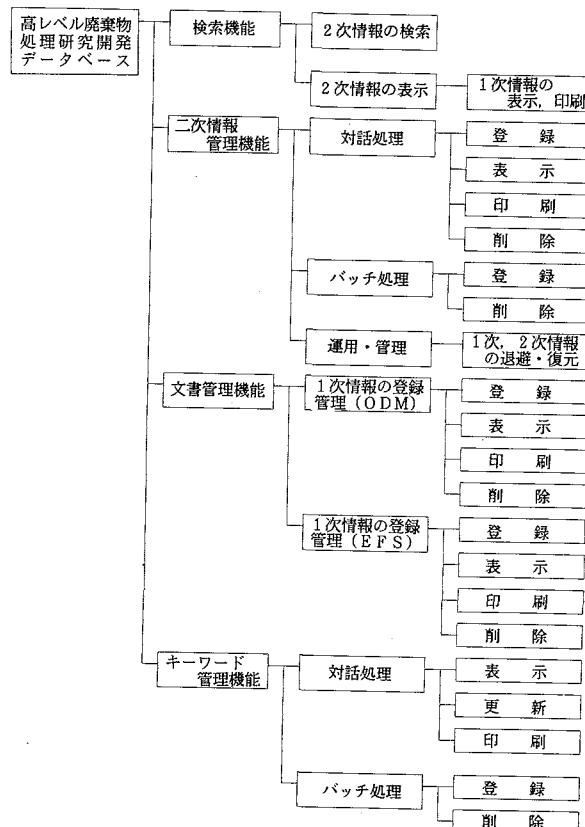
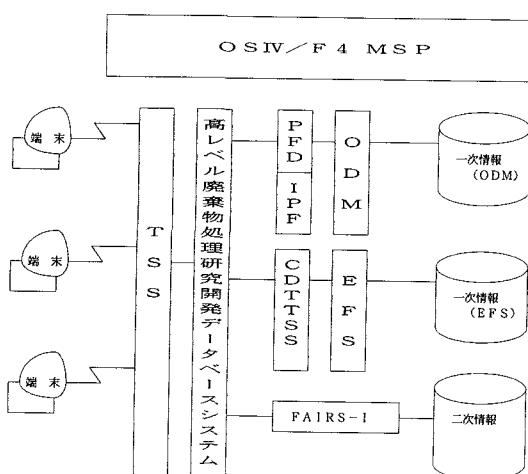


図4 機能構成



- | | |
|---------------|---------------------------------|
| ① OSIV/F4 MSP | 制御プログラム |
| ② TSS | タイムシェアリングシステム |
| ③ PFD | 対話型開発支援システム |
| ④ IPF | 対話型プログラミング・パッケージシステム |
| ⑤ ODM | オフィス文書管理システム |
| ⑥ CDTSS | TSS用LINKDEUT会話型データ転送プログラム |
| ⑦ EFS | 光ディスク電子ファイリングシステム |
| ⑧ FAIRS-I | 対話型情報検索システム |

図3 ソフトウェア構成

きる。検索項目は2, 4節に述べる。

操作は端末装置を使用して、メニュー方式により画面上に表示された選択項目を入力することにより行う。

② 二次情報の検索結果の表示

検索条件を満たした二次情報群の一覧を表示・印刷することができる。また、検索した二次情報の結果を端末上に表示することもできる。

図5に二次情報の出力例を示す。

③ 一次情報の表示・印刷

検索した二次情報から一次情報の表示・印刷を行うことができる。

(2) 二次情報管理機能

① 対話処理

登録対象の文書に対して、検索に必要なキーワードや条件からなる二次情報をデータベースに登録する。登録は、端末より対話型にて行う。

登録された二次情報は、端末上にて更新・表示・印刷することができる。

② バッチ処理

複数の二次情報をデータベースに一度に登録する。登録された二次情報をバッチ処理で更新・削除することも可能である。

「廃棄物研究開発データベース」二次情報

登録番号: 9209001	承認	確認	入力
文書番号: PNC TN134 85-04			
廃棄物種別: 高レベル	工程種別: 全般		
図書種別: 技術資料 (PNC管理資料)			
発行日付: 1985年12月01日 (S60.12.01)	入力日付: 1992年08月05日		
公開区分: 公開	巻: 号: 56 頁数: 51	一次情報の有無: EFSに格納	
文書総頁数: 000015	EFSキャビネットID: HKK2D1	EFSドロアID: 01	版数: 001 一次情報分割数: 001
著者名: 佐々木憲明 櫻原英子世 山本 正男	(ササキ ノリアキ) (カシハラ ヒデチヨ) (ヤマモト マサオ)		
著者所属: 東海事業所 技術部	キーワード: 高レベル放射性廃液 ガラス固化プラント 設計条件 ガラス溶融炉 遠隔保守技術 大型セル 低風量換気システム ラックシステム 国際協力		
動燃担当部署名			
標題: 高レベル放射性廃液ガラス固化プラントの現状			
掲載誌名: 動燃技報			
所在情報: 東海事業所 技術管理室			
要旨・抄録			
<p>動燃事業団は、高レベル放射性廃液のガラス固化プラントを建設するため、試験研究の成果を逐次取り入れながら昭和55年度以来概念設計、基本設計、詳細設計を行い、昭和60年度現在合理化を目的とした調整設計を実施している。このプラントは(1)ガラス溶融炉として液体供給式直接通電セラミックセルマークターを採用し、(2)固化炉に大型セルを用いて全面遠隔保守方式を取り入れ、そのため(3)ガラス機器をユニット化してラックに組み込んでいるほか、(4)大型セルの換気システムとして低風量換気システムを採用するなどの特徴を持つ施設である。本資料ではこのようなプラントの概要のほか、海外のガラス固化施設の現状等について紹介した。</p>			

図5 二次情報出力例

(3) 運用・管理

誤操作や誤動作によるデータの削除、破壊等に備えて、データを磁気テープに退避したり、逆にすでに退避済のデータをデータベースに復元することができる。

(3) 文書管理機能

① ODMを利用した文書管理

VDS端末・OASYS端末からワープロ形式文書をホスト計算機に送信し、文書データに変換後文書ファイルに登録する。登録された文書は、端末に表示・印刷することができる。

② EFSを利用した文書管理

ホスト計算機に接続されたEFS中の一次情報をホスト・EFS文書連携処理にて、二次情報と連携させる。登録、連携された文書は、EFS端末にて表示・印刷が可能である。

(4) キーワード管理機能

① キーワード管理

検索に必要なキーワードに対応する同義語・関連語および英名を付加することにより、検索処理時のキーワード指定を正確に行えるようにした。

② 同義語・関連語および英名の登録・表示

キーワード管理用データを二次情報とは別に設ける。設けられたデータの各キーワードに対応する同義語・関連語および英名を登録することができる。登録した内容を表示・印刷することが可能

である。また、登録してある全二次情報よりキーワードの抽出を行うこともできる。

2.4 二次情報のデータ項目

本データベースに登録する二次情報のデータ項目を表1に示す。表には各登録項目について属性、検索可否を示してある。

登録番号が一次情報と二次情報の連携キーである。登録項目のうち、廃棄物種別、図書種別、工程種別について以下に述べる。

(1) 廃棄物種別

廃棄物のどの分野を対象とするかを示すものであると同時に、高レベル廃棄物処理以外の分野にまで拡張する際に、対象分野名を設定するキーである。

(2) 図書種別

それぞれの廃棄物分野において必要となる、あるいは発生する図書の種別を設定する。高レベル廃棄物処理に関しては、次のように設定した。

- ①技術資料 (課室内部資料)
- ②技術資料 (動燃事業団管理資料)
- ③外部委託報告書 ④製作完成図書
- ⑤許認可図書 ⑥設計図書 ⑦特許 ⑧文献
- ⑨その他

(3) 工程種別

それぞれの廃棄物分野の工程種別を設定する。高レベル廃棄物処理に関しては、次のように設定した。

表 I 二次情報データ項目

No.	項目名	桁数	属性	検索可否
1	登録番号	7	英数字	○
2	文書番号	20	英数字	○
3	廃棄物種別	5	日本語	○
4	図書種別	15	日本語	○
5	工程種別	15	日本語	○
6	発行日付(西暦)	8	英数字	○
7	発行日付(和暦)	7	英数字	○
8	公開区分	5	日本語	×
9	著者(日本語)	20	日本語	○
10	著者(カナ)	20	カナ	○
11	著者所属	35	日本語	○
12	動燃担当部署	35	日本語	×
13	標題	120	日本語	○
14	キーワード	15	日本語	○
15	要旨	1000	日本語	○
16	掲載誌名	60	日本語	○
17	巻	3	英数字	○
18	号	4	英数字	○
19	所在情報	30	日本語	×
20	頁数(掲載誌の頁)	4	英数字	×
21	入力日付	8	英数字	×
22	一次情報の有無	7	日本語	×
23	文書総頁数	6	英数字	×
24	キャビネットID	6	英数字	×
25	ドロアID	4	英数字	×
26	版数	3	英数字	×
27	一次情報分割数	3	英数字	×

- T. 全般 P. 前処理技術(受け入れ含む)
- M. ガラス溶融技術
- G. ガラス組成開発・特性評価
- O. オフガス処理技術 C. キャニスター技術
- Y. 配置 A. 安全 H. 保守 B. 分析
- K. ホットガラス固化試験
- L. ホット物性処分試験 Z. 材料試験
- S. 貯蔵技術 W. 解体技術 D. 処分技術
- X. その他

2.5 一次情報のファイリング構成

光ディスクのファイル構成は、高次よりキャビネット(光ディスク片面)、ドロア、ガイドとなつ

ているが、本データベースでは各図書種別毎にキャビネットを分割し、年度はドロアで分割し、工程種別はガイドで分割する。

文書量が増加し、1キャビネット内に同一図書種別が収まらなくなった場合には、キャビネットを増設していく。

2.6 機密保護

利用者の資格に応じて、特定の開示度の情報にのみアクセスできるようにした。本データベースは、現在動燃事業団関係者に限られているが、将来一般利用者にも対応できることを考慮して、利用資格を分類している。

利用資格はホスト計算機の利用者IDとデータベースの初画面で入力するパスワードの2つの組み合わせで検査する。

3. 運用実績

本データベースは、平成2年に運用を開始して以来、高レベル廃棄物処理研究開発に関する業務の推進に有效地に利用されている。

平成4年10月現在、総入力件数は、一次情報については1671件、二次情報については5553件である。このうち、課室内部技術資料の一次情報が1368件、二次情報が1868件、動燃事業団作成管理技術資料の一次情報が176件、二次情報が617件、外部委託報告書の二次情報が498件、完成図書等の一次情報が127件、二次情報が129件および文献等公開情報の二次情報が2441件である。光ディスクに入力した一次情報は合計でA4 92080ページ相当となっている。

4. あとがき

動燃事業団で構築を進めてきた高レベル廃棄物処理研究開発データベースシステムの概要およびその運用状況について報告した。

本データベースを利用することにより、高レベル廃棄物処理技術開発のために実施してきた各種試験等の成果が、技術移転業務および内外機関からの情報提供依頼等に円滑に活用されれば幸いである。

今後は、これまで蓄積された情報の入力を継続し、より多くの関係者による活用を図るとともに、本データベースが他の廃棄物分野にまで拡張されることを期待する。

参考文献

- 1) 高瀬: コンピュータ利用技術特集号によせて、動燃技報No.76, p.1 (1990)
- 2) 後藤、他: 海外放射性廃棄物情報データベースWINDの開発、動燃技報No.76, p.116 (1990)



ウラン生産量予測の試み

則竹 和光

中部事業所鉱床解析室

資料番号：84-8

Case Study of Forecasting Uranium Supply and Demand

Kazumitsu Noritake
(Resources Appraisal Section, Chubu Works)

動燃事業団は、ウラン探査戦略の策定、日本のウラン資源確保政策に資するため、世界のウラン市場の動向、ウラン需給、ウラン資源ポテンシャルに関する情報の収集解析を行っている。

予測結果によると、2001年にはウラン必要量の約1/6に当たる8,500tUが開発待ちの鉱山からの生産により供給されることになった。また2019年に供給不足となった。

こうした状況を避けるためには、探査により低コストのウラン鉱床を適宜発見していく必要がある。現在は供給過剰であるが、ウランの供給確保と価格の安定を図るために、ウラン探査を着実に続けていく必要がある。

1. はじめに

動燃事業団は探査の結果発見したウラン鉱床の鉱量計算、採鉱法・製錬法の検討、経済性解析を行っているが、この他に世界のウラン資源賦存のポテンシャルの評価、世界の核燃料サイクル上流の物流に関する種々の情報の収集・解析・提供、将来のウランを中心とした核燃料諸量の予測等を通して、動燃事業団のウラン探査戦略の策定、日本のウラン資源確保政策に資することを目標にした活動も行っている。

本論では、ウラン資源の供給過剰感がある今日において、ウラン資源の長期的需給予測を行いウラン探査の必要性を考えた。

2. 生産予測のためのデータ

今回、国際機関が試算した将来の西側世界のウラン資源需要量に対して、ウラン在庫、操業中の鉱山、開発待ちの鉱山といった将来の西側世界のウラン供給量を満たしていった。これにより現在発見されているウラン鉱山が需要量をどれくらいの期間満たすことができるかを予測した。

鉱山については、生産計画を作成できる程度の内容がわかっている鉱山に限定し、探鉱によって将来発見される鉱床は考慮していない。このため必然的に将来の供給不足が生ずることになるが、現在の存

在の確かなウラン鉱山でどれだけの期間需要を満たせるかという疑問に答えることができるほか、この予測をもとに動燃事業団が発見した鉱床の開発計画、鉱区保持の検討・評価を行うことができる。

生産量予測を行う上で、データを次のようにとりまとめた。ただし、対象期間（1990年～2030年）のうち1990と1991年については実績値あるいは推定値が公表されているものはその値を用いた。

2. 1 ウラン必要量の設定

OECD/NEAが2年毎に発行している「Uranium-Resources, Productions and Demand-1990」¹⁾の軽水炉低需要シナリオを使用した。このシナリオの値は表1のとおりである。

2. 2 ウラン供給量

ウランの供給源を以下のように分類しそれぞれについて供給量を設定ないし予測した。

表1 ウラン必要量の推移

1995年	2000年	2010年	2020年	2030年
43,600tU	49,000tU	59,500tU	63,500tU	73,000tU

- ・過剰在庫
- ・旧ソ連、東欧、中国からのウラン
- ・リサイクルウラン
- ・軍事用ウランの民生転用
- ・ウラン鉱山

(1) 過剰在庫

1970年代には原子力の急成長が予測され、これに伴いウラン探査が活発になり、カナダやオーストラリアで大鉱床が発見され、資源量および生産能力がともに拡大した。その後、産業構造の省エネルギー型への転換や原子力開発に対する慎重論から原子力は1970年代の予測通りには急成長せず緩やかな成長に留まった。このため必要以上にウラン生産が行われ、これが在庫として蓄積された。在庫量は16万tUと言われている²⁾が、イエローケーキから燃料集合体にまで加工するためには2年程度かかることから、2年間分は適正在庫として保持する必要がある。1年間のウラン必要量は予測期間全体で見れば5万tU程度であるため、10万tUを適正在庫と見做し、現在の在庫量16万tUから10万tUを差し引いた6万tUを過剰在庫と考えた^{3),4),5)}。これがウラン市場に出ることになる。ウラン市場アナリストには、「この2、3年は需給のインバランス状況が続き、2000年には過剰在庫はなくなる」とみる向きが多いので2000年までの放出シナリオを以下の表2のように考えた。

なお、1990年と1991年はウラン生産量の実績値とその他のウラン供給量およびウラン必要量のバランスから、過剰在庫の引き出し量を各々8,200tU, 12,400tUと見積もった。

(2) 旧ソ連・東欧・中国からのウラン

これまで、旧ソ連・東欧・中国は共産圏として西側市場から隔離されていたが、東西の緊張緩和とともに最近旧ソ連からのものを中心に西側へウランが流入してきている。特に、脆弱なウラン鉱山業を抱える米国では、反ダンピング課税を115.82%とする暫定的決定がされている。ヨーロッパでは、実際的な動きはでていないものの、EURATOM供給局からは、欧州全体のウラン輸入量に占める旧ソ連産のウランが17%であるとの警戒を示す報告がある。

表2 過剰在庫ウランの供給シナリオ

1992年	1993年	1994年	1995年	1996年
11,000tU	9,450tU	7,200tU	6,000tU	2,500tU
1997年	1998年	1999年	2000年	
1,400tU	1,000tU	500tU	200tU	

こうした旧ソ連・東欧・中国からのウランは、いづれは西側のウラン市場に取り込まれると思われる。しかし、東欧、CISおよび中国における必要量、生産量の計画実現性およびこれまでの在庫量とが混然としていて曖昧なため、今回は旧ソ連・東欧・中国からのウランとしてひとまとめにして考えた。

旧ソ連は在庫量として16万tU、生産能力は15,000tUと言われるが、この1~2年の生産実績は12,000tU前後である^{6),7),8),9)}。

東欧はチェコスロバキア(1,700tU)、ハンガリー(450tU)、ルーマニア(200tU)、ブルガリア(500tU)にウラン生産能力があり、1992年の生産推定値は3,000tUであるが、累積として見ると需要と供給で相殺されるようである¹⁰⁾。

中国は、生産能力としてはあっては5,000tUあり、現在は2,000tUあると言われているが、この1~2年の生産実績は1,000tU程度である¹¹⁾。

このため、旧ソ連・東欧・中国からのウランの供給規模を5,000tU程度とする。ただし、1990年、1991年、1992年の実績値（または予想値）は次の表3の値を用いた。

(3) リサイクルウラン

1990年にはフランス、イギリス、ドイツを中心に700~800tU程度がリサイクルされたようである。ウラン協会は、2010年までウラン必要量の5%、それ以後は10%程度がリサイクルされるとの予想を報告している¹²⁾。

世界的にリサイクルを慎重に見る向きもあるので^{13),14)}、ここでは2005年まで2.5%、2015年まで2.5%から5%へ単調増加、2015年以降は5%とした。ただし、1990年、1991年、1992年の実績値（または予想値）は次の表4の値を用いた。

(4) 軍事用ウランの民生転用

世界の軍需用ウランは約1,000tHEUと言われている。これは天然ウランにして約200,000tUに相当する。この使用については、現在ウラン産業界の大きな関心事であるが、その見通しは明らかではない。

今回は、1995年から年間2,000tU、2000年から6,000tU供給されるものとした^{15),16),17),18),19)}。

表3 旧ソ連・東欧・中国からのウラン供給

1990年	4,200 tU (実績値)
1991年	5,000 tU (予想値)
1992年	5,000 tU (予想値)

表4 リサイクルウランの供給実績（または予想）

1990年	700 tU (推定値)
1991年	700 tU (推定値)
1992年	1,000 tU (予想値)

2.3 鉱山のウラン生産

各国政府発表資料、鉱山会社年報をベースに鉱床解析室として妥当と考える各種の値を採用した。採掘可能ウラン量、年間生産ウラン量、品位、経済性等が明らかで開発計画を作成できる程度の情報を持っている鉱山を選択した²⁰⁾²¹⁾²²⁾²³⁾²⁴⁾。

鉱山数は123とし、1991年に生産中の鉱山は45とした。それら鉱山の全採掘可能ウラン量は228万tUである。これには高コストのウラン鉱山も含んでいる。実際には新規に低コストの鉱山が発見されるとすぐに発見されている高コストの鉱山は生産順位が後になるが、ここではこの123の鉱山が採掘されるものと仮定した。

また、生産の基準を次のようにした。

- (1) 標準的な鉱山開発計画として一度開山したら10年間は生産を続けるものとした。
- (2) 生産中の鉱山を優先させる。
- (3) (2)を踏まえた上で、低コストのものから開発する。
- (4) 鉱量がなくなれば、閉山する。

3. 生産量予測

各年度毎にウラン必要量を満たすようにウラン供給量を積み上げた。まず、鉱山以外の供給源からのデータを、次に生産中の鉱山のデータを、そして開発待ちの鉱山を低コストのものから積み上げていった。

需給見通しは、図1のような結果となった。

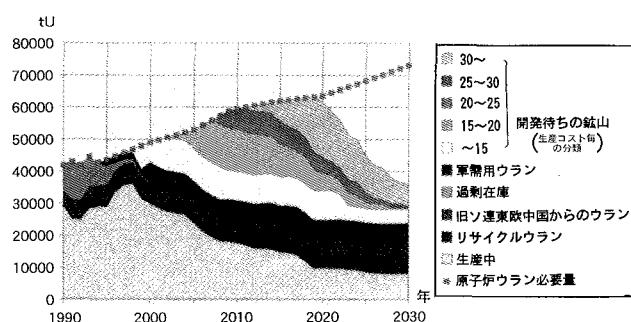


図1 ウラン供給量予測

(注) 開発待ちの鉱山は生産コスト毎に分類した。

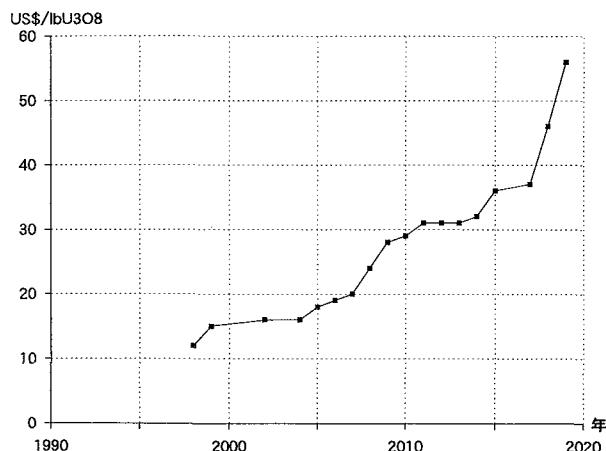


図2 生産コストの推移

2001年には、ウラン必要量の約1/6に当たる8,500 tUが開発待ちの鉱山より生産されることになった。また、2019年以降供給不足が生じる結果となった。

4. まとめ

図1の結果から新たに生産に入る鉱山のうち最もコストの高いものの値をプロットすると図2のようになります。

これによると、新規に生産に入る鉱山は1998年頃からコスト上昇傾向に転じ、2007年以降に急騰する傾向になる。そして2019年以降、新規にウラン鉱床を発見しない限り供給不足を招くことになる。

したがって、価格の急騰を避け、供給不足を無くすためにはウラン探査により低コストのウラン鉱床を適宜発見していく必要がある。特に、最近は、環境問題に対する関心が高いため、ウラン鉱床発見から開発までの期間（リードタイム）が長くなる傾向にあり、近年は15年以上かかるようになってきている。ウラン供給過剰の基調となっている現在においてもウランの供給確保と価格の安定を図るうえで、ウラン探査を着実に続けていく必要があると考える。

参考文献

- 1) Uranium-Resources, Productions and Demand, OECD/NEA (1990)
- 2) Frank J.Hahne : Potential Impact of Inventory Drawdown, NAC (1991, 4, 30)
- 3) Uranium Market Study 1990, NUEXCO (1991)
- 4) Worldwide Utility Inventories, Focus Issue16, NAC (1991, 3)
- 5) E.Hoellen & T.Klingbiel:Inventories-A Broad Perspective, UI,16th Symposium (1991, 9)
- 6) Market Report 1991 (SDT/91/11), UI (1991, 8, 19)
- 7) Nukem Market Report, p6-10 (1991, 5)
- 8) Nukem Market Report, p5-7 (1991, 11)
- 9) Nukem Market Report, p8-9 (1992, 2)
- 10) Potential Impact of East Bloc Supply on Future U3O8 Spot Prices, Focus Issue14, NAC (1990, 9)
- 11) OECD/NEA ウラングループ会議資料 (1991, 10)
- 12) Market Report 1991 (SDT/91/11), UI, p66-67(1991, 8, 19)
- 13) Nukem Market Report, p18(1992, 4)

- 14) Nnexco, Monthly Report, No.286, p29-38(1992, 6)
- 15) World Armaments and Disarmament, SIPRI Year Book 1991(1991)
- 16) Utilization of Military Materials Organizing from Disarmament (SDT/91/17), UI (1991, 12, 11)
- 17) Frank V.Hippe:Option of Commercial Use of HEU, USCEA Fuel Cycle 92 (1992, 3, 24)
- 18) Julian J.Steyn et.al.:Potential Impact of Arms Reduction of LWR Fuel Cycle, USCEA Fuel Cycle 92 (1992, 3, 22-25)
- 19) Loring E.Mills : Control and Disposition of Nuclear-weapons
- Materials, USCEA Fuel Cycle 92 (1992, 3, 24)
- 20) USA System 1992, NAC (1992)
- 21) Data Feature World Uranium Production 1991, Nukem Market Report, p22-29 (1992, 6)
- 22) 1992 International Directory of Uranium Producers, NUEXCO (1992)
- 23) Marc Giroux:Questions and Long-Term Uranium Supply, UI. 16th Symposium (1991, 9)



国際会議 海外派遣等

平成4年9月19日、動燃事業団は英國原子力公社(UKAEA)とロンドンにおいて原子力の先進的技術の研究開発に関する協力に関する取り決めを締結し、

- ・高速炉分野—先進的な高速炉技術
 - もんじゅとPFRの技術交流
- ・廃棄物分野

の分野で情報交換、研究者の相互派遣等により協力していくこととなった。

平成4年7月から9月までの間の国際会議、動燃事業団への主要外国人の来訪および海外派遣は次のとおりである。

(1) 国際会議

期 日	開 催 場 所	会 議 名 お よ び 内 容
7/15~17	東 京	〔日米合同調整委員会〕 米国高速炉運営委員会と日本高速炉運営委員会の相互の活動のレビュー
7/20~24	東 京	〔日米廃棄物協力に関する情報交換会議〕 日米廃棄物協力協定に基づきロボティクスおよび核種分離の分野についての情報交換
8/4~7	大 洗 東 海 ふ げ ん もんじゅ	〔JASPASプロジェクトに関する協議会合〕 日/IAEA 保障措置協力協定に基づくJASPASプロジェクトの今後の進め方についての協議
8/31~9/4	東 海	〔PNC/DOE高速炉燃料再処理協力レビュー会議〕 PNC/DOE高速炉燃料再処理協力1992年上期の活動のレビューおよび下期の活動についての協議
9/7~9	本 社 東海中部	〔PNC/CEA地球科学に関する専門家会議〕 PNC/CEA原子力の先端技術R & D分野での協力協定に基づき放射性核種の地球科学的研究開発についての情報交換
9/9~10	本 社 東 海	〔PNC/CEA固化体の長期拳動に関する専門家会議〕 PNC/CEA原子力の先端技術R & D分野での協力協定に基づき固化体の長期拳動の研究開発についての情報交換

(2) 海外派遣・留学

派 遣・留 学 先	期 間	人 数	目 的
米国 ブルックヘブン国立研究所	1992. 9. 16~1994. 3. 15	1名	レーザー光と原子核の相互作用に関する先端的研究（共同研究）に参画
米国 アルゴンヌ国立研究所	1992. 9. 14~1994. 3. 13	1名	EBR-IIで実施している運動信頼性試験計画のうち破損燃料の継続照射試験（共同研究）に参画
スウェーデン 核燃料廃棄物管理会社(SKB)	1992. 9. 28~1993. 3. 31	1名	HRL計画に参加し、地質環境評価手法に関する研究を行う
EC ユーラトム イスプラ研究所	1992. 10. 1~1993. 9. 30	1名	核燃料物質輸送容器の超音波封印に関する技術開発業務（共同研究）に参画

(3) 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 先	訪 問 者
4 / 10	ふ げ ん もんじゅ	米国国務省 ブラウンエネルギー部長 他 5名
7 / 15~20	東 海 大 洗 もんじゅ 中 部	英國原子力公社(UKAEA)プラマン国際部長 他 2名
8 / 7	もんじゅ	米国議会 会計検査院一行 計 3名
8 / 20	東 海	OECD/NEA 植松事務局長
9 / 18	東 海	英國核燃料会社 チェンバレン社長



外部発表

特許・実用新案

■外部発表

平成4年7月～9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	
		所 属	氏 名
新型炉設計支援システム・構造設計支援システムの開発について	PC-98 計算固体力学の高度化とその応用に関する研究分科会	動燃	関谷 宏 岩田 耕司 米川 強
新型燃料サイクル技術開発シナリオの新しい視点	燃料サイクルWG報告書	同上	森 久起
Transport and Deposition of Halide in Alkali Metal-Stainless Steel Systems (III). Solubility of Sodium Iodide in Sodium-Stainless Steel Systems Measured at Temperatures.	Journal of Nuclear Science and Technology	動燃 茨城大	宮原 信哉 佐川 憲彦
エアゾル挙動解析プログラムABC-INTG	CRC Communication No.315, p7	動燃	宮原 信哉
「常陽」における燃料材料の照射研究	日本原子力学会核燃料夏期セミナー	同上	榎戸 裕二
Feasibility Study of Super Long-Life FBR Core Loading TRU Fuel.	炉物理研究委員会第32回原子炉システム専門部会	"	山岡 光明 石川 真 若林 利男 林 秀行
Status of Study on TRU Transmutation in LMFRs.	Transaction of ANS Vol.64, p556	"	若林 利男 山岡 光明 石川 真 平尾 和則
高速炉を利用した消滅処理研究の現状	次世代原子炉の核特性に関する専門部会	"	若林 利男
B:C Shielding Design Study for the JOYO Reactor.	New Horizons in Radiation Protection and Shielding	"	吉田 昌宏 茶谷 恵治 鈴木 惣十 金城 勝哉
Experiment and Analysis of Neutron Streaming through an Axial Shield in a FBR Fuel Subassembly.	New Horizons in Radiation Protection and Shielding	"	吉田 昌宏 茶谷 恵治 庄野 彰他
動燃の研究概要 -FBRによるTRU消滅処理研究-	第2回「消滅処理研究専門委員会」	"	若林 利男
Characteristics of TRU Transmutation in an LMFR.	日ソFBR炉物理セミナー	"	若林 利男 山岡 光明

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
FBRを中心とした炉型・サイクル戦略	「高転換軽水炉」研究専門委員会成果報告書 1991年9月号 p22~26	動燃	小野 清
Reliability Assessment on Decay Heat Removal System of a Fast Reactor.	IAEA IWGFR	同上	日置 一雅
Utilization of PSA for Safety Management of an LMFR.	IAEA Technical Committee Meeting on PSA Requirement for use in Safety Management	"	可児 吉男 中井 良大
高速増殖炉	日経ハイテク情報	"	高橋 克郎
Use of Reliability Data for Maintenance of Fast Reactor System.	LAEA Technical Committee Meeting on Reliability Centered Maintenance	"	中井 良大 可児 吉男
A Living PSA System LIPSAS for an LMFR.	International Symposium on the "Use of Probabilistic Safety Assessment for Operational Safety-PSA '91"	"	中井 良大 可児 吉男
宇宙用原子炉	熱設計ハンドブック1992, p642~653	"	羽賀 一男
Concepts of a High Temperature Fast Reactor.	「美しい環境を守り安全な生活を保障するための小型原子炉のポテンシャル」に関する国際会議	"	大坪 章 羽賀 一男
Research on Creation of New Materials for Innovative Improvement of FBR Performance. (I). Sodium Compatibility of New Ceramics.	Material Chemistry '92	"	吉田 英一 平川 康 和田 雄作 他

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
Research on Creation of New Materials for Innovative Improvement of FBR Performance.	Material Chemistry '92	動 燃	加納 茂機 吉田 英一 井上 賢紀
Research on Creation of New Materials for Innovative Improvement of FBR Performance. (II). High Performance Radiation Shielding Materials.	Material Chemistry '92	同 上	井上 賢紀 野村 茂雄 鶴飼 重治 鹿倉 栄
Application Research of Artificial Intelligence to Complex Engineering Systems.	茨城エソソヌ 科学交流シンポジウム	"	吉川 信治 大草 享一 三木 哲志 姫野 嘉昭
コンピュータとエネルギー開発	日経就職ガイド 「会社研究」テクノリポート 1993年度号 p820~821	"	佐藤 若英
知的警報処理による「常陽」異常時運転支援システム	日本原子力学会誌 Vol.34, No.7, p665~677	動 燃 東 芝	高津戸裕司 照沼 誠一 佐藤 増雄 他
An Application Study of Transportable Reactor to Lunar Base Power System	Acta Astronautica Vol.26, No.5, p349~357	動 燃	羽賀 一男 神戸 満一 片岡 一他
可搬型炉(液体金属冷却炉)とその応用	第23回炉物理夏期セミナー	同 上	大坪 章 羽賀 一男
「高速炉の受動的および能動的安全施設」に関する専門家会議	日本原子力学会誌 Vol.34, No.2, p137~138	"	山下 芳興 可児 吉男 森山 正敏
Development of Building Block Type Simulator for FBR Plants.	2nd International Forum; Expert Systems and Computer Simulation in Energy Engineering.	動 燃 三菱電機	遠藤 昭 渡辺 兼秀 寺下 尚孝
自律型プラントの創設に向けて	日本原子力学会炉物理夏期セミナー	動 燃	姫野 嘉昭
Melting Attack of Solid Plates by a High Temperature Liquid Jet [II]—Erosion Behavior by a Molten Metal Jet.—	Nuclear Engineering and Design Vol.132, p171~186	同 上	佐藤 浩司 古谷 章 磯崎三喜男 今堀 真司
Design and Characteristic of Annulus Ventilation and HVAC System for Prototype FBR MONJU.	22nd DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conf.	"	池田真輝典
Developement Operator Thinking Model and Its Application to Nuclear Reactor Operation System.	ICALEPCS '91	"	三木 哲志 遠藤 昭 姫野 嘉昭
Evaluation of Carburization and Decarburization Behavior of Fe-9Cr-Mo Ferritic Steels in Sodium Environment.	Journal of Nuclear Science Technology Vol.29, No.4, p367~377	"	伊藤 卓志 加藤 章一 青木 昌典 他
Influence of Carburizing Sodium on Creep-Fatigue Behavior of SUS304.	IAEA IWGFR Properties of Structured Materials in Liquid Metal Environment	"	和田 雄作 浅山 泰 小峰 隆司

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
Influence of Sodium Exposure on Creep Rupture Strength of Type304 and 316 Steels.	IAEA IWGFR Properties of Structured Materials in Liquid Metal Environment	動 燃	和田 雄作 吉田 英一 青木 昌典 他
破壊力学的評価法の整備	第67回破壊力学部門委員会講演会	同 上	渡士 克己
液体金属ランキングサイクルの適応検討	第11回「宇宙エネルギー」シンポジウム	"	羽賀 一男 清野 裕 片岡 一 大坪 章
新型炉設計支援システム—構造設計支援システムの開発について—	PC-98 計算固体力学の高度化とその応用に関する研究分科会	"	関谷 宏 米川 強 岩田 耕司
第33回 N E A炉物理委員会会合	日本原子力学会誌 Vol.33, No.4, p35	"	若林 利男
Present Status and Future Direction of "Date-Free-Way".	Material Chemistry '92 金材研	動 燃	上野 文義 加納 茂機 藤田 充苗 他
A Method for Creep-Fatigue Damage Evaluation at Structural Discontinuity Portion (I).	SMiRT11	動 燃	根岸 仁
A Living PSA System LIPSAS for an LMFBR.	International Symposium on the "Use of Probabilistic Safety Assessment for Operational Safety-PSA '91"	同 上	中井 良大 可児 吉男
Characteristics of TRU Transmutation in LMFBR.	Proceedings of International Exchange Mtg on Actinide and Fission Product Separation and Transmutation p368~388	"	山岡 光明 石川 真 若林 利男
A Method for Creep-Fatigue Damage Evaluation at Structural Discontinuity Portion (II).	SMiRT11	"	谷川 雅之 根岸 仁
原子力エネルギー技術開発におけるトライボロジ最近の現状と動向	月刊トライボロジ 1991年, 4月号 p36~44	"	加納 茂機 望月 恵一
ナトリウム洗浄廃液中の放射性腐食生成物(CP)の除去について	弥生研究会	"	鹿志村洋一 仲村 喬 小林 孝典
Melting Attack of Solid Plates by a High Temperature Liquid Jet. [II]—Erosion Behavior by a Molten Metal Jet.—	第27回米国熱伝達会議	"	佐藤 浩司 古谷 章 磯崎三喜男 他
Stud-bolts Strength for Cell-liner Design under Shielding Deformation	SMiRT11	"	渡士 克己 中西 征二
Application of Probabilistic Safety Assessment.	Proceeding of the Symposium on the Core Disruptive Accident of FBRs.	"	可児 吉男 相澤 清人

件 名	発表機関	発 表 者		件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名			所 属	氏 名
熱応力緩和のための傾斜機能材料開発の基盤技術に関する研究	傾斜機能材料研究会	動 燃	原田 誠 野村 茂雄 鹿倉 栄 他	Microstructural Change on Electron Irradiated Oxide Dispersion Strengthened Ferritic Steels.	ICFRM-5	動 燃 北 大	柴原 格 高橋平七郎 木下 博嗣 他
Calculations for the SCARABEE PI-A Experiment using SABENA.	The 14th Liquid Metal Boiling Working Group Meeting	同 上	G. Kayser 二ノ方 寿 此村 守 他	Development of Long Life FBR Core Materials.	Material Chemistry '92	動 燃	鶴飼 重治 原田 誠 野村 茂雄 他
A Subchannel Analysis Code ASFRE-III and Its Applications to Local Blockage.	Proceeding 14th LMFBR Meeting Vol.2, p287~302	"	二ノ方 寿	Research on Creation of New Materials for Innovative Improvements of FBR Performance (I). Development of High Performance Neutron Absorber Materials.	Material Chemistry '92	同 上	木村 好男 丸山 忠司 柴原 格 他
Creep-Fatigue Crack Propagation Behavior in Surface Cracked Plate.	SMiRT11	動 燃 IHI	渡士 克己 北川 正樹 金子 秀明 他	Advanced Creep-Fatigue Evaluation Rules for FBR Components.	Post-SMiRT Seminar No.11	"	笠原 直人 永田 敬 岩田 耕司 他
Application of Simplified J-Estimation Methods to Surface Cracked Structures under Creep-Fatigue Loadings.	SMiRT11	動 燃 KHI パゾック 日立	渡士 克己 島川 貴司 岩崎 龍一 他	高速実験炉「常陽」の使用済燃料貯蔵経験	東大弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」	"	飛田 公一 榎戸 裕二 鈴木 寿章 吉田 昌宏
Analytical Evaluation Method of Creep-Fatigue Crack Propagation for Surface Cracked Pipe.	SMiRT11	動 燃 KHI 東芝	渡士 克己 島川 貴司 高橋 浩之 他	A Proposal of a New In-Core Neutron Monitor using Nuclear Pumped Laser.	Nuclear Instruments and Methods in Physics Research	動 燃 東 大	中村 寿 空本 賢喜 中沢 正治 他
Creep-Fatigue Crack Behavior in Surface Cracked Pipe.	SMiRT11	動 燃 東芝 川 重	渡士 克己 高橋 浩之 毛利 篤介 他	New Neutron Detection Methods using Laser Technique.	Nuclear Instruments and Methods in Physics Research	動 燃 東 大	中村 寿 空本 賢喜 持木 幸一 中沢 正治
Crack Growth Behavior of a Circumferentially Slotted Cylinder under Cyclic Cold Transient	SMiRT11	動 燃 エイ・ティ・エス	渡士 克己 堀切 守人 古橋 一郎 他	Alarm based Operational Guidance System.	The World Congress on Expert Systems	動 燃 東 芝	照沼 誠一 山本 博樹 吉田 恵子 金子 知子
Analytical Evaluation Method of Creep-Fatigue Crack Propagation in	SMiRT11	動 營 MIH 東 芝	渡士 克己 竹中 誠 宇野 哲 他	日本原子力学会「熱流動数值解析高度化特別専門委員会」単相流ワーキンググループ・平成2年度報告書 4.3 サーマルストライピング	日本原子力学会「熱流動数值解析高度化特別専門委員会」単相流ワーキンググループ・平成2年度報告書	動 營	村松 寿晴
Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code CANISP.	SMiRT11	動 營 エイ・ティ・エス	渡士 克己 古橋 一郎	高速増殖炉工学基礎講座 13. 核燃料サイクル工学	原子力工業 Vol.38, No.3, p49~57	同 上	森 久起
影響関数法の過渡熱応力を受ける表面亀裂付き円筒への応用	P-SC162 構造要素の応力、変形および破壊解析分科会	動 營	渡士 克己	高温ナトリウム環境下におけるオーステナイト系ステンレス鋼のクリープ特性	日本材料学会、高温強度部門委員会講演会	"	吉田 英一 和田 雄作
高速実験炉「常陽」使用済燃料貯蔵施設内装機器基本設計の概要	FAPIG 第127号, p48~51	動 營 富士電機	飛田 公一 井上 隆 藤沢 盛夫 山田 裕之	SIMMER-IIIコードと高速炉の空間依存動特性	第7回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会	"	近藤 悟 石川 真
高速炉システム国際会議(FR'91)	原子力学会研究誌「核燃料」	動 營	桂川 正己	Current Understandings of Accident Sequences and Key Phenomena in LMFBR Core Disruptive Accidents.	東工大・原子炉工学研究所「高速増殖炉のCDAに関するシンポジウム」	動 營 阪 大 原 電	近藤 悟 古谷 章 斎藤 正樹 小竹 庄司
EBR-IIにおける高速炉燃料の運転信頼性試験	日本原子力学会「極限燃料技術」専門委員会	同 上	鹿倉 栄	高速炉照射後試験燃料輸送容器モデル落下試験	第10回放射性物質輸送貯蔵国際シンポジウム	動 營	宇留鷹真一 岩永 繁 森谷 一雄 宇佐美正行
高速増殖炉における極限環境材料開発	核融合炉における極限環境工学課題	"	柴原 格	高速炉照射後試験燃料輸送容器モデル火災試験	第10回放射性物質輸送貯蔵国際シンポジウム	同 上	宇留鷹真一 岩永 繁 森谷 一雄 宇佐美正行
放射線遮蔽用複合材料	原子力工業 Vol.38, No.2, p60~64	"	井上 賢紀 野村 茂雄 鹿倉 栄				
高速増殖炉燃料のふるまいコード"CEDAR"	原研東海燃料関連所内研究会	"	水野 朋保				
電子線・ヘリウムイオン同時照射したNiのポイド形成	日本金属学会北海道支部講演会	動 營 北 大	柴原 格 小野瀬庄二 片山 義紀 高橋平七郎				

件 名	発表機関	発 表 者		件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名			所 属	氏 名
高速炉照射後試験燃料輸送容器モデル遮蔽試験	第10回放射性物質輸送貯蔵国際シンポジウム	動 燃 運輸省	宇留鷲真一 岩永 繁 植木敏太郎 他	抽出技術の高度化とアクチノイドの分離	日本原子力学会誌 Vol.34, No.7, p624~629	動 燃	小沢 正基
γ相析出強化型高速炉用オーステナイト合金の設計	日本金属学会 1992年秋期大会	動 燃 豊橋技科大	原田 誠 鶴銅 重治 服部 貴史 他	Partitioning of Actinides Elements in High Level Liquid Waste with CMPO-TBP Extractant.	ACS National Meeting	同 上	小沢 正基 河田東海夫 根本 慎一 他
溶融ナトリウムに浸漬したセラミックスの微細構造	日本金属学会 1992年秋期大会	動 燃 名 大	加納 茂機 吉田 英一 大塚 隆志 坂 公恭	EMULSIONS STABILIZED BY PRECIPITATES OF ZIRCONIUM AND TRIBUTYL PHOSPHATE DEGRADATION PRODUCTS.	NUCLEAR TECHNOLOGY Vol.98, p188~195	動 燃 住友金属鉱山㈱	宮地 茂彦 安 正三 菅井 弘宗 山崎 健三
記号処理による係数行列の行列式の評価に基づく定性推論の機能補完	1992年度人工知能学会全国大会	動 燃 阪 大	吉川 信治 遠藤 昭 来村 徳信 他	CRUD FORMATION BY PALLADIUM PARTICLES AS INSOLUBLE RESIDUES.	NUCLEAR TECHNOLOGY Vol.98, p178~187	動 燃 住友金属鉱山㈱	宮地 茂彦 安 正三 菅井 弘宗 山崎 健三
「ふげん」における圧力管検査	「原子力工業」誌 H4年8月号	動 燃	林 卓	Degradation of Tributyl-phosphate in Plutonium Nitrate Solution	Journal of Nuclear Science and Technology Vol.29, No.8, p762~767	動 燃	久野 勉輔 難 哲郎 舛井 仁一
圧力管検査装置の開発と「ふげん」使用実績	超音波センサーによる静止構造物の面積検出に関する研究会報告書	動 燃 日本クレー マー㈱	成尾 一輝 中村 孝久 高橋 弘幸 他	新型炉燃料サイクルについて	高度化原子燃料サイクル技術研究専門委員会	同 上	小泉 益通
Research and Development of Advanced Thermal Reactor (ATR) 1. ATR Plant System Studies. 2. Research and Development of ATR Reactor Physics.	トルコ原子力研究所(TAEK)における説明会	動 燃	八谷 雄喜	動燃における高温化学関連の研究について	日本原子力学会「応用高温化学」研究専門委員会	"	小泉 益通
Study of Thermal Hydraulics Relevant to Natural Circulation in ATR.	Fifth International Topical Meeting on Reactor Thermal Hydraulics	動 燃	望月 弘保 石井 裕治	The Shaft Excavation Effects Experiment on Hydrology in the Tono Research Field.	29th International Geological Congress	"	古屋 和夫 柳澤 孝一 今井 久 尾方 伸久
ATR(新型転換炉)開発技術	電気新聞「技術シリーズ」	電源開発㈱ ㈱日立製作所	池田 博 小松 康之 川崎 剛秀	Natural Analogue Study of Tono Uranium Deposit in Japan-An illustration of Geochemical behavior of Uranium Series Nuclides in Geological Formation.	同 上	"	湯佐 泰久
Uranium mineralization of the Kanyemba-1 deposit, Zimbabwe.	29th International Geological Congress	動 燃	小室 光世 福島 龍郎 飯田 義正 他	Preliminary results of study on excavation responses in sedimentary rock in Japan.	"	"	杉原 弘造 吉岡 尚也 松井 裕哉 佐藤 稔紀
Alteration and ore-forming processes of unconformity-related uranium deposit.	同 上	同 上	飯田 義正	Natural phenomena relevant to the longterm change of geological environment.	"	"	清水 和彦 石丸 恒存
Application case studies of micro computer-based favorability evaluation system for uranium exploration.	"	"	小林 孝男 仙波 耕 山田 康夫 他	Influence of Micro Path Structure on Nuclides Migration in Sedimentary Rock.	"	"	吉田 英一
Forecasting Uranium Production Amounts.	ウラン協会第17回シンポジウム	"	則竹 和光	Present Status and next approach of geophysical investigation as site characterization technique for the geological disposal of radioactive waste.	"	"	坪田 浩二 長谷川 健 武田 精悦
核燃料サイクルの新しい展開に向けて 核種分離消滅処理の将来展望	東工大「原子炉談話会」	"	河田東海夫	Effective Porosity Measurement of a Sedimentary Formation by a Column Experiment.	"	"	杉原 弘造 井伊 博行
IMPROVEMENT OF SAMPLE PREPARATION FOR INPUT PLUTONIUM ACCOUNTABILITY MEASUREMENT BY ISOTOPE DILUTION GAMMA-RAY SPECTROMETRY.	INMM 33rd Annual Meeting * LANL	"	西田 恭輔 久野 勉輔 佐藤 宗一 他	デコミッショニング技術の現状と課題 3. 除染技術	日本原子力学会誌 Vol.33, No.5, p410~446	"	塙月 正雄
TRUEX 法研究開発の現状と課題	5f電子元素の単離と利用に関する研究会	"	河田東海夫 小沢 正基 根本 慎一	核燃料施設の機器震災に関する研究 (その7. 変位抑制装置を有する場合の振動台試験解析結果)	日本建築学会 1992年度大会	動 燃 ㈱奥村組	佐藤 寿人 川又 博 有井 秀典 他

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
地層中における核種の収着現象 沈殿・イオン交換・表面錯体反応	日本イオン交換学会セミナー	動 燃	油井 三和
動燃式JFT水理試験装置の概要と試験例(ポスター発表)	第8回放射性廃棄物夏期セミナー	同 上	梅田 浩二 柳澤 孝一
CHARACTERISTICS OF ARGILLACEOUS ROCKS	OECD NEA SEDE W/G	"	吉田 英一
原位置におけるコロイドの試験研究—アリゲーター バーアナログプロジェクト(ARAP)を例にして—	弥生研究会「放射性廃棄物処理・処分の基礎科学(2)フミンおよびコロイドの挙動」報告書	"	瀬尾 俊弘
Demonstration of a New Volume Reduction Technique for a Wide Variety of Wastes "Multi-Purpose Incinerating Melter System".	Waste Management '92	動 燃 千代田加工	宮崎 仁 谷本 健一 宮尾 英彦 和久井 均
Development of Ultra-High Power Linear Accelerator.	茨城エソンヌ科学交流シンポジウム	動 燃	姫野 嘉昭 Y. L. Wang 尾下 博教 遠山 伸一
Characterization of Rock Fractures in Crystalline Rocks by Borehole Television (BTv).	29th International Geological Congress	同 上	柳澤 孝一 田中 和広
An Application of Geotomography to Sedimentary Rock with a Fault.	同 上	"	杉原 弘造 吉岡 尚也 川上 純 飯星 茂
Natural analogue study of volcanic glass-Alteration rate and the environmental conditions of volcanic glass included in argillaceous rock during several million years.	29th International Geological Congress	動 燃 動燃中部 (株)ダイヤコンサルタント	亀井 玄人 湯佐 泰久 桜本 勇治 二口 克人
ペントナイトと水の化学的相互作用に関する実験的研究	第35回 粘土科学討論会	動 燃	佐々木康雄 柴田 雅博 油井 三和 他
Glass Melter and Process Development for PNC Tokai Vitrification Facility.	Waste Management Vol.12, No.1, p7~16	同 上	吉田 正弘 虎田眞一郎 五十嵐 寛他
Effect of Temperature on the Entrainment of Ruthenium, Technetium and Selenium in Continuous Calcination of Simulated High-Level Liquid Waste.	Journal of Nuclear Science and Technology Vol.29, No.6, p576~581	"	五十嵐 寛 加藤 功 高橋 武士
Effect of Dry Density on Diffusion of some Radionuclides in Compacted Sodium Bentonite....	Journal of Nuclear Science and Technology Vol.29, No.9, p873~882	"	佐藤 治夫 芦田 敬 小原 幸利 他
性能評価研究施設	日本原子力学会誌 Vol.34, No.9, p864	"	原 啓二
高レベル放射性廃液のガラス固化体への処理技術	エネルギー・資源 Vol.13, No.1, p66~73	"	坪谷 隆夫 虎田眞一郎

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
小降雨時の場所的降雨分布の測定と落ち葉層の流出に与える影響に関する実験—東濃鉱山周辺を対象とした解析場の設定と降雨分布特性の考察—	土木学会 第47回年次学術講演会	動 燃 埼玉大学	若松 尚則 渡辺 邦夫 筒井 義人 今井 賢
落ち葉層構造とその蒸発に与える影響	同 上	動 燃 埼玉大学 清水建設	若松 尚則 今井 賢 渡辺 邦夫 原田 裕子
山地表層の地下水解析における落葉層構造と平均蒸散量の考慮	土木学会 第47回年次学術講演会	動 燃 埼玉大学 清水建設	若松 尚則 渡辺 邦夫 原田 裕子
Establishment of Radon Test Chamber.	Health Physics	動 燃	古田 定昭 松尾 光郎
Measurements of Environmental Radon Around Ningyo Togo Works.	同 上	同 上	伊藤 公雄 松尾 光郎
ICRP1990勧告を読んで	日本保健物理学会誌 Vol.26, No.3, p261	"	中島 裕治
放射化分析による水酸化ナトリウム中テルルの定量	第29回理工学における同位元素研究発表会	動 燃 (財)放照協 原子力技術 院	宮原 信哉 坂東 昭次 大友 潤一 加藤 一憲
放射能調査の歴史と展望—食品と放射能—(陸の食品)	日本分析センターアンダーリポート No.20, p11	動 燃	倉林 美穂
中性子個人被爆管理の現状	日本保健物理学會誌 1991, Vol.26, p367~382	動 燃 東北大	小泉 勝三 中村 尚司
気泡検出器—開発の歴史、原理、特性とその応用	日本保健物理学會誌 Vol.27, No.2, p157~166	動 燃	小泉 勝三
防護装備・養生ガイドシステムの開発	日本保健物理学會誌 第27回研究発表会	同 上	鹿志村芳範 干場 英明 人見 順一
Numerical Computation of Shock Wave Behavior around a scoop by the MacCormack-TVD Scheme.	Third International Workshop on Separation Phenomena in Liquid and Gases.	"	青木 英二
Current Status of PNC's MIs Program.	同 上	"	須藤 收 長谷川 信 島崎 善弘 他
Development of Fresh Fuel Packaging for FBR Prototype Reactor "MONJU"	The 10th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials	"	大内祐一朗 倉上 順一 前田 勝雄
Development of Fresh Fuel Packaging for ATR Demonstration Reactor.	同 上	"	栗田 一郎 倉上 順一
Evaluation of Iodine Pressure in Oxide Fuel Pins under Irradiation	Journal of Nuclear Science and Technology Vol.29, No.1, p1~10	動 燃 東 大	小無 健司 山脇 道夫

件 名	発表機関	発 表 者		発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名		所 属	氏 名
Isotope Effect in Molecular Rotation of Hydrogen Chloride in Condensed Phase.	Journal of Nuclear Science and Technology Vol.29, No.8, p768~778	動 燃	矢戸 弓雄	PFMとしてのセラミック材料	核融合炉材料フォーラム4	動 燃 丸山 忠司
Failure behavior of plutonium-uranium mixed oxide fuel under reactivity-initiated accident condition.	Journal of Nuclear Materials Vol.188, p154~161	同 上	安部 智之 中江 延男 古田士和雄 他	放射性遮蔽用複合材料の開発	ISOTOPE NEWS No.449, p2~5	同 上 井上 賢紀 鶴飼 重治
Simplified model for the analysis on the duct wall deflection due to in-reactor creep in LMFBR fuel assemblies.	Journal of Nuclear Materials Vol.188, p319~322	"	森田 成一 中江 延男 松本 光雄	傾斜構造体の三次元熱応力モデルに関する研究	第4回傾斜機能材料シンポジウム	" 原田 誠 鶴飼 重治 鹿倉 茂雄 野村 茂雄
Development of the thermal behavior analysis code DIRAD and the fuel design procedure for LMFBR.	Journal of Nuclear Materials Vol.188, p331~336	"	中江 延男 田中 健哉 中島 弘 松本 光雄	傾斜機能材料構造体の熱応力モデル及び解析手法に関する研究	傾斜機能材料研究会平成3年度第2回材料設計分科会	" 原田 誠 鶴飼 重治 鹿倉 茂雄
大電流CW電子線形加速器のコントロールシステムの予備設計	第17回リニアック技術研究会	"	遠山 伸一 武井 早憲	原子力用材料データフリー ウェイについて 原子力用新材料分散型データベース	日本学術振興会 第122委員会平成2年度第5回委員会	動 燃 野村 茂雄 金材研 上野 文義 藤田 充苗
Study of Characteristics of Traveling Wave Resonant Ring for High Power CW Electron Linear Accelerator.	同 上	動 燃 高エネルギー 一研	王 元林 佐藤 勇	Study on soft-Landing mechanism in base isolation device.	第10回 国際地震工学学会 大平 満 中村 角田 智彦 寺村 彰	動 燃 僧大林組
大強度CW電子線形加速器用電子銃の開発	"	動 燃 日 大	野村 昌弘 遠山 伸一 早川 健 田中 俊成	人体形状ファントムモデルを用いた線量当量計算への適用	第2回 「EGS4研究会」	動 燃 野尻 一郎 百瀬 琢磨 牧野 明寛
Research on Creation of New Materials for Innovative Improvement of FBR Performance. (Ⅱ) Development of Functionally Gradient Materials.	Material Chemistry '92	動 燃	原田 誠 鶴飼 重治 野村 茂雄 鹿倉 茂	超高温処理法による核種分離	5f電子元素の単離と利用に関する研究会	同 上 横江 水明
原子炉用黒鉛の強度に及ぼす雰囲気の効果	ガラス冷却用黒鉛の開発に関するLAEA専門家会議	同 上	丸山 忠司	カーボンクラスターの利用と展望	同 上	" 船坂 英之 和田 幸男 高橋 武士 岸本洋一郎
ニッケルの欠陥形成に及ぼす電子線ヘリウムイオン同時照射の効果	日本金属学会講演概要1991年秋季大会	動 燃 北 大	柴原 格 大貫 惣明	DLC膜の光破壊強度の測定	第53回 応用物理学学会 学術講演会	" 北谷 文人
				CO ₂ レーザによる炭素同位体分離基礎試験 (I)解離に及ぼす線形吸収の影響	同 上	" 鈴木 政治 北谷 文人
				C ₆₀ およびC ₇₀ のエピタキシャル成長	"	動 燃 東 大 船坂 英之 岸本洋一郎 桜井 正敏

■特許・実用新案

平成4年7月より9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	1675058	4. 6. 26	核燃料酸化物ベレットの酸化破碎方法	
特許	1675097	4. 6. 26	回転型圧縮機	
特許	1665215	4. 5. 19	液体金属浄化装置	
特許	1639207	4. 2. 18	配管用ペローズ継手	川崎重工業(株)と共有
特許	1648161	4. 3. 13	グローブボックス分離蓋	三井造船(株)、(株)東芝と共有
特許	1648162	4. 3. 13	グローブボックスの増設用盲板装置	三井造船(株)、(株)東芝と共有
特許	1664891	4. 5. 19	ロータリバルブ	(株)大洋バルブ製作所と共有
実用新案	1922445	4. 8. 7	遠隔操作式測深装置	
実用新案	1922480	4. 8. 7	可燃性流体の燃焼抑制槽構造	
実用新案	1925299	4. 8. 26	温度ロック機構組み込み弁	
実用新案	1894436	4. 3. 24	配管内の洗浄用ノズル	(株)神戸製鋼所と共有
実用新案	1888301	4. 2. 25	ソフトシート弁	イーグル工業(株)と共有
実用新案	1911027	4. 6. 11	マニプレーター	(株)明電舎と共有
実用新案	1923706	4. 8. 7	原子炉格納容器の配管貫通部構造	石川島播磨重工業(株)、(株)東芝と共有
実用新案	1923688	4. 8. 7	原子炉格納容器の配管貫通部構造	石川島播磨重工業(株)、(株)東芝と共有
実用新案	1911484	4. 6. 11	高温流体輸送用二重管	石川島播磨重工業(株)、(株)東芝と共有
ドイツ	3740591	1992. 3. 5	Verfahren zum Auslegen einer Brennstoffanordnung	
アメリカ	5100608	1992. 3. 31	In-core Nuclear Instrumentation for Fast Breeder Reactors	
カナダ	1299862	1992. 5. 5	Method of Measuring Inner Diameter and Configuration of Tude	
アメリカ	5110562	1992. 5. 5	Laser Isotope Separation Apparatus	
アメリカ	5113078	1992. 5. 12	Radiation Shielding Structure	
アメリカ	5110507	1992. 5. 5	Method of Separating and Purifying Spent Solvent Generated in Nuclear Fuel Cycle	
アメリカ	5114663	1992. 5. 19	Electromagnet for Nuclear Reactor Shutdown System	
アメリカ	5112581	1992. 5. 12	Method of Separating Uranium and Plutonium from Mixed Solution Containing Uranium and Plutonium	
イギリス	OBG0218139	1991. 7. 10	Manipulator Shoulder Mechanism	(株)明電舎と共有
フランス	0FR0218139	1991. 7. 10	Manipulator Shoulder Mechanism	(株)明電舎と共有
ドイツ	P 368017120	1991. 7. 10	Manipulator Shoulder Mechanism	(株)明電舎と共有
イギリス	2214287	1992. 1. 2	Dual-Tube Heat Pipe Type Heat Exchanger	藤倉電線(株)と共有

■特許・実用新案紹介

高放射性廃棄物ガラス固化用電気溶融炉

(特許第1584570号)

1. 本発明の背景

原子力開発利用に伴って発生する放射性廃棄物の処理処分を適切に行なうことは、核燃料サイクルを確立する上で重要な課題である。

なかでも、原子力発電所で使用された燃料、いわゆる使用済燃料の再処理過程で分離される高レベル放射性廃棄物（廃液）を、取扱や貯蔵処分に適したより安定な状態とするため、ガラスと混合して高い温度で溶融し、キャニスターと呼ばれるステンレス製の容器に流し入れ、放冷して固め、ガラス固化体とする処理法の研究開発が進められている。

本発明は、使用済燃料の再処理過程で分離される高レベル放射性廃棄物を、ガラス固化処理するための電気溶融炉の構造に関するもので、高レベル放射性廃棄物に含まれる白金族元素の炉底堆積による溶融能力低下を改善する手法として創作されたものである。

2. 本発明の内容

ガラスは、低温では電気の絶縁体であるが、温度が上がり溶融状態になると電気を通すようになる。この性質を利用して電極間に電圧をかけ、ガラスに電流を流してガラス自体を発熱させる（直接通電ガラス溶融法という）。この直接通電電力を徐々に増加し、電気溶融炉の溶融槽に供給したすべてのガラスカレット（溶融用ガラスクず）を溶融状態にした後、高レベル放射性廃棄物（廃液）とガラス原料を供給し混合溶融するものである。

本発明によれば、高レベル放射性廃棄物中に含まれるRu, Pd, Rh等の白金族元素は、ガラスに難溶性で比重が大きいので溶融槽の炉底に沈降する。

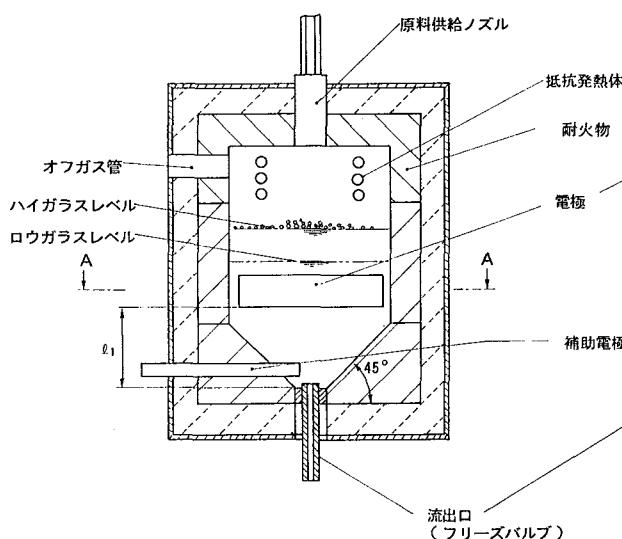


図1 電気溶融炉の縦断側面図

溶融槽の炉底が水平の場合、炉底に白金族元素が堆積しやすく、これらは電気の良導体であるため電極間に流す電流が炉底に集中し炉底の温度が上昇し、逆に溶融槽表面のガラス温度が下がりガラス原料溶融能力が低下する。また、溶融混合ガラスを炉底よりキャニスターに流下しても流动せず、ますます炉底に堆積し、ついには溶融が継続できなくなる。

本発明は、これらの課題を解決するため、溶融槽の電極位置および炉底構造が溶融に最適な状態になるよう、基礎的な試験ならびに小規模溶融試験設備を製作し、そこで試験の結果、最適値モデルを作成した。

3. 特徴と効果

本発明の特徴と効果は、図1、図2に示したように、1つめは、炉底に設けたガラス流出口の周囲の炉床が、流出口に向かい水平面に対して30~60度の勾配を設けたことにより、炉床に堆積する白金族元素を通常のガラス流下で抜き出すことができ、溶融性能の維持が可能となったことである。2つめは、一対の電極の下端と炉底との距離が、電極間距離の1/2以上にすることにより、電極間電流が選択的に炉底に集中することのないような構造とし、良導電性の白金族元素が炉底に存在しても溶融が継続できることである。

動燃事業団では、本発明を基にしたほぼ同等スケールの溶融炉を製作し、試験運転により性能・信頼性について確認を行い、高放射性廃棄物ガラス固化用電気炉の実用化が可能となった。さらにこの発明は「ガラス固化技術開発施設」（平成4年4月完成）のガラス溶融炉の構造に採用されている。

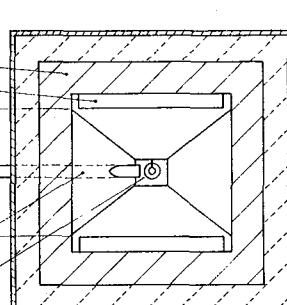


図2 図1のA-A線での横断平面図

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

動燃技報 1992.12 No.84
平成4年12月発行

©1992 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) 〒107
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)

Development of the Decommissioning Techniques for Nuclear Fuel Cycle Facilities

Ken-ichi Tanimoto Toshikatsu Sugaya Mitsuo Hara

Yutaka Kikuchi Hiroo Tobita Yuji Enokido

PNC Technical Review No. 84 p.21—34 (1992)

Being developed the basement techniques such as measurement, decontamination, dismantling, remote handling and data base.

For the elevating and systematizing the basement techniques, thinking over the application, forward to the facility decommissionings in the future, including the technique of waste treatment in WDF and the achievement using the dismantling and recycling technique in renewaling the research facilities.

Key Words: Decommissioning, Monitoring, Radiation Image Display, Decontamination, Ice Blasting, Electro-Polishing, Dismantling, Plasma Cutting, Laser Cutting, Remote Handling, Robot

Measured Result of ATR Fuel Power Distribution by γ -Scanning Apparatus

Yoshitake Shiratori Kenji Nagamatsu Shinji Ozaki

Takashi Hayashi

PNC Technical Review No. 84 p.45—49 (1992)

On-site γ -scanning apparatus was originally developed for the measurement of ATR cluster type fuels. Twenty one fuels are already measured, 7 fuels for burnup distribution and 14 fuels for power distribution.

Flat Power distribution is measured as the calculation shows, and there is no big difference of power distribution between MOX fuel and uranium fuel. Local Peaking Factor (LPF) of measured values have good coincidence with calculated ones. These measured data are used for the evaluation of core analysis codes of Fugen.

Key Words: γ -Scanning, γ -Scanning Apparatus, ATR, ATR Cluster Type Fuel, MOX Fuel, Burnup Measurement, Power Measurement, Burnup Distribution, Power Distribution, Fuel Assembly

Construction of Tokai-Vitrification Facility

Masayuki Motohashi Ryuji Shindo Kouichi Shinzawa

Mitsuru Uryu Toichi Sannomiya Osamu Hashimoto

PNC Technical Review No. 84 p.35—40 (1992)

The Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC) has carried out the research and development of the high-level liquid waste vitrification technology since 1975 in accordance with the Japanese policy for the treatment and disposal of high-level liquid waste (HLLW).

The construction of the Tokai Vitrification Facility (TVF), based on the results of R&D, was started in June 1988, and was completed April 1992.

The purpose of the TVF is to immobilize HLLW stored in the Tokai Reprocessing Plant (TRP) into the stable glass form, and is to demonstrate the HLLW vitrification technology on an industrial scale and the remote control operability of equipment and the maintenance technology.

In this present paper, outline and feature of the TVF and the construction are described.

Key Words: High-level Liquid Waste, Vitrification-Facility, Liquid-fed Joule-heated Ceramic Melter, Remote Technology, Vitrification Process, Low Flow Ventilation System, Rack System, Manipulator, Integrate Cell

Development of Isotope Dilution Gamma-Ray Spectrometry for Determining the Pu Concentration and Isotopic Composition in the Spent Fuel Dissolver Solution

Souichi Sato Osamu Kitagawa Kyosuke Nishida

Yusuke Kuno Jinichi Masui T.K. Li

PNC Technical Review No. 84 p.50—53 (1992)

We are studying the determination of plutonium concentration and isotopic distribution of spent fuel dissolver solutions by employing high-resolution gamma-ray spectrometry. The study involves gamma-ray plutonium isotopic analysis for both dissolver and spiked dissolver solution samples, after plutonium is eluted an ion-exchange column and adsorbed in a ion-exchange filter. The spike is well characterized, dry plutonium containing ~98% of ^{239}Pu . By using measured isotopic information, the concentration of elemental plutonium in the dissolver solution can be determined. Both the plutonium concentration and the isotopic composition of the dissolver solution obtained from this study agree well with values obtained by conventional isotope dilution mass spectrometry.

Key Words: Isotope Dilution Method, Gamma-Ray Measurement, Plutonium Concentration, Plutonium Isotopic Distribution, Dissolver Solution

Development of Probabilistic Structural Reliability Assessment Method and Application of the Method to Double-Wall Tube Steam Generator

Takashi Wakai Hideo Machida Katsumi Watashi

Naoyuki Kisohara Mamoru Koi

PNC Technical Review No. 84 p.41—44 (1992)

This paper presents the progressive status of development of probabilistic structural reliability assessment method. The method consisted of statistical failure rate assessment method based on corrected failure data of sodium heated steam generators and probabilistic structural integrity assessment method based on probabilistic analysis of failure process for each of failure mode. Special application of the latter method to structural integrity assessment of double wall tube steam generator is also shown.

Key Words: Structural Integrity, Structural Reliability, Probabilistic Assessment, Statistic Assessment, Steam Generator Tube

Long Term Accuracy of Volume Measurement in the Plutonium Conversion Development Facility

— Evaluation of Accountability Tank Recalibration Data —

Takashi Hosoma Yukio Suzuki

PNC Technical Review No. 84 p.54—59 (1992)

Long term accuracy of digital quartz pressure transducer and accountability tank recalibration data are analyzed based on 8 years' field operations in the Plutonium Conversion Development Facility in the PNC Tokai Works. As a result, error propagation of the volume measurement system and long term change of calibration curve are evaluated. Systematic error of the transducer is about 0.5Pa and random error is about 1Pa. Repeatability of tank recalibration is less than 0.1% that is nearly equal to the systematic measurement error, and random error is negligible. A slight change of tank calibration curve (0.1% for 8 year's operation) is observed. From the result of error propagation, total systematic error of volume measurement system including tank calibration is estimated 0.12%. About 81% of the error are caused by initial calibration. Especially, density pressure measurement error and temperature control error are dominant.

Key Words: Plutonium Nitrate, Volume, Level, Density, Manometer, Digi-quartz, Tank Calibration, Dip-tube, Accountability Tank, Plutonium Conversion Development Facility, PCDF

Data Base System for Research and Development of High-Level Waste Conditioning

Toshio Masaki Hiroshi Igarashi Tomoko Miyauchi

Jin Ohuchi

PNC Technical Review No. 84 p.60—64 (1992)

Results of research and development for High-Level Waste Conditioning are accumulated as large number of documents. Data Base System for Research and Development of High-Level Waste Conditioning has been developed since 1987 to search for necessary informations correctly and rapidly with the intention of offering and transferring the results to organization inside and outside of PNC.

This data base system has contributed that technical informations has been correctly and rapidly searched. Designing of devices etc. and making of reports have become easy and work has been efficiently and rationally accomplished.

Key Words: Data Base, Waste Management, High-Level Waste Conditioning, Vitrification, Host Computer, Electronic Filing System, Optical Disk, Keywords

Case Study of Forecasting Uranium Supply and Demand

Kazumitsu Noritake

PNC Technical Review No. 84 p.65—68 (1992)

PNC collects and analyzes information about uranium market trend, world uranium supply and demand, and world uranium resources potential in order to establish the strategy of uranium exploration.

This paper outlines the results obtained to forecast uranium supply and demand.

Our forecast indicates that 8,500 tU, accounting for one-sixth of the demand in the year 2001, must be met by uranium produced by mines to be newly developed.

After 2019, demand cannot be met by the 123 mines currently in operation or expected to have gone into production by this year. The projected shortage must therefore be covered by uranium to be newly discovered.

To preclude this occurrence, uranium exploration will have to be steadily continued in order to ensure future new uranium resources, to alleviate anxiety about future supply, and to prevent sharp price hikes.

Key Words: Uranium, Resources, Production, Supply, Demand Forecasting, Inventory, Exploration, Analysis

動力炉・核燃料開発事業団

本 社	東京都港区赤坂1-9-13 三会堂ビル	〒107	TEL (03)3586-3311
人形峠事業所	岡山県苫田郡上齋原村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