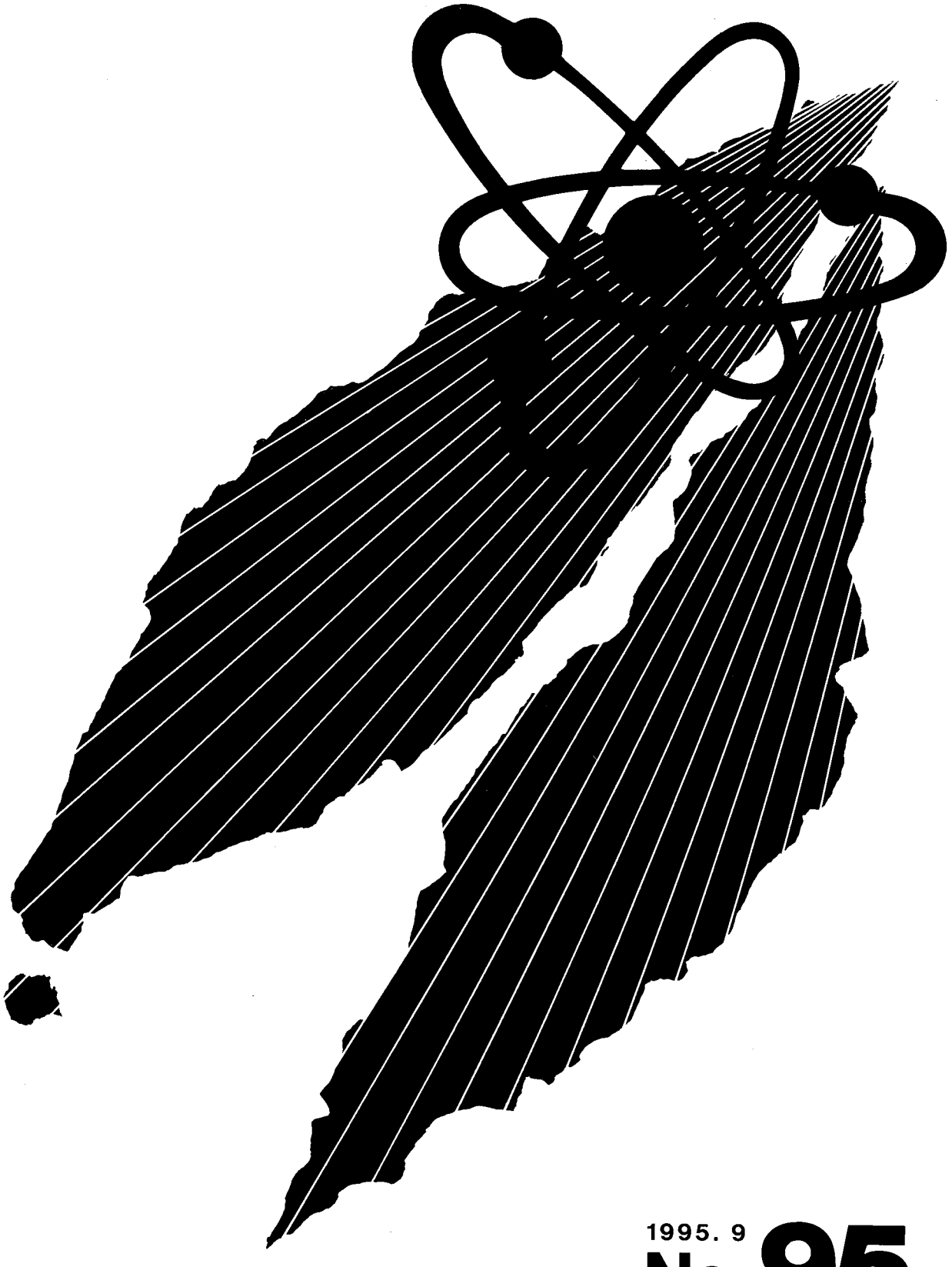
PNC TN1340 95-003 ISSN 0289-6605

動燃技報
PNC Technical Review



1995. 9
No. 95

動燃技報 No.95　　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 …… 7
再処理技術の開発 …… 8
ウラン資源・探鉱と技術開発 …… 9
廃棄物処理処分の開発 …… 11
ウラン濃縮技術の開発 …… 13
安全管理技術の開発 …… 14
核物質管理業務 …… 16

技術報告

FBR用MOX燃料の製造技術開発 …… 18
木村　雅彦　　舛井　仁一　　出原　重臣
出口　守一　　沢山　武夫

技術小論

保障措置封じ込め・監視用超音波封印の開発 …… 27
早川　剛　　細馬　隆　　B.C. d'Agraives
倉上　順一　　秋葉　光徳
カナダ・アサバスカ地域のウラン鉱山
－開発モデルと将来の生産体制－ …… 32
境　収
高速炉照射済燃料の溶解に関する研究 …… 43
根本　慎一　　柴田　淳広　　塩浦　隆夫
岡本　文敏　　田中　康正
酸化物分散強化型フェライト鋼被覆管の溶接技術
開発 …… 52
関　正之　　西山　元邦　　上村勝一郎
ニューラルネットワークを用いたモデル適応制御
手法の高速炉用蒸気発生器への応用 …… 59
ウゴリーニ、ダニエレ　　吉川　信治　　小澤　健二

国際協力

国際会議，海外派遣等 …… 63

活　動

外部発表・特許・実用新案 …… 64

概況

新型転換炉の開発

1. 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所は、年間運転計画にしたがい平成7年1月6日より第12回定期検査を実施していたが、所定の定期点検作業ならびに試験、検査を完了し、4月23日に原子炉を起動、4月25日より発電を再開して調整運転を行った後、5月18日に総合負荷検査を受け本格運転を再開した。今後、11月に予定している燃料交換のための計画停止まで運転を継続する。

なお、4月23日、蒸気タービンの昇速過程においてタービン制御系の速度検出器の不調により蒸気タービンが自動停止した。そのため速度検出器の感度調整を行った後、タービンを再起動した。この結果、定格出力到達は当初予定より約9時間遅延した。

今回の定期検査では、MOX燃料19体、ウラン燃料21体の計40体を取り出し、MOX燃料23体、ウラン燃料17体を装荷した。これにより、累積の燃料装荷体数は、MOX燃料602体、ウラン燃料527体となった。

また、今回取り出した燃料には、照射用ガドリニア燃料集合体1体が含まれている。これは、MOX燃料の高燃焼度化を目指して平成2年6月より照射試験を実施していたが、所定の燃焼度(約30,000MWd/t)に達したため取り出したものである。

平成7年度第1四半期の運転実績は、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 (%)
7年4月	15,781	141	19.6	13.3
7年5月	122,760	744	100.0	100.0
7年6月	118,007	720	100.0	99.3
合　計	256,548	1,605	73.5	71.2

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4つの実規模開発試験施設および原型炉「ふげん」を中心として展開している。

原型炉「ふげん」については、新型転換炉の機器・システムの性能・信頼性の向上と運転保守管理技術等の高度化、被ばくの低減化およびMOX燃料の照射健全性の確認と評価を重点に進めている。

ATR実証炉の設計・建設・運転に資することを目的とした新型転換炉技術確証試験は、電源開発㈱が通商産業省の委託を受けて実施している。動燃事業団は、電源開発㈱より平成7年度分の依頼を受け施行している。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・信頼性向上については、平成元年度より進めてきた燃料交換作業支援システムの開発を終了し、第12回定期検査時よりこの燃料交換作業支援システムを燃料交換制御装置に組み込み、燃料交換作業をオンラインで自動で実施した。この結果、作業の省力化が図られるとともに、安全性・信頼性の向上に貢献している。

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

MOX燃料高度化の一環として、引き続きガドリニア燃料集合体の照射を、炉心での健全性を確認・評価しつつ継続して実施している。

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

核計算手法高度化のため、格子計算コードWIMS－ATRと連続エネルギーモンテカルロ計算コードとで重水臨界実験装置(DCA)実験解析結果の比較検討を実施している。

DCAでは、ATR炉心の炉心核特性の詳細評価を目的とする基礎的な炉物理実験が実施されている。

2.4 伝熱流動研究

高燃焼度燃料（54本クラスタ）の伝熱流動試験として、スペーサ間隔の効果を明らかにするためのバーンアウト試験およびデータ整理を継続して実施している。また、FIDASコードで試験結果の解析を行い、54本クラスタ燃料のバーンアウト特性の解明を実施している。

2.5 安全性研究開発

ATRで溶融燃料挙動を解析するためのコード整備を行った。また、このコードと動燃事業団で開発してきたコードとのベンチマークテストを実施した。また、溶融燃料が圧力管内に放出された時の圧力管の熱影響を実験的に調べるための試験装置が完成した。

「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品に及ぼす影響を調べるため、材料健全性、構造健全性を確かめる炉外試験を継続して実施している。

2.6 部品・機器試作開発

高燃焼度54本クラスタ模擬燃料の耐久試験を行いトータル3200時間に達したので試験を停止して模擬燃料をテスト部より取り出し、トータル1400時間までの中間データを測定している。圧力管余寿命評価手法の開発については、現在まで得られている国産圧力管照射材データ、クリープデータおよび非照射材データのデータベース化のための入力作業をほぼ修了した。さらに、今まで入力したデータのチェックを行い、これらを処理するプログラムを検討している。また、水素化物を非破壊法で測定するための定量化方法開発試験を行った。

2.7 燃料・材料研究開発

(1) 構造材料

「ふげん」の第12回定期検査時に取り出した第4回圧力管材料監視試験片の照射後試験計画を立案中である。また、第2回および第3回監視試験の報告書を作成している。

(2) MOX（ATR用）燃料のR&D

実証炉のための燃料照射試験については、電発からの受託研究として「ふげん」で照射された36本燃料集合体の2体目の照射後試験を継続した。

ハルデン炉での日負荷追従試験は、照射燃料棒の照射後破壊試験を実施中である。また、ハルデン炉で実施する出力急昇試験については、「ふげん」でベース照射したもののうち、1体目の燃料について照射試験を実施した。

ハルデン炉で照射する$MOX-Gd_2O_3$燃料ペレットの製造を終了し、燃料要素加工を開始した。

（動力炉開発推進本部
核燃料サイクル技術開発部）

概況

高速増殖炉の開発

1. 高速実験炉常陽

プラント特性試験や炉物理試験等のための各種試験を平成7年5月10日にすべて終了し、第11回定期検査を開始した。

各種試験については、(その5) として4月25日～5月10日まで、自然通風伝熱試験、炉心反応度の等温係数および出力係数測定試験を実施した。定期検査のための主な点検作業としては、5月22日から格納容器内冷却用冷凍機分解点検、6月19日から電源設備点検を開始した。また、原子炉容器材料照射試験用サーベイランスリグ取り出し作業を6月5日から20日まで実施し、20日にサーベイランスリグを照射燃料集合試験施設(FMF)へ搬出した。

照射技術の高度化、炉心の高性能化を図るための高度化計画 (MK－III計画) に関しては、原子力安全委員会による2次審査に係わる対応、および高中性子束化に伴う冷却系改造や照射運転時間の増大を目指した燃料取扱設備の自動化機器等の設計対応を継続した。

2. 高速増殖原型炉もんじゅ

高速増殖原型炉もんじゅは、4月25日まで水・蒸気系起動バイパス系改良工事を行い、5月8日に原子炉を起動し、性能試験を再開した。

水・蒸気系起動バイパス系制御特性確認中の5月22日に原子炉が自動停止した。

原子炉自動停止の原因を究明し、再発防止策を施した後6月12日に原子炉を起動した。

(1) 工場製作状況

取替用の制御棒、炉心燃料集合体およびブランケット燃料集合体の製作を継続して実施した。

(2) 試運転状況

現在、水・蒸気系起動バイパス系制御特性確認を実施中である。

3. 高速増殖炉固有の技術開発

3.1 安全性の研究

集合体内の局所的な異常の拡大防止に関連して、ポーラス状閉塞の冷却限界を調べるための実験的・解析的研究を実施している。

安全解析コードの開発では、炉心損傷事象評価のためのコード群の改良・整備を進めている。起因過程解析コード(SAS4A)については、欧州との協力による日欧統合版を作成する等国際標準化を行っている。遷移過程評価コード (SIMMER－III) については、国際共同での検証計画の第一段階である要素モデルの検証をほぼ終了し、第二段階である総合検証に着手している。

炉心物質移行挙動試験については、高温融体と冷却材の相互作用試験を進めており、これまでの試験結果の統一的な評価を継続するとともに、次のステップの実験準備を進めている。仏国との共同研究として実施しているCABRI－FAST試験については、試験後解析を継続するとともに、平成8年度よりの次期共同試験計画の具体化を進めている。

受動安全性に関しては、受動的な炉停止システムや異常拡大防止システムについての検討を進めるとともに、集合体間の熱移行やインターラッパーフローの効果を含めた過渡的な炉心冷却特性の研究を進めている。

また、炉内安全性試験計画(SERAPH)については、再臨界排除、炉心局所異常の安定冷却性、高性能燃料の過渡時健全性を重点とした炉内安全性試験と、それに対応可能な試験施設概念の検討を継続している。

ソースターム評価手法の開発に関しては、実燃料からのFP放出挙動評価のため、ホット試験装置による予備試験を開始した。また、FPのNa中移行挙動を調べるための線爆技術の水中確認試験を終了し、Na中への適用性検討を行っている。

解析研究としては、炉内ソースタームの挙動解析コード(TRACER)のモデル改良、適用性検討等を行っている。

格納施設の安全性については、デブリ/Na/コンクリート相互作用に関する検討、水素燃焼に関する実験等を行うとともに、CONTAINコードの適用性向上のためのモデルの改良・追加・検証を行っている。冷却材の安全性については、Na燃焼の解析コードであるSOLFASコードの検証のための燃焼試験を実施しており、特に3次元的な効果に着目して試験および解析を進めている。また、蒸気発生器でのNa/水反応に関連して、伝熱管の高温ラプチャに関する実験（TRUST試験）を行い、その評価手法の開発を進めている。

確率論的安全評価(PSA)については、事象推移の動的解析プログラムの開発等の評価手法の整備を継続したほか、リビングPSA評価手法の高度化等を進めている。また、原型炉に対する炉停止時のPSA評価や大型炉を対象としたレベル1、2のPSA評価を継続している。さらに、信頼性データベースについては、「常陽」、「もんじゅ」等のデータをもとにデータベースの拡充・整備を進めている。

3.2 炉心・燃料の開発

大型炉心のための核特性評価手法の開発については、六角体系用3次元ノード法コードの改良を継続するとともに、モンテカルロ法コードの整備を進めている。遮蔽特性評価手法の高度化・合理化のため、大型炉遮蔽ベンチマーク実験(JASPER実験）の総合的・体系的評価を進めている。また、「常陽」や各種臨界実験のデータを用いて、核データの整備、炉定数の整備、燃焼特性や温度特性に係わる評価を行っている。

「常陽」での照射技術の高度化については、中性子束分布や燃焼による組成変化等の照射条件を明確にするために、炉心管理コードの改良方策の検討やモンテカルロコードの導入検討を行っている。

MA燃焼炉心については、炉心特性や燃焼の製造／取扱いに与える影響を少なくするようなMAの非均質装荷の検討や現実的な炉心サイズ、炉心形状での成立性の検討を行っている。また、MA核種、FP核種の核断面積データ、崩壊熱データなどのデータベースの整備・拡充を継続している。

燃料・材料研究開発における被覆管材料開発の中で、将来の長寿命燃料の有望鋼種である酸化物分散強化型フェライト鋼については、冷間加工・再結晶法を適用することにより、棒材を用いて強度異方性と延性を改善できる見通しが得られたことから、これらの方法を用いた被覆管の試作試験を実施した。また、CEAとのODSフェライト鋼開発に関する共同研究内容の検討を行っている。

改良オーステナイト鋼（14Cr25Ni）については、長時間側のクリープ破断データを継続して取得するとともに、改良材の合金成分の検討を開始した。高Ni合金については、炭窒化物析出強化型合金およびγ'析出強化型合金の試作評価試験を継続して進めた。

被覆管材料の照射試験については、C型特殊燃料集合体（PFC030）で照射した燃料被覆管、ラッパ管、および材料照射材について、透過電子顕微鏡観察による析出物やボイドの形態変化を調査し、被覆管のスエリングと照射誘起析出物の関係を評価した。また、スエリング解析コードを用い、PNC316鋼のスエリング挙動評価を継続して実施した。

「常陽」における溶融限界線出力評価試験(B5D－2）については、代表的な8本の試験ピンについての溶融限界位置の測定を終了し、引き続き残り16本の金相試験を開始した。「もんじゅ」燃料の高燃焼度照射について、ピン外径データの拡充を行うとともに、データ整理・評価を実施している。また、実証炉用太径中空燃料ピン照射、日米共同フェライト鋼被覆管燃料照射、原研共研炭・窒化物燃料ピン照射、超ウラン(TRU)核種のサンプル照射等を行うB型特殊燃料集合体および温度制御型材料照射装置(MARICO)は第29サイクルの照射を終了し、現在炉内にて待機中である。

国際協力による燃料の照射試験については、日米燃料材料共同開発プログラム中のFFTF照射試験にて照射した改良SUS316鋼被覆管燃料ピン(燃焼度147GWd/t、ペレットピーク)、改良オーステナイト鋼被覆管燃料集合体(燃焼度162GWd/t）等については、米国における照射後試験を継続するとともに、日本に一部の照射材料を輸送するための準備作業を開始した。

日米共同で実施しているEBR－II運転信頼性試験（運転時過渡試験(OTT)と破損燃料継続照射試験(RBCB)）は、平成7年末までにすべての実施可能な試験を終了する計画で、米国内での照射後試験を進めている。

日仏交換照射では、仏製改良オーステナイト鋼被覆管燃料は「常陽」で照射継続のため、炉内にて待機中である。一方、PhenixにおけるPNCの

改良SUS316鋼被覆管大型バンドル照射は、Phenixにて照射を継続した。

燃料集合体の開発に関しては、燃料集合体の湾曲挙動評価精度の向上のため、炉心湾曲挙動解析コード(BEACON)の検証を照射後試験データに基づき進めている。

制御棒の開発については、高燃焼度B_4Cペレットの照射物性データとして、He放出挙動やスエリング挙動を評価した。また、ナトリウムベント機構選定のための炉外評価試験およびシュラウド管とB_4Cペレットの両立性試験を実施した。

燃料ピン挙動解析コードCEDARの過渡時における解析精度向上のための改良を進め、過渡解析に必要な被覆管の短時間高応力下での応力歪関係式を導入し、EBR－II運転信頼性試験の過渡照射試験データによるコードの検証を継続している。

バンドル・ダクト相互作用解析コード(BAMBOO)の整備作業として、高燃焼度を模擬した厳しいBDI条件下の解析精度を向上するため被覆管の弾性変形による偏平化モデルを組み込む改良を実施中である。また、破損燃料挙動解析コードSAFFRONについては、改良した燃料ピン内酸素再分布計算モデルの検証を実施している。

燃料・材料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、データ取得後順次行っている。また、「もんじゅ」燃料を対象としたデータベースの検討を行っている。

「もんじゅ」等の大型燃料集合体の照射後試験施設については、1996年操業開始に向けて、建家内の電気設備、換気空調設備、内装設備の試運転を継続している。試験機については、メカトロニクス応用試験棟におけるモックアップ試験を終了し、ピン試験機および集合体試験機をセル内に搬入し、据付調整を完了した。また、X線CT検査装置については、セル内据付調整を完了し、加速器の試験運転を開始した。

燃料集合体の輸送技術開発については、「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器として、PIE－SA型輸送容器（２基）の取扱試験準備を開始した。

被覆管試験セルの整備については、セル内機器の解体、除染および試験機器の設置作業を完了し、機器の調整作業を実施した。

3．3　高温構造システムの研究

高温構造設計技術の開発については、構造強度評価法の基準化に向けて、構造不連続部の熱過渡試験を継続し疲労評価法の開発・整備を継続している。

また、材料強度の基準化としてSMATへのデータ登録を継続するとともに、水／蒸気、ナトリウム中等の環境効果評価の基準化のための検討を継続している。

信頼性評価技術の開発については、寿命、余寿命診断法開発に向けて、粒／粒界破損のメカニズムを微視的に観察するための電界放射型透過電子顕微鏡の設置準備を進めている。

荷重緩和技術の開発については、地震時における構造物要素の破損挙動を評価するために、既設振動台に加振器を付加した動的健全性試験装置の設計・製作の準備を行っている。また、日仏共同の炉心耐震試験(SYMPHONY)に関しては、研究内容の具体化に向けてCEA/Saclayとの打合せを行うとともに、日本の大型炉炉心体系に則した試験を行うために必要な試験体改造の検討を実施している。

構造解析技術の開発については、炉心彎曲機構の記述モデルの開発を行っている。

また、炉心耐震評価法については、動燃事業団の手法と実験データおよび他の参加機構の結果と比較し、最終的にまとめた炉心耐震評価法の評価結果を６月に開催されたIAEA/IWGFR国際共同研究の研究調整会議において報告した。

２次系削除システムの開発については、昨年度改造した1MWSG小型モデル試験装置を用いて、高流量下の伝熱流動試験を実施するとともに、２重伝熱管の各特性や安全評価手法等に関する検討・評価を継続している。また、破損検出システムについては、解析コードの汎用化のための検討を実施している。

伝熱・流動については、炉内過渡伝熱流動解析手法であるAQUA、FLUSHのカバーガス領域解析機能の高度化のための検討および自由液面体系流動解析コードSPLASHの乱流モデルの検討等を実施している。また、原子炉冷却系総合試験については試験体構造等の概念の詳細化を進めている。

監視・計測技術については、２重伝熱管の外面検査手法である漏洩磁束探傷法の検出性能向上のため、センサー改良の検討を行っている。

4．プラントシステム設計研究

安全性、信頼性、経済性に優れた高速増殖炉の実用化を見通すとともに、環境への負荷の低減、核不拡散性への配慮等を目的とした先進的核燃料

リサイクル技術の実証のため、大型炉設計研究とリサイクル試験炉の開発に関するプラントシステム設計研究を推進している。

大型炉設計研究については、130万KWe級の大型炉のプラント概念を構築し、その成立性を見通すとともに、新型燃料を用いたアクチニド・リサイクル技術との整合を図り、環境負荷の低減、核不拡散性など、将来の社会の多様なニーズに対応できる技術の可能性を追求する。そのため、プラントの基本的な概念の検討を進めている。

リサイクル試験炉の開発については、経済性に優れた再処理および燃料製造法に基づく燃料形態を採用し、先進的核燃料リサイクル技術を炉心規模で実証する。そのため、試験炉のプラント概念の検討を進めるとともに、燃料集合体形態、計装技術等、要素技術の検討を進めている。

5. 原型炉技術の総合評価と高度化技術開発

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

原型炉技術の総合評価では、設計裕度および増殖性能等について、総合機能試験段階、性能試験段階、本格運転段階と段階的に評価を進める計画であり、現在は、総合機能試験段階のデータに基づく評価を進めている。

また、高度化技術開発として、高線出力化、高燃焼度化、照射利用高度化等を目的とした炉心性能の向上検討を進めるとともに、プラント異常診断、運転、保守支援、信頼性評価等の運転・保守技術の高度化、ならびに、検査・補修技術、燃料交換技術、乾式キャスクによる燃料貯蔵検討等のプラントの高度化検討を進めている。

（動力炉開発推進本部
核燃料サイクル技術開発部）

概況

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

プルトニウム燃料第3開発室FBRラインでは、「もんじゅ」1次取替燃料製造を継続実施した。

また、並行して工程内滞留量を低減化するため、回収作業を継続実施した。

(2) ATR燃料の開発

プルトニウム燃料第2開発室ATRラインでは、「ふげん」の第24回取替燃料（20体）の製造を継続実施した。

(3) プルトニウム燃料の利用技術開発

1）プルサーマル照射試験

電力との共同研究として進めているドッドワード炉(BWR用)による照射を継続した。また、BR－2炉(PWR用)による出力急昇試験を継続した。

2）炭・窒化物燃料に関する研究

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

炭・窒化物燃料の基礎照射試験に関する原研との共同研究として「常陽」MK－II29サイクルにて照射を開始した照射燃料ピンは、現在炉内にて待機中である

(4) プルトニウム燃料加工施設

「ふげん」の取替燃料製造ラインの整備に向け、ペレット製造工程設備ならびに中央管理システムの製作設計を継続実施した。

2. プルトニウム混合転換技術開発

(1) プルトニウム転換技術開発

プルトニウム転換技術開発施設（転換能力：10 kgMOX／日）については、混合転換運転を継続実施した。

(2) 混合転換技術開発

マイクロ波加熱直接脱硝法の技術開発については、加熱制御の可能な脱硝容器の追加試験を実施した。また、これまでの技術開発成果を集大成化するための作業を開始した。

(3) 湿式回収技術開発

プルトニウム等の難溶解性物質の溶解法を確立するために、電解溶解法によるMOXペレットおよび粉末の未溶解物を対象とした溶解試験を継続した。

3. ウラン転換

(1) 回収ウラン転換技術開発

電力会社と共同で実施する回収ウラン転換実用化試験を、前期に引き続き実施している。

（核燃料サイクル技術開発部
核燃料施設計画部）

概況

再処理技術の開発

1. 再処理工場の現状

東海再処理工場は、処理運転（95－1キャンペーン）を平成7年1月30日より開始して6月18日に終了し、その間約61.0トンを処理した。その後、インターキャンペーンに入り、工程内機器の点検整備等を実施している。

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罐小型モックアップ試験設備において、約40,000時間を目標とした長期運転試験を実施している。

(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として、レーザー解体モックアップ試験装置、連続溶解槽モックアップ試験装置等を用いた工学試験を実施している。また、前処理工程施設設計の平成7年度設計方針の検討を実施した。

(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は、東海再処理工場への適用に向けた装置開発を進めるとともに、赤外線を用いた新検査システムの基礎試験を実施した。

(4) 遠隔技術開発

大型塔槽類の解体・撤去・据付技術開発については、信頼性・効率向上等のシステム改良の検討を実施した。また、除染に係わる検討を合わせて進めている。

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切断性能を確認するため、「もんじゅ」模擬燃料を用いた評価試験を継続して進めている。

2）主分離工程技術開発

遠心抽出器については、RETF用の試作機の性能確認試験を継続するとともに、試験データの解析評価を進めている。

(2) 材料技術開発

ホット腐食試験の一環として、RIを用いた各種金属材料の腐食試験の準備を進めている。

(3) 遠隔技術開発

遠隔継手開発については、耐食性試験を実施した。

(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を実施した。

4. 高レベル放射性物質研究施設（CPF）

「常陽」C型特殊燃料を用いた連続抽出試験（第20回）結果のデータ整理・解析を行うとともに、ピューレックスプロセスの高度化に係わるホット試験を継続して進めている。

5. リサイクル機器試験施設（RETF）建設

建築工事は、掘削工事を終了し、耐圧盤および地中梁配筋型枠工事を開始した。

電気・換気工事は、施工設計を継続するとともに、内装工事の製作設計を進めている。

許認可関連では、平成7年6月5日に設工認（内装その1）の認可を受けた。

（核燃料サイクル技術開発部
核燃料施設計画部）

概況

ウラン資源・探鉱と技術開発

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

1. 海外調査探鉱

米大陸、アジア・オセアニア、アフリカにおいて現在11の調査探鉱プロジェクトを実施している。

1.1 カナダ

サスカチュワン州・クリスティーレイク、ドーンレイク、ウォーリー、ウォーターファウンドリバーの各プロジェクトでは冬期調査結果の解析作業を行った。また、北西準州・プリンセスメリープロジェクトではエンド鉱化帯の鉱量計算を行った。

1.2 オーストラリア

西オーストラリア州・ルーダルプロジェクトでは、コノートン地区で地質構造解析を行った。

北部準州・アルンタプロジェクトでは、ヤンブラ鉱化帯において、トレンチ調査を実施し、産状解析を行った。同州アーネムランドウエストプロジェクトでは地化探調査を実施した。また、新たな鉱区認可のための先住民との交渉を行った。

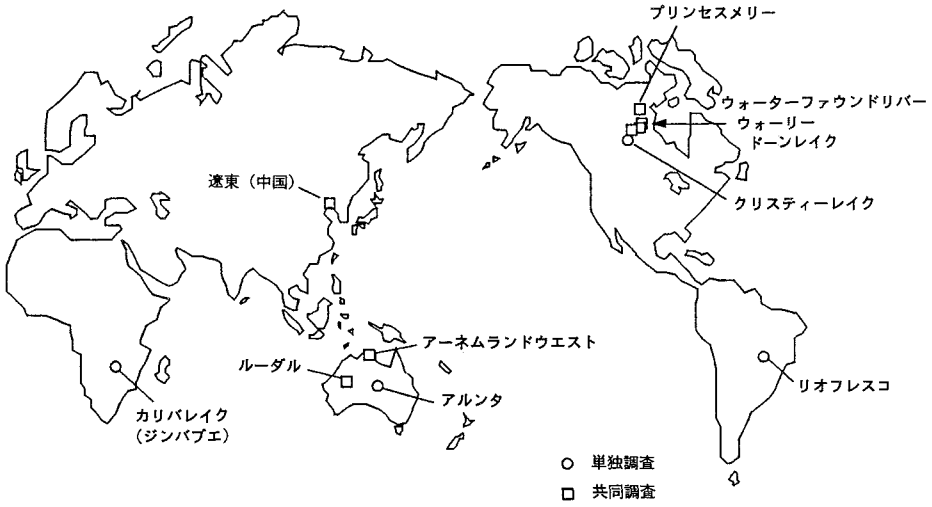
1.3 アフリカ

ジンバブエ共和国・カリバレイクプロジェクトではシジャリラ国立公園内での探査許可申請を行い、探査権認可後の作業内容の検討を行った。

1.4 中国

遼東において地質・放射能調査、トレンチ、試錐調査、地上物探、ランド調査、坑道調査等を行った。高家溝地区で実施した試錐で良好な放射能異常を確認した。

調査探鉱プロジェクト



1.5 ブラジル

リオフレスコプロジェクトでは、探査開始に向けてブラジル政府関係機関と交渉を行った。

1.6 海外法人等

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等を実施するため、カナダおよびオーストラリアに現地法人、フランスおよび中国に海外事務所を設け海外調査探鉱を支援している。

1.7 資源情報調査

① ウラン鉱業動向調査

国内外より収集したウラン資源・ウラン産業に関する情報を解析し、「海外ウラン鉱業情報抄録」「動燃資源情報」として取りまとめ関係各所に提供した。また、「ウラン需給予測」の解析を行うとともにウラン協会、IAEA/NEA等の会議に参加し、情報収集を行った。

② ウラン資源ポテンシャル調査

世界のウラン資源賦存のポテンシャルを把握するため、ウラン鉱床・鉱徴データの取りまとめおよびポテンシャルマップ作成のためのシステム(GIASURA)の整備を行った。

③ マルチメディア資源データベース開発

ウラン需給解析、ポテンシャル解析等を効率的に行うため、ウラン資源・ウラン産業に関する情報（ウラン鉱床・鉱徴データ、ウラン鉱山、原子力発電所データ等）のデータベース化を行った。

2. 探鉱技術開発

2.1 探鉱技術開発

リモートセンシング技術開発として、航空機MSSデータによる岩相マッピング手法について報告書を作成し、技術資料として登録した。また、新たに岩石含有鉱物と表面反射スペクトルの関連性に関する情報の収集を開始した。

物理探査技術開発では、アーネムランド地域等での電磁法の適用性を検討するため、3次元空中電磁法シミュレーションソフトの特性解析を行った。

2.2 採鉱技術開発

放射線防護採鉱技術開発では、動的ラドン娘核種試験設備での各種試験として、同設備内の温湿度および大気圧の連続測定を継続実施した。また、東濃鉱山坑道内でのラドン平衡係数の実測を行った。

2.3 製錬技術開発

鉱物試験として、クリスティーレイク鉱床の鉱化の特徴を報告書として取りまとめた。また、中国およびベトナムの岩石試料のEPMA分析を行った。

鉱石処理試験として、不整合関連型ウラン鉱石の製錬に係わる調査仕様の検討および製錬廃水処理試験を行った。

新製錬法技術開発として、不整合関連型ウラン鉱石からのウラン回収、処理技術開発の一環としてホスホン酸キレート系樹脂によるウランと不純物元素の吸着、溶離試験を行った。

2.4 環境保全技術開発

鉱滓処置設計技術開発として鉱滓設置設計について検討を行った。また、坑廃水処理技術開発は、微生物の培養手法の確立のための培養条件試験を継続して行った。

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

（国際部資源開発室）

概況

廃棄物処理処分の開発

1. ガラス固化技術開発施設(TVF)試運転

溶融ガラスの流下停止について、原因の究明、対策の検討を行うとともに、結合装置の改良等の復旧作業を実施している。

2. 高レベル廃棄物処理技術開発

(1) ガラス溶融炉開発

高性能溶融炉の開発として、溶融特性評価試験を実施するとともに、耐火物の分別・除染技術に関する検討を継続した。

(2) 高減容ガラス固化試験

高減容プロセスの要素技術の基礎試験として、沈殿物分離試験および発熱元素分離試験を実施している。

(3) ガラス固化体品質評価・保証技術開発

品質評価技術開発のために固化体特性評価試験を行うとともに、品質保証体系の検討を実施している。

3. 高レベル廃棄物処分研究開発

(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、岩石の力学・熱特性、地下水の水理や地球化学的特性等に関する調査研究を継続した。

(2) 処分技術の研究開発

人工バリアおよび処分施設に要求される性能を確保し得る技術的方法を具体的に明らかにするために、人工バリアの設計・製作・施工および処分施設の設計・建設・操業・閉鎖の要素技術に関する工学的検討を継続した。

(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

天然事象に関する研究では地層科学研究検討会・検討部会を開催し、地震・断層、火山および隆起・沈降に関する研究を継続した。技術開発として、地下水調査機器および物理調査手法の開発を継続した。また、地質環境特性に関する研究については、堆積岩および花崗岩を対象として以下の項目を実施した。

① 坑道掘削に伴う力学・水理学的影響研究
② 広域地下水流動調査研究
③ 地下水の地球化学的研究
④ 物質移行特性に関する研究

(5) 国際共同研究

スイスNAGRAおよびスウェーデンSKBとの共同研究として、それぞれ核種移行特性およびサイト特性調査技術開発／水理地質モデル開発に関する原位置試験を継続した。また、米国DOEと亀裂性媒体中の水理・物質移動に関する共同研究を継続した。また、シーリング性能に関する共同研究を開始する準備として、カナダAECLと試験計画の検討を進めた。

4. TRU廃棄物等処理処分技術開発

(1) クリプトン除去技術開発

イオン注入固定化法による回収クリプトンの長期貯蔵技術開発として、注入容器のスケールアップ効果を評価するために、プラズマ測定試験のデータを解析している。

(2) TRU廃棄物管理技術開発

減容安定化技術開発として、実低レベル濃縮廃液を用いた核種除去性能確証試験（ホット試験）を継続中である。また、ヨウ素含有廃棄物固化処

理技術開発について、水熱ホットプレス固化試験を実施している。

(3) 核燃料施設解体要素技術開発

核燃料施設解体の要素技術開発として、①放射線測定、②除染、③解体、④遠隔操作等の技術開発を実施した。

(4) TRU廃棄物処分研究開発

人工バリア材料に関して、変質・劣化挙動、ガスの透過挙動および核種挙動の研究を実施した。

5. 放射性廃棄物管理

(1) 東海事業所における廃棄物管理

① プルトニウム廃棄物管理

プルトニウム燃料製造施設等から発生した固体廃棄物をプルトニウム廃棄物貯蔵施設および屋外固体廃棄物貯蔵庫に受け入れ、貯蔵管理を実施した。また、プルトニウム廃棄物処理開発施設においては貯蔵施設等から固体廃棄物を受け入れ、減容処理を実施した。

② ウラン廃棄物管理

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

③ 再処理廃棄物管理

再処理施設から発生した固体廃棄物については高放射性固体廃棄物貯蔵庫および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。また、液体廃棄物については低放射性濃縮廃液をアスファルト固化処理施設に、廃溶媒等は廃溶媒処理技術開発施設に受け入れ、固化処理した後、固化体をアスファルト固化体貯蔵施設へ移送して貯蔵管理を実施した。

(2) 大洗工学センターにおける廃棄物管理

固体廃棄物前処理施設において、照射燃料集合体試験室等から受け入れた高線量α廃棄物の減容処理、低線量$\beta\gamma$廃棄物の解体処理および低線量α廃棄物の解体処理を行い、中央廃棄物処理場に搬出した。「常陽」廃棄物処理施設では、常陽および照射燃料集合体試験室等から受け入れた燃料洗浄廃液等の処理を行い、中央廃棄物処理場へ移送した。

（環境技術開発推進本部）

概況

ウラン濃縮技術の開発

1. 研究開発

(1) 新素材を用いた遠心機開発

高度化機開発については、分離流動試験、遠心機材料の物性試験、低コスト化を図る上での解析・検討を行った。また、遠心法先導的技術開発として、回転胴用新素材の物性評価試験、制振機構開発および高周速化要素開発に係わる振動解析、強度解析、高次曲げ危険速度通過型遠心機の分離特性試験、高周速ガスの抜き出し機構の評価試験を行った。

(2) 分子レーザ法濃縮技術の開発

工学試験装置の高性能化のため、装置の一部改造および整備を行うとともに、分離性能の最適化を目指した工学試験を再開した。

工学試験としては、ノズル形状およびレーザー波長をパラメータにしたノズル照射試験を実施し、分離特性に関するデータを蓄積した。

2. 濃縮工学施設

実用規模カスケード試験は、濃度安定性試験を実施した。

また、遠心機の処理技術開発として、処理装置の製作・据付工事の準備作業を実施した。

3. 原型プラント

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

(核燃料サイクル技術開発部
核燃料施設計画部)

概況

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) 外部被ばく線量測定・評価技術の高度化

新型TLDバッジの開発については、B_4C混入プラスチックを用いて試作したバッジケースと高感度型TLDを用いて、中性子線に対する感度試験を開始した。また、新型TLDバッジの開発の一環として、中性子線とγ線の混在場における中性子線量の分離評価性能についてシミュレーション計算を行い、検出下限近傍での中性子線量当量評価精度を向上させる際に必要となる条件の検討を行った。また、TLDのグロー曲線の詳細解析システムについては、測定データをパソコンに取り込むプログラムを作成した。

(2) 内部被ばく線量測定・評価技術の向上

複数のGe型肺モニタ検出器を用いた肺モニタシステムの実用化に向け、装置の最終的な仕様検討を行っている。また、肺モニタでは、体格（特に胸部軟組織厚）の違いによる計数効率の違いが問題となるため、超音波診断装置を用いて補正する方法の標準化に関する検討を開始した。

2. 放射線モニタリング技術の開発

(1) 放射線測定器の校正技術の標準化

ガスモニタ校正技術に関する研究については、位置検出器による放射能絶対測定法に基づく計数装置を試作し、現在使用している基準電離箱との測定精度の比較を行う計画であり、研究内容の詳細を検討中である。また、計量標準認証制度対応については、照射線量、照射線量率に関して認定事業者の資格を取得する計画であり、申請書類を作成中である。なお、特定二次標準器（基準線量計）の計量法第136条に基づく校正証明書を取得した。

(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類の感度評価を目的として、計算機を用い、モニタ等に使用している放射線検出器内での放射線挙動をシミュレーションすることにより検出器の応答を解析する研究を行っている。

大洗工学センターで使用している2機種の電離箱サーベイメータについてβ線に対する応答特性のシミュレート計算とβ線源を用いた実験結果はよく一致しており、その成果を第30回保健物理学会発表会にて報告した。

3. 放射線管理技術の開発

(1) 新技術の適用による方法の改良と標準化

半導体検出器を用いた放射性よう素の測定技術に関しては、実用上の問題点等を検討するため、実排気を用いた現場適用試験を95－1キャンペーンで継続実施した。また、有機よう素の光化学反応による無機よう素への分解法に関しては、阻害要因の除去方法および無機化技術の有効利用についての検討を実施した。

(2) 放射線管理情報集中処理システムの開発

APDシステムに関しては、ホスト計算機との接続におけるデータの伝送方法、警報設定や警報データ演算等の処理項目および作業者の入退域時における操作性についての検討を行った。エキスパートシステムに関しては、放射線監視業務への適用においてシステム構築に必要な項目を抽出するためのチェックシートを作成した。また、放射線作業管理業務への適用については、システム化の対象を絞り込むための業務フローの作成を開始した。

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

自然環境汚染の影響と評価に関する調査研究および表層土壌圏における核種動態等に関する研究

については、昨年度の成果を取りまとめるとともに、今年度の研究計画を策定した。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、栽培密度等の各種パラメータに関するデータの取りまとめを行うとともに、植物創造装置による移行パラメータ取得試験の予備実験として、土質の異なるポットでのホウレン草の栽培試験を継続実施した。

(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^{3}H, ^{14}C, ^{129}I, $^{239,240}Pu$, ^{241}Am等の放射性核種の分析・測定を継続的に実施し、環境中における分布を調査した。また、PuおよびAmの海水中での物理形態を調査するため、東海沖で海水を採水し、粒子態、コロイド態および溶存態に弁別した分析を実施した。なお、$^{239,240}Pu$の再浮遊に関するデータを取りまとめ、日本保健物理学会にて成果を報告した。

(3) 分析技術の開発に関する研究

ICP－MSを用いた^{99}Tcおよび^{237}Npの分析法の高度化研究としては、キレート樹脂(Elchrom TRU spec.)による濃縮および測定の際妨害となる^{99}Ru、^{238}Uの除去についてトレーサ実験を継続し、^{99}Tcおよび^{237}Npの樹脂に対する吸着・溶離特性を明確にした。また、^{79}Seの分析法の開発としては、測定に有効であると考えられるマイクロ波導入プラズマ質量分析装置(MIP－MS)の性能試験を行い、検出下限値を試算した。

(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等の調査を継続した。

(5) 湖沼系における放射性核種移行調査

実湖沼における放射性核種の移行特性を調査し、湖沼系における動的な放射性核種の移行モデルを検討している。

今期は、流入河川、湖沼、流出河川における大洗沿岸潮位変動に伴う流向流速変動、ならびに降雨時における流量率の増加等の水文特性について調査するとともに、これらのデータを基にモデルの検討を進めた。また、5月に開催された日本保健物理学会第30回研究発表会において、湖水、湖底堆積物中の^{137}Cs濃度をモデル計算し、実測値と比較する等の検討結果について発表した。

5. 安全工学研究

(1) 空気中放射性物質の挙動評価技術の開発

汎用多次元熱流動解析コード(AQUA)に組み込んだ重力沈降モデルによる室内気流解析結果および粒子拡散解析結果のデータ整理を継続して行った。また、新規施設における放射線管理用モニタの配置検討を行うための諸条件調査を実施した。

(2) 放射性物質の閉じ込めに関する研究

火災時の換気系応答解析コードFIRACによる消火シミュレーションについて、単機グローブボックスの実験結果を用いた検証計算を実施するとともに、複数のグローブボックスが連結した系における火災と消火シミュレーション作業を実施した。また、火災により発生する煤によるHEPAフィルターの目詰まりに係わる試験の準備を進めた。

(3) 異常事象挙動に関する研究

示差走査熱量計を用いたCMPO／TBP／ドデカン／硝酸系の反応熱量等の測定を継続実施するとともに、断熱系試験である加速速度熱量計の調整運転と圧力解放系の定量反応熱量装置の検討を継続実施した。

(4) 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

臨界安全については、MOX燃料加工施設を対象とした臨界安全ガイドブックの作成を進めるとともに、SCALE4およびMCNP4を用いてマイナーアクチニド核種の臨界安全データを求めるための予備計算を行った。遮蔽安全解析については、EGS4汎用ユーザーコードの高度化のための作業を行うとともに、NPSSを用いて中性子－γ直達線について検討計算を行った。

(5) 核燃料施設の確率論的安全評価に関する研究

信頼性データの収集・整備については、昨年度改良整備を行った信頼性データベースプログラムの機能拡張のための作業を行った。PSA手法の開発・整備については、再処理施設のヒューマンファクター分析に関するシステム開発のための検討を行った。モデルプラントへのPSA適用研究では、再処理モデルプラントのプルトニウム転換工程にPSAを適用するための検討を行った。

（安 全 部）

概況

核物質管理業務

1. 核物質管理

(1) 核物質使用状況調査

平成6年12月末時点における動燃事業団のプルトニウム管理状況を調査し、その結果を取りまとめ、科学技術庁核燃料課へ提出した。

また、平成7年度の海外におけるプルトニウム利用の動向調査を開始した。

2. 核不拡散

(1) 核不拡散に関する国際的な動向の調査を実施中である。

(2) 核拡散抵抗性向上について検討を実施中である。

(3) 核不拡散分野における国際協力、国際シンポジウムの開催、透明性向上方策および特別研究員の受け入れについて検討を進めた。

3. 核物質防護

(1) 施設関係の核物質防護

5月15日に東海事業所使用施設および再処理施設の核物質防護規定の変更申請を提出し、6月23日付けにて認可された。

(2) 輸送関係の核物質防護

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12件申請した。

4. 保障措置

(1) 定常業務

① 計量管理報告

核原料物質、核燃料物質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質の使用に関する規則第7条に基づき、科学技術庁へ以下の報告書を提出した。

〔件数〕

(a) 在庫変動報告書(ICR) ……65

(b) 実在庫量明細報告書(PIL) ……16

(c) 物質収支報告書(MBR) ……12

(d) 国籍管理報告書(OCR) …… 112

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に基づく計量管理規定にしたがい、以下の施設で実在庫の確認が行われた。

事業所	施設
大洗	常陽

(2) 技術開発

「もんじゅ」において使用済燃料検認用の出口ゲートモニターの試験を継続している。また、プルトニウム燃料製造施設において使用する、工程内核物質測定用の改良型非破壊測定装置(MAGB)の開発およびペレット製造工程内の残留プルトニウム測定用非破壊測定システム(GBAS)の改良をPNC/DOE保障措置技術協力協定の基で継続実施している。さらに、廃棄物測定用改良型非破壊測定システム(WDAS)については、開発を終了し、据え付け、試験実施後に実測定に用いる予定である。

一方、再処理工場において、入量計量中のウラン・プルトニウムの迅速分析法の開発および廃棄物の分析・測定技術向上のためのレーザー光音響分析法の開発を継続中である。

5. 核物質の輸送

(1) 輸送業務

① 回収ウラン

② 「ふげん」使用済燃料および照射後試験用燃料

(2) 輸送容器の開発

プルトニウム航空輸送容器開発については、1/5

スケールモデル試験結果を踏まえ、今後の開発計画を検討した。

新型転換炉実証炉新燃料輸送容器開発については、安全性実証試験結果等を踏まえ、取りまとめを開始した。

「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器の開発については、大型照射後試験施設での取扱試験を開始した。

「もんじゅ」使用済燃料輸送容器の開発については、詳細設計を継続実施した。

（核物質管理部）

技術報告

FBR用MOX燃料の製造技術開発

木村 雅彦　舛井 仁一　出原 重臣*
出口 守一*　沢山 武夫*

東海事業所プルトニウム燃料工場
＊東海事業所プルトニウム燃料工場製造加工部

資料番号：95－1

Development of MOX Fuel Fabrication Technology for FBR

Masahiko Kimura　Jinichi Masui　Shigeomi Izuhara*
Morimoto Deguchi*　Takeo Sawayama*
(Tokai Fuel Plant, Tokai Works
＊Plutonium Fuel Production Division, Tokai Works)

第三開発室における製造技術製造設備の開発内容および製造実績について紹介する。

ペレット製造については、「常陽」燃料と「もんじゅ」燃料の違い、第三開発室で実証した自動化・大量生産設備の開発経過と特に「もんじゅ」初装荷燃料製造期間中に行った密度降下剤の開発、粉末調整方法の開発および新焼結方法の開発等低密度ペレット製造技術開発の実績を紹介する。また、MOX転換粉と海外返還プルトニウムの粉末性状の違いとペレット製造への影響についても言及する。

燃料要素加工および集合体組立については、燃料被覆管へのペレット充填方法の開発、薄肉被覆管と端栓の精密溶接方法およびワイヤ巻き付け技術の開発、さらに集合体組立技術開発の実績等を報告する。

1. はじめに

動燃事業団では、昭和41年以来、約30年間にわたってFBR用MOX燃料製造技術開発を行ってきている。この成果は、プルトニウム燃料第三開発室FBRライン（以下「第三開発室」という）の設計、建設、運転に集約されている。

FBR用MOX燃料はプルトニウム富化度が高く、かつ近来は原料として軽水炉産のプルトニウムを使用するようになった。このため、第三開発室の燃料製造工程は、

① 単位処理量の増大の観点から乾式処理方式を採用すること
② 放射線被ばく低減化の観点から運転を遠隔自動化すること

を考慮して設計されている。

特に、FBR用MOX燃料はATR用や軽水炉用に比べ、燃料ペレットが軽く、小さいものであること、また、「もんじゅ」用燃料ペレットの密度は「常陽」、「ふげん」および軽水炉用燃料ペレットが理論密度の94～95%と高密度であるのに対し、燃料ペレットのスエリングによる被覆管との機械的相互作用を軽減するため、85%と低密度が採用されている点で大きく異なっている。このため、第三開発室では、原料粉末の調整方法、焼結方法、燃料ペレットの搬送方法等の技術開発を行い、量産化に対応している。

本報告では、「常陽」および「もんじゅ」燃料の製造実績と技術開発の概要について述べる。

2. FBR用燃料製造実績

FBR用MOX燃料の本格製造は、昭和48年よりプルトニウム燃料第二開発室FBRライン（以下「第二開発室」という）で開始し、昭和63年からは第三開発室で行っている。これまでの製造実績は、平成7年3月末現在で累積約13トンMOX（集合体647体）に達し、内訳は、実験炉「常陽」用が約6トンMOX（集合体435体）、原型炉「もんじゅ」用が約7トンMOX（集合体212体）と

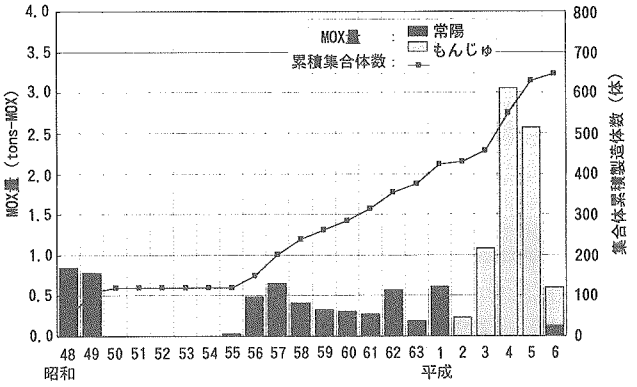


図１　「常陽」および「もんじゅ」燃料製造実績

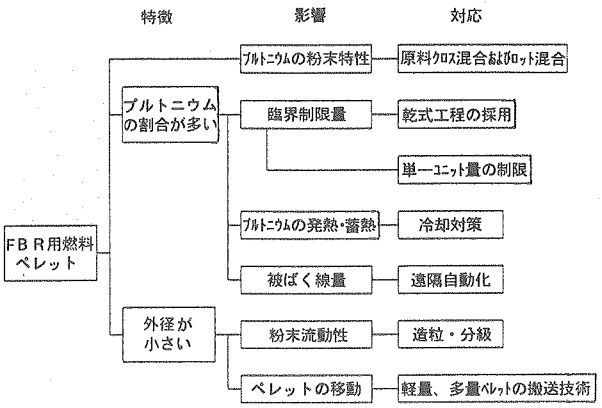


図２　FBR用燃料ペレット製造の特徴

なっている。図１にこれまでの「常陽」および「もんじゅ」燃料の製造実績を示す。

3.　ペレット製造工程

3.1　FBR用燃料ペレット製造の特徴

FBR用燃料ペレットは、ATR用燃料ペレットおよびプルサーマル用燃料ペレットに比べ、一般に

①　プルトニウムの含有率が約20～30wt%と高い

②　燃料ピンの熱除去効率を高めるためにペレット外径が約5mmと小さい

③　特に「もんじゅ」燃料においては密度が85% T.D.（理論密度）と低い

という特徴を有している。FBR用燃料ペレットの主な諸元をATR用燃料ペレットおよびプルサーマル用燃料ペレットと比較して表１に示す。また、FBR用燃料ペレットの製造上の特徴と製造フローをそれぞれ図２、図３に示す。

1）プルトニウムの粉末特性

動燃事業団で用いているプルトニウム原料は、マイクロ波加熱直接脱硝法により混合転換された Pu/U比が１の「MOX粉末」としゅう酸沈殿法により転換された「PuO_2粉末」の２種類がある。FBR用燃料ペレット製造においてはプルトニウムの含有率が約20～30wt%と高く、このため燃料ペレットの焼結特性は、プルトニウム原料の特性によって変化する。「MOX粉末」を原料に用いた燃料ペレットの焼結特性は「PuO_2粉末」を用いた場合に比べ、焼結開始温度が低い傾向にある。このためFBR用燃料ペレット製造に

表１　FBR用燃料ペレットとATR用燃料ペレットおよびプルサーマル用燃料ペレットの仕様の比較

	FBR用燃料ペレット	ATR用燃料ペレットおよびプルサーマル用燃料ペレット
プルトニウム富化度(wt%)	約20～30	約２～４
直　径　(mm)	約５	約８～15
高　さ　(mm)	約８	約10～18
重　量　(g)	約２	約８～30
密　度　(%TD)	約85*1／約94*2	約95
プルトニウムスポット　(μm)	≦100（濃度換算法）	≦400（濃度換算法）

凡例）＊1）「もんじゅ」用燃料　＊2）「常陽」用燃料

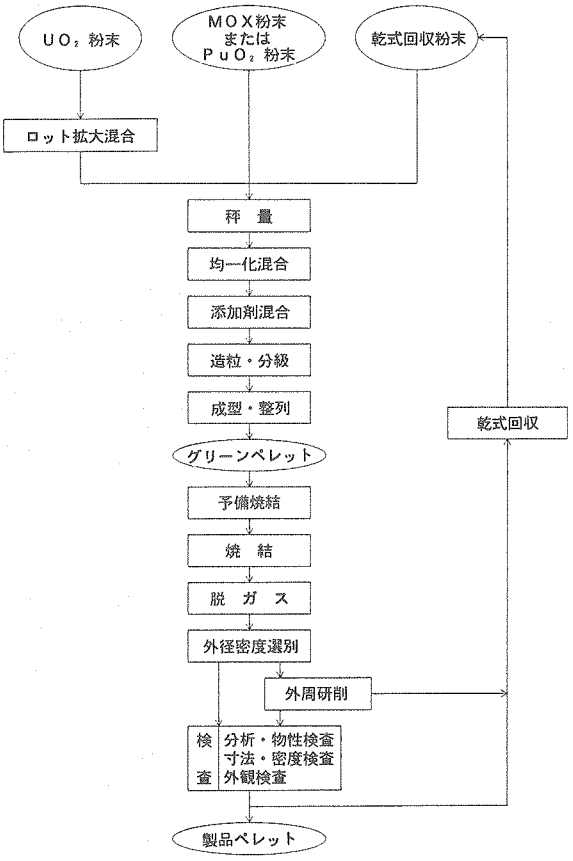
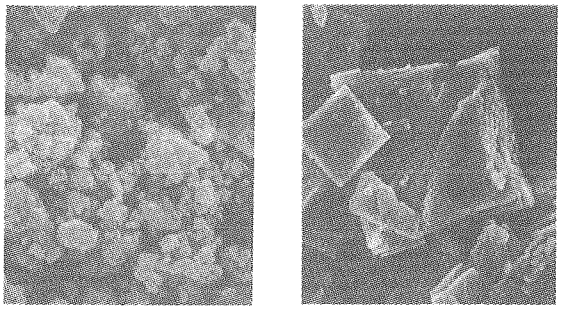


図３　FBR用燃料ペレットの製造フロー



X7,000倍　　X7,000倍

「MOX粉末」　　「PuO_2粉末」

写真１　プルトニウム原料粉末の走査型電子顕微鏡写真

おいては、ウラン原料の特性はもとより、プルトニウム原料の特性に応じた製造条件を設定する必要がある。写真１に「MOX粉末」と「PuO_2粉末」の走査型電子顕微鏡写真を示す。

２）臨界制限量

プルトニウムは臨界安全上、その取扱量が制限され製造工程で取り扱うことのできる単位処理量(バッチ量）はウランに比べ小さい。このバッチ量を大きくするためには、水等を使用しない乾式プロセスが適している。このため、乾式での造粒、研削技術を開発した。これにより、「もんじゅ」用燃料製造のバッチ量は約38kgMOXにすることができた。

３）プルトニウム等からの発熱

プルトニウムおよびその娘核種（主にAm241）の崩壊に伴う発熱により、MOX粉末の温度が上昇する。これは、プルトニウム含有率の高いFBR用燃料において顕著となる。発熱・蓄熱による影響を軽減するため、粉末を取り扱う容器の除熱対策を行っている。

４）被ばくの低減化

外部被ばく上考慮する必要があるのは、ガンマ線および中性子線である。特に、Pu241のβ崩壊に伴って生成するAm241からのガンマ線とPu238、Pu240、Pu242等の偶数核種の自発核分裂および(α、n）反応に伴って発生する中性子線を考慮する必要がある。このため、製造設備の遠隔・自動化を図るとともに、必要に応じグローブボックスに遮蔽体を付加している。また、保守時には、グローブボックス内の核燃料物質を中間保管庫に戻すようにしている。

５）粉末流動性

FBR用燃料ペレット製造では、燃料ペレットの外径が他の燃料ペレットと比較して小さく、成型に備えて粉末流動性を良くする必要がある。このため、粉末の顆粒化を目的とする乾式造粒工程の開発を行い、スラグプレス法を実用化した。

3.2　ペレット製造技術の開発

１）FBR用高密度燃料ペレット製造技術

「常陽」用燃料ペレットは、外径が約５㎜と細く、均一化混合後のMOX粉末を造粒することが、グリーンペレット（焼結前の成型ペレット）の成型工程の安定および焼結ペレットの密度の安定上重要となる。

このMOX粉の造粒によって「常陽」取替燃料以降、適切な密度分布の燃料ペレットが得られ、プルトニウムスポット、蒸発性不純物等の点からも良好なペレットの量産製造が可能となっている。図４に「常陽」燃料ペレットの密度ヒストグラムの例を示す。

２）FBR用低密度燃料ペレット製造技術[1),2)]

「もんじゅ」用燃料ペレットは、燃焼度が高くなることから、ペレットのスエリングによる被覆管との機械的相互作用を軽減するために、ペレット密度を約85％T.D.としている。このような低密度燃料ペレットの量産製造には、ペレット密度制御に係わる粉末調整技術および焼結技術が重要である。

①　密度降下剤の開発

「もんじゅ」用燃料ペレットの製造に当たっては、MOX粉末に密度降下剤（以後、「ポア

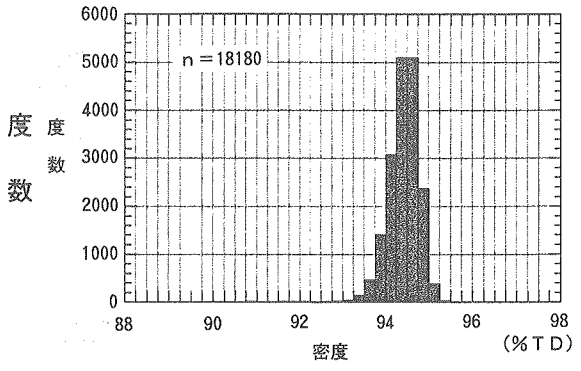


図４　「常陽」用燃料ペレットの密度ヒストグラムの例

フォーマ」という。）を添加して燃料ペレット中に気孔を形成させることにより、ペレット密度の制御を行う。このため、添加するポアフォーマのMOX粉末との混合、焼結時の挙動等の特性は、ペレット密度を制御する上で非常に重要である。FBR用燃料はプルトニウム富化度が高いためプルトニウムからの発熱により粉末温度が上昇し、ポアフォーマの種類によっては、熱によりポアフォーマが変質し、ペレット密度のばらつきを大きくする要因となる。このため、耐熱性に優れ、かつ予備焼結段階で十分に分解するポアフォーマが必要となる。表2に「もんじゅ」燃料製造に使用しているポアフォーマの主な諸元を示す。

② 粉末調整技術の開発

均一化混合後のMOX粉末のかさ密度および真比重はそれぞれ約3 g/㎤および約11であるのに対して、表2に示したようにポアフォーマのかさ密度は約0.4g/㎤、真比重は約1.6とMOX粉末に比べ非常に小さいため、MOX粉末とポアフォーマは混合しにくく、かつ粉末取扱中に分離し易い。このため、MOX粉末の造粒後にポアフォーマを混合すると、ポアフォーマがMOX粉末中で不均一な分布となり、ペレット密度のばらつきを大きくし製品収率を低下させる。これを避けるため、MOX粉末とポアフォーマを均一に混合した後、造粒することとした。ポアフォーマ粒径、混合時期の最適化および造粒条件を確立することで、図5の分布モデルに示したように造粒粉中にポアフォーマを閉じ込め、MOX粉末とポアフォーマが分離しにくくした。これにより、燃料ペレットの密度の安定化を図ることができた。図6に「もんじゅ」燃料ペレットの密度ヒストグラムの一例を示す。

③ 焼結技術の開発

低密度燃料ペレットの製造では、焼結雰囲気ガスに$Ar-H_2$混合ガスを用いている。ペレット密度調整のために添加したポアフォーマは、予備焼結工程においてそのほとんどが分解除去されるが、微量ではあるもののポアフォーマ中の炭素成分がペレット中に残留する。この炭素は、焼結時に約1200℃～1400℃の温度領域で炭素熱還元反応を起こし、

$$MO_{2+X} + C \rightarrow MO_{2-X} + CO\uparrow$$

の反応によりCOガスとして放出される。しかし、この温度は焼結が始まる温度領域であるため、燃料ペレットの焼結特性によっては、このCOガスが燃料ペレット中の気孔内に閉じ込められ、このガスの内圧により焼結の進行（ペレットの緻密化）が阻害され、ペレット密度が上がらなかったり、ばらついたりする。このため、焼結途中でペレットを脱ガス処理して燃料ペレット内のガスを強制的に除去し、再度焼結を行う「脱ガス・再焼結法」により低密度燃料ペレットの密度の安定化を図る技術を開発した。これにより、図6に示すような密度分布を持った燃料ペレットを製造することができるようになった。

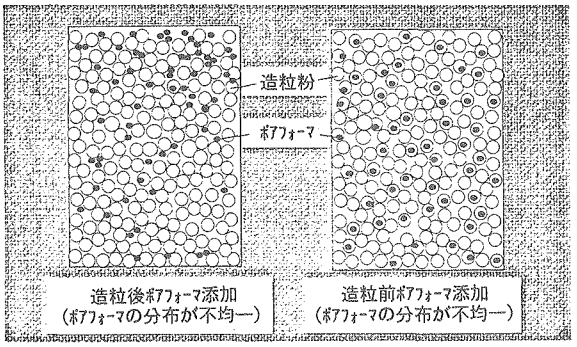
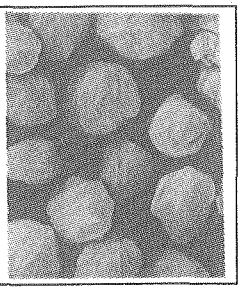


図5 MOX粉末とポアフォーマの分布モデル

表2 ポアフォーマの諸元

	物性値
かさ密度（g／㎤）	約 0.3～0.5
真比重	約 1.6
分解温度（℃）	300～350



×220倍

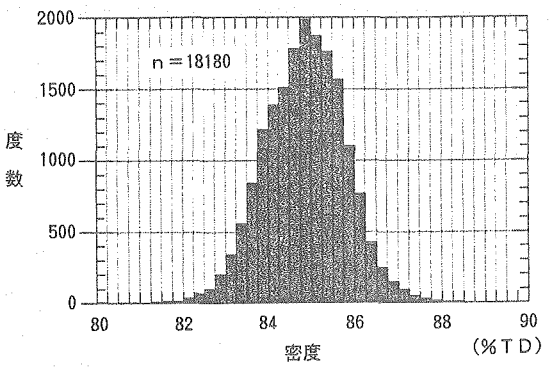


図6 「もんじゅ」用燃料ペレットの密度ヒストグラムの例

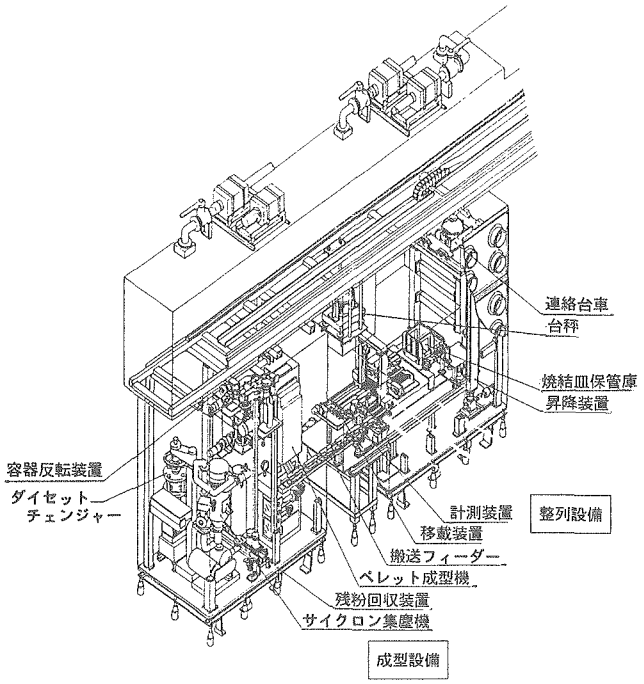


図７　成型整列設備概略図

3．3　ペレット製造設備の開発

第三開発室の設備は、処理能力の向上と被ばく低減化のため遠隔・自動化が図られている。プルトニウムを取り扱うペレット製造設備は、グローブボックス内に据えつけられている。ペレット製造設備の一例として、成型整列設備の概略図を図７に示す。

ペレット製造設備の開発に当たっては、取扱う物質の特性に最適な自動化技術の開発・導入に加え、グローブを介してのメインテナンス作業のし易さを確保する必要がある。そのため、設計段階において、グローブ作業による分解・再組立作業性の向上および設備レイアウトなどについての詳細な検討を行った。

設備の稼働率の向上を図るためには、設備の信頼性を高め、メインテナンスの頻度を最小限に抑えることも重要である。特に、ペレット製造設備はグローブボックスという閉じられた系の中で多量の粉末を取り扱うことから、飛散した粉末が設備駆動部に付着しやすく、これが設備の信頼性の低下や設備稼働率を低下させる要因となる。このため、粉末の飛散防止対策が必要となる。その一例として、MOX粉末に適したフィルタ内蔵型サイクロン集粉機を開発し、設備から飛散する粉末を捕集することにより粉末の飛散を防止するとともに、工程内の核燃料物質の滞留を防止している。また、捕集した粉末は工程へリサイクルして、有効利用を図っている。

ペレット外径密度選別装置や外観検査装置などのペレット検査系設備では、大量の燃料ペレットを取扱うので、設備の稼働率の向上を図るため故障しにくく、かつ高速のペレット搬送技術を開発した。

一方、グローブボックス内に設置が困難な連続焼結炉などの大型装置については、その装置自身にグローブボックスと同等の気密性を持たせている。このような大型装置についてのメインテナンスは、プルトニウムの汚染を防止する上で重要となる。「もんじゅ」初装荷燃料製造時の連続焼結炉のヒータ交換では、プルトニウムの密封性を維持しながら補修する技術を確立した。

4．　加工組立工程

4．1　加工組立工程の概要

FBR用燃料の加工組立工程は、①燃料ペレットを被覆管に充填した後、端栓を溶接密封し、燃料要素の外周にワイヤスペーサを巻き付ける「燃料要素加工工程」および②燃料要素を束ねて集合体を組み立てる「集合体組立工程」から構成される。

これまで、「もんじゅ」燃料の試作や第二開発室における「常陽」燃料の製造等を通じて、品質向上、量産化や被ばく低減化のための自動化等の技術開発を行い、これらの成果を、第三開発室の設備に反映した。FBR用燃料の加工組立フローを図８に示す。

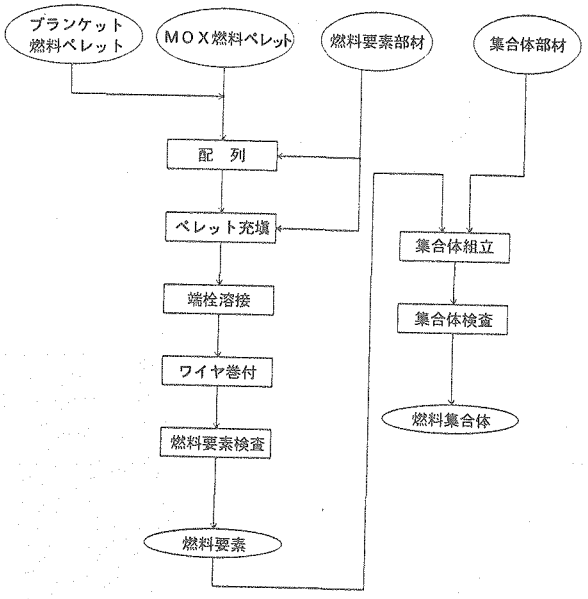


図８　FBR用燃料の加工組立フロー

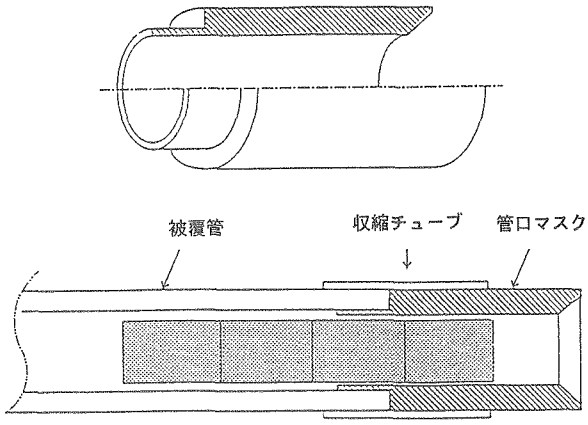


図９　「もんじゅ」管口マスク概略図

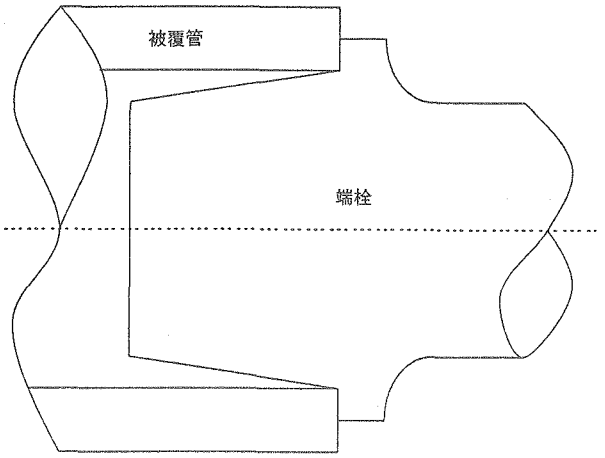


図10　端栓部形状

4．2　燃料要素表面汚染防止技術開発

燃料要素加工工程では、MOX燃料特有の技術として、燃料ペレットの被覆管への充填～端栓溶接までの工程でのプルトニウムの汚染防止技術が挙げられる。

燃料ペレットを直接被覆管に充填すると管口部がプルトニウムにより汚染し、端栓を溶接した際に溶接ビード部にプルトニウムが固着する。これを避けるため、管口部が燃料ペレットに触れずに充填可能なように、図９に示す端部が箔より成る管口マスクと呼ぶペレット挿入ガイドを用いる充填技術を開発した。

なお、燃料ペレットを被覆管に充填して密封する工程の各グローブボックス内は、ヘリウム雰囲気としており、かつヘリウムが低汚染区域から高汚染区域に流れるようにして、プルトニウムの拡散を防止している。

4．3　溶接部除染および汚染度測定技術開発

4．2に述べた技術開発により、管口部のプルトニウム汚染は極めて少なくなる。燃料ペレットの充填後、管口マスクを取り外す時に被覆管の管口部付近を除染し、端栓を溶接する。さらにグローブボックスから搬出する際にも、溶接ビード部に溶け込む固着汚染の除去および燃料要素の表面全体の除染を行う。

これらの作業は第二開発室ではすべて手作業により行っていたが、第三開発室では量産化および被ばくの低減化のため、遠隔・自動化を図った。

4．4　被覆管と端栓の溶接技術開発[3)]

FBR用燃料要素の溶接は、薄肉の被覆管と端栓との溶接であるため当初は冷し金を使用していた。しかし、冷し金の使用は自動化の際の障害となることから、冷し金を用いる代わりに、溶接入熱を少なくできる図10に示す形状の端栓を採用した。

端栓の溶接設備については、開発当初グローブボックス内にセットされた燃料要素を拡大鏡を使用して覗き、作業員が溶接時間や電流を調整し溶接していた。しかし、「常陽」MK－Ⅰ燃料の製造時に品質の安定、被ばくの低減、作業効率向上の観点から、溶接電源部にプログラム制御を採用し、溶接のみは自動化を図った。その後、「常陽」MK－Ⅱ燃料の製造においては、溶接部の確認方法をITVによる拡大投影方法に変更し、電極の調整を遠隔化するとともに、電極の交換も自動化した。これらの技術を集大成した第三開発室の溶接工程では、最新の画像処理技術とマイコン制御技術を導入し、電極の位置決めも自動化した。この方式は、図11に示すように電極先端(X'、Y')と溶接部形状を確認し、設定された溶接ギャップ(X、Y)との距離を演算した後、マイコン制御の電極駆動用モータを作動させ位置決めを行うもので、高精度の位置決めが可能である。これにより、工程の中で最後まで個人の技能に頼っていた溶接作業全体を自動化した。

4．5　燃料要素へのペレット巻き付け技術開発[4)]

「常陽」および「もんじゅ」用燃料要素では、ラッパ管内部で燃料要素相互の間隔を保持し冷却材の流路を確保するため、ワイヤスペーサ方式が採用されている。このワイヤスペーサを、燃料要素表面に高精度で、かつ全自動で巻き付ける技術を開発した。

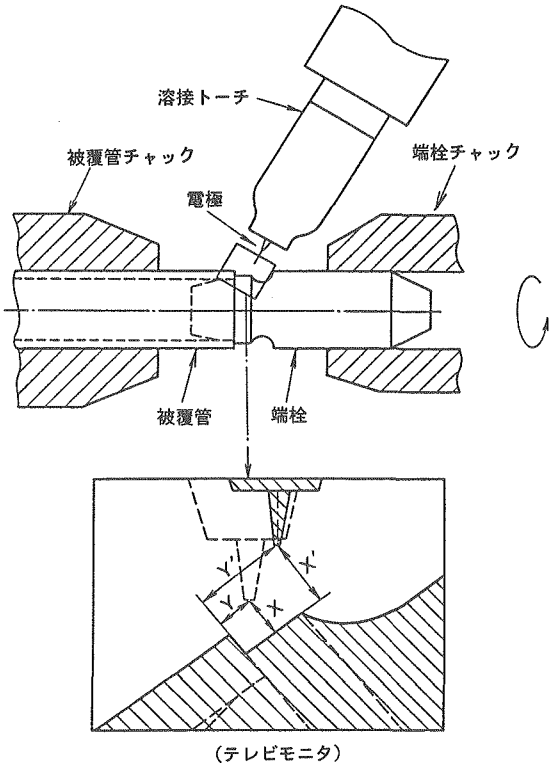


図11　電極位置決め図

「常陽」燃料の試作段階で、ワイヤの燃料要素への固定方法に関し、ワイヤを取り外して再巻き付けが可能な玉止め溶接法と、巻き付け時のワイヤのねじれによるピッチ変動を防止する方法の基本技術を確立した。後者は、図12に示すようにワイヤを燃料ピンと同一方向に同一比率で強制回転させ、ねじれを開放させる方法である。第二開発室に設置した「常陽」MK－II燃料の製造設備では、ワイヤの端栓への挿入方法や、巻き付け時の燃料要素表面の傷を防止するためローラ型巻き付け治具、巻き付け精度向上のためのリード角の最適化等の改良を行った。

これらの技術を基に、第三開発室に設置した「もんじゅ」および「常陽」MK－II燃料用の設備では、処理速度の向上、非接触式ピッチ測定法の導入等を図り、ワイヤ巻き付け精度はもとより、処理能力の向上を達成した。

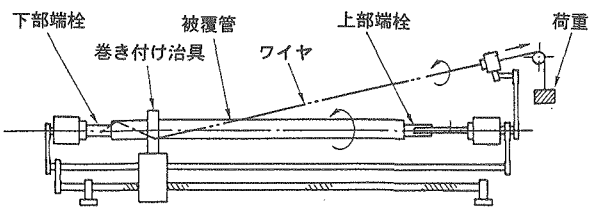


図12　ワイヤ巻き付け

4.6　燃料集合体組立技術開発

FBR用の燃料集合体は、冷却材であるナトリウムの導入口となるエントランスノズルの組枠部に、燃料要素の間隔を保持するため鋸歯状の突起を有するノックバーで燃料要素を固定して束ね、その後ラッパ管を被せ、エントランスノズルとラッパ管をTIG溶接することにより組み立てる。この燃料集合体は「常陽」MK－I燃料ではすべて手作業で組み立てが進められたが、量産化、プルトニウムの高富化度化に対応し、作業員の被ばく量を低減するため、「常陽」MK－II燃料では組立作業の自動化を目指した。しかし、ノックバーを含む支持構造が手作業を前提とした設計となっていたため、組枠およびラッパ管の溶接を除く燃料要素固定までの自動化にとどまった。このため、「もんじゅ」燃料では、燃料自体の試作段階から自動化を前提とした支持構造の検討を進め、写真2に示すように、燃料要素をノックバーに引っ掛け、ラッパ管を被せるだけで固定できるフック式の支持構造を考案した。

また、エントランスノズルとラッパ管の溶接は長尺六角管の溶接であり、自動化のための技術開発が必要であった。

「常陽」MK－I燃料では集合体を溶接ベッド上に横置きして、1本の溶接トーチにより対面を交互に溶接していた。この方法から、曲がり、ねじれをより少なくするため、「常陽」MK－II燃料の試作段階で、集合体を垂直に立てた状態で3本の溶接トーチによる三辺同時溶接技術を実用化した。

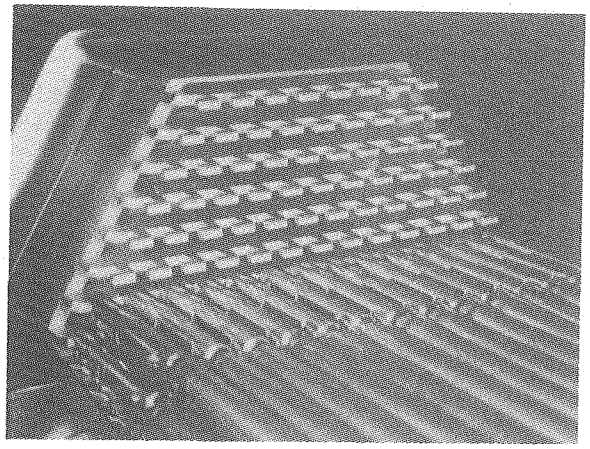


写真2　フック式支持構造

第三開発室に設置している「もんじゅ」燃料用の設備はこの発展型であり、より精密な溶接を行うために、個々の溶接トーチのアーク柱電圧からアークギャップを補正し、３本のトーチが一定のアークギャップに制御できる方式を採用した。その設定とともに、この溶接方法により製造された「常陽」MK－IIおよび「もんじゅ」燃料は曲がり、ねじれの規格を十分に満たしており、優れた溶接方法であることを確認している。

5.　検査工程

5.1　検査工程の概要

検査工程は、①　被覆管等の燃料構成部材の検査、②　原料粉末および燃料ペレットの分析・物性測定、③　燃料ペレット、燃料要素および燃料集合体の品質検査の３段階で構成される。

これまで、第二開発室における「常陽」用燃料の検査を通じて、精度向上、処理能力向上や被ばく低減のための自動化等の技術開発を行った。

5.2　燃料構成部材の検査技術開発

燃料構成部材の検査では、外注品である各種部材について非破壊検査と破壊検査による受け入れ検査を行っている。健全性が確認された部材は、被覆管と下部端栓の溶接を行い、加工組立工程へ供給される。

被覆管の検査工程では、「常陽」および「もんじゅ」用に大量の被覆管を検査するため被覆管を回転させる従来の方式に替えて写真３に示す探触子回転型（ロータ型）の超音波検査装置を導入し、探傷および寸法測定の大幅な処理能力向上を図った。

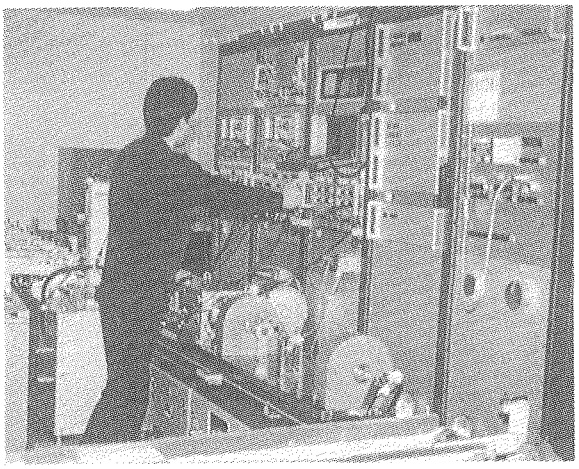


写真３　探触子回転型超音波検査装置

ラッパ管材の検査工程では「常陽」用がストレートな六角管なのに対し、「もんじゅ」用は、中間パッドが付いており、従来の接触センサー型寸法測定装置では連続測定ができなかった。そこで水中で超音波を用いて測定する装置を開発し、これによりセンサーの非接触化を図り、管材の全長について、外・内対面間距離・肉厚の３つの寸法を同時に高精度で連続測定することが可能となった。さらに、ハンドリング性を改善し、処理能力を大幅に向上した。

5.3　分析・物性測定技術開発

分析・物性測定では、原料粉末および燃料ペレットをサンプリングし、破壊検査を主体に行っている。試料のサンプリングは従来、手作業で実施していたが、作業の効率化および被ばく低減のため、各種分析・物性測定する際の分配、識別、秤量および配送容器への詰替を自動で行う試料受払分配設備を開発した。

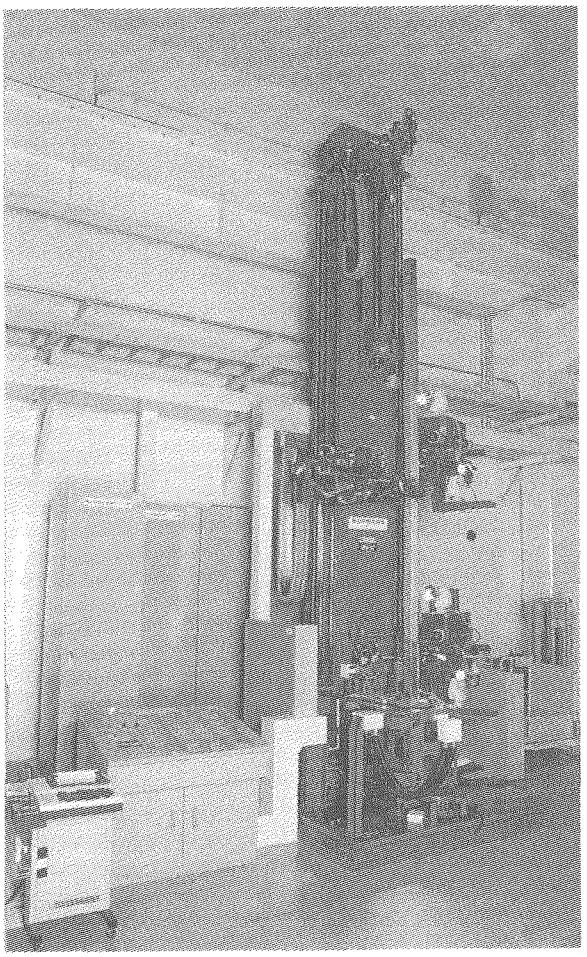


写真４　燃料集合体検査装置

5.4　燃料集合体の検査技術開発

燃料集合体は組立後、全長、曲がり、ねじれおよび外観を検査し、仕様に合致することを確認する。寸法は、集合体を横置き状態で、非接触式センサーでピッチ測定を実施していたが、効率良く連続のデータを得るため、静電容量式非接触センサー型測定装置を開発した。これにより、連続かつ高速の検査が可能となった。

外観検査については、従来、検査員による目視検査であったが、被ばくの低減化を図るため、ITVによる遠隔検査方式を開発した。ITVには傷センサーを付加し、外観検査時に傷を検知した場合には自動的に停止し、光スリット方式の深度顕微鏡により、遠隔操作で傷の深さの確認が行えるようにした。写真4に燃料集合体検査装置を示す。

6.　おわりに

FBR用MOX燃料製造技術は、第三開発室FBRラインの設計、建設および運転を通じて、大量生産技術、遠隔・自動化技術、臨界管理技術、保障措置技術等をはじめとして着実に進展している。

もんじゅ初装荷燃料製造時には、ポアフォーマ、焼結時の残留炭素等、量産製造に伴って予期せぬ課題が発生したものの、これらの課題を解決し、基本的な量産技術は確立したと判断している。

今後は、さらなる経済性、信頼性および安全性向上に向けて、製造設備のコンパクト化、高速処理化、工程の簡素化の保守・工程管理技術の高度化等を図っていく。

参考文献

1）青木、鹿志村他、「もんじゅ」初装荷炉心燃料の製造技術開発(1)「もんじゅ」用ペレット製造の特徴と製造方法の概要、原子力学会、1993年春の大会予稿集、(1993).

2）鹿志村、青木他、「もんじゅ」初装荷炉心燃料の製造技術開発(2)密度降下剤添加時のMOX粉末調整条件の確立、原子力学会、1993年春の大会予稿集（1993).

3）榊原、野上他、「もんじゅ」初装荷炉心燃料の製造技術開発(4)全自動端栓溶接システムの開発　原子力学会、1993年春の大会予稿集（1993).

4）動燃事業団：高速炉燃料要素のワイヤスペーサ巻き付け技術の開発、動燃技報、No.77（1991).

5）動燃事業団：「常陽」照射炉心燃料集合体の製造、動燃技報、No.50（1984).

技術小論

保障措置封じ込め・監視用超音波封印の開発

早川　剛　細馬　隆*　B.C. d'Agraives*2
倉上　順一*3　秋葉　光徳*4

東海事業所再処理工場
*　東海事業所プルトニウム燃料工場製造加工部
*2 欧州連合共同研究センターイスプラ研究所
*3 東海事業所技術開発推進部
*4 核物質管理部

資料番号：95－2

Development of Ultrasonic Seal for Containment and Surveillance of Safeguards

Tsuyoshi Hayakawa　Takashi Hosoma*　B.C. d'Agraives*2
Junichi Kurakami*3　Mitsunori Akiba*4
(Tokai Reprocessing Plant, Tokai Works
*　Plutonium Fuel Production Division, Tokai Works
*2 EC. Joint Research Center, Ispra
*3 Technology Development Co-ordination Division Tokai Works
*4 Nuclear Material Control Division)

プルトニウム粉末の輸送容器に適用するための封印の開発を行った。本封印は、英国セラフィールド再処理工場の使用済燃料貯蔵プールで査察に使用されている超音波封印と同じ原理を用いている。超音波封印は、封印本体（容器への取り付け機構を含む）と封印の読みとり装置および解析装置から構成され、封印の固有性と健全性を査察の現場で確認することが可能である。また一部で用いられている電子封印と比較して封印への電力供給が不要であり衝撃等の外力や過酷な環境にも強い特徴を持つ。この封印は、内部の固体素子に組み込まれた固有性の情報と健全性の情報を超音波を用いて読みとるもので、超音波の性質上、空気中で使用するためには、超音波の伝達経路の改良が必要であった。また輸送中の振動等に対する信頼性を高めるとともに、開梱作業および査察官による検認を遅滞無く実施できるよう、輸送容器に適した取り付け機構の開発が必要であった。さらに、輸送容器は一度に100基以上が使用される場合があるため、コスト低減も大きな課題であった。本技術開発では、これらの課題に対し、内部に水を満たす方式の読みとり装置の開発、独自の取り付け機構の開発、部材形状の簡素化等を行い、電源が不要で低コストの封印を開発することができた。

1.　はじめに

動力炉・核燃料開発事業団(PNC)では、プルトニウム粉末の輸送容器(FS47)内の核物質の封じ込め・監視の高度化を図ることを目的として、EC Joint Research Center（欧州連合共同研究センター：以下JRCと記す）イスプラ研究所と共同で、FS47に適用する封印の開発を行っている。FS47は高さ約２ｍ(上部緩衝体を含む）のBU-F型輸送容器であり、重量は約1.5tである[1)]。FS47の外観を写真１に示す。

プルトニウム粉末の輸送は厳しい核物質防護のもとに実施されており、輸送後はプルトニウム取扱い施設内に速やかに搬入されるとともに、保障措置の目的で、核物質量の測定および検認が非破壊装置により速やかに実施される。これにより輸送中に核物質の欠損が生じなかったことが確認される。

一方、封印は、輸送容器の開梱が輸送中に生じなかったことを直接知ることのできる方法として重要である。封印には開梱が確実に検知できる性能および開梱以外の振動や衝撃等によって封印に異常が生じない性能とともに、適時性の観点から、封印の健全性と固有性の確認が査察の現場で可能であることが求められる。また輸送は長期間にわたる場合があり、封印には高い信頼性が求められる。

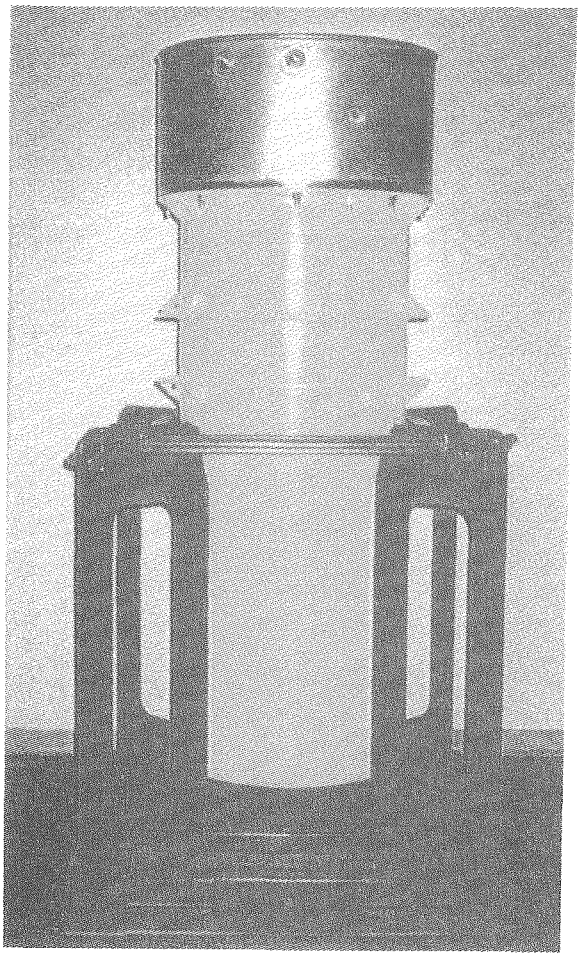


写真１　FS47の外観

本技術開発は、JRCが開発し英国燃料公社(BNFL)のセラフィールド再処理工場の燃料貯蔵プールにおいて水中に置かれた使用済燃料貯蔵容器(MEB)に対して定常的に査察に使用されている超音波封印をFS47に適用しようとするものである[2)]。

2．超音波封印について

超音波封印は、そもそも新燃料集合体に取り付けられ使用済燃料として取り出されるまでの間、原子炉において燃料が燃焼中においても適用可能な封印として開発が始められ、実際に半年～２年間、炉に装荷しての試験も行われ良好な結果が得られた[3)]。次いでこの技術はMEBに適用され、査察に定常的に使用されるに至っている。

この封印は、現在査察に広く用いられているE型封印が査察現場では健全性の確認ができないのに対し、健全性の確認が査察の現場で可能である。また一部で用いられている電子封印(VACOSS等)と比較して封印への電力供給が不要であり衝撃等の外力や過酷な環境にも強い特徴を持つ。この超音波封印はIAEAとEURATOMによる査察に約300本が使用されており、さらに500本が追加製作中である。このように超音波封印の性能は実証段階にある[3)]。MEBに取り付けられた超音波封印と読みとり装置の概念図を図１に示す。

この封印は、封印ボルト(Sealing Bolt)と呼ばれ、MEBの蓋を本体に取り付けるためのボルトの一部を置き換える形でMEBに取り付けられている。封印ボルトの形状は、通常の取り付けボルトとほとんど同じである。MEBはプールに貯蔵されており、したがって封印の読みとりも水中にて行われる。このため長いロッドの先に取り付けられた専用の読みとり装置を用いて封印の読みとりを行う。読みとり装置は、封印ボルトの先端に読みとり装置を正しい角度で装着するための治具(Adapter)、超音波振動子(Transducer)、超音波振動子を回転させるヘッド(Reading head)から構成される。

超音波封印の機能は、(1)Identity function：固有のID番号を持ち読みとれること、(2)Locking function：封印を破壊することなく取り外せないこと、(3)Integrity function：健全性を読みとれること、に大別される。

(1)については、内部に空孔をランダムに配置した固体素子を用い、固体素子表面から超音波を入射させその反射波を読みとることにより、固有性の情報を得ている。固体素子には可動部は無く小型（直径約1.4cm高さ約１cm）であり、封印ボル

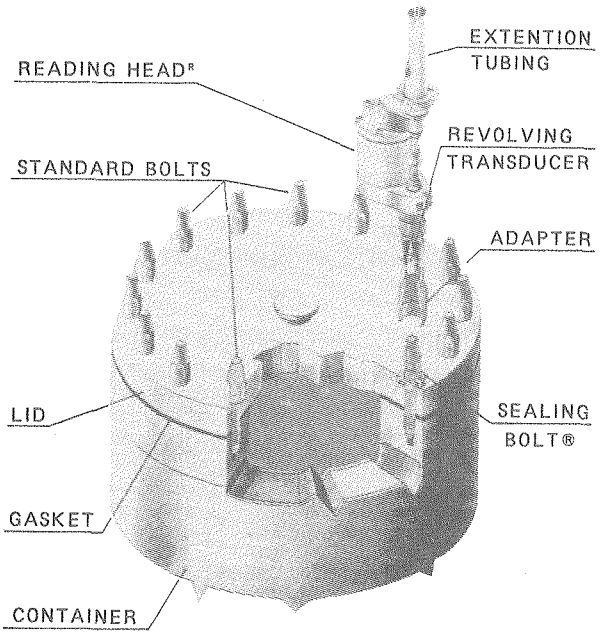


図１　MEBに取り付けられる超音波封印（概念図）

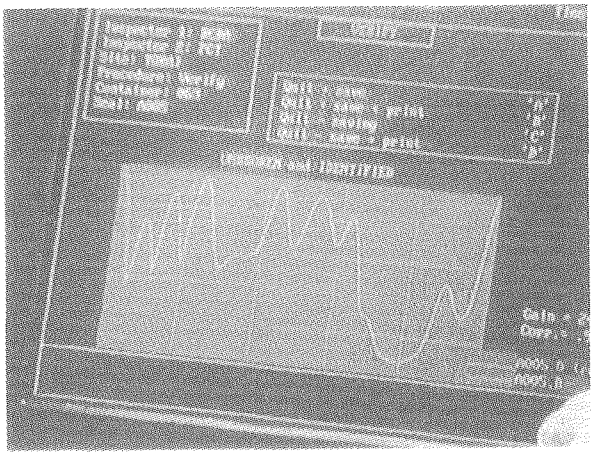


写真２　超音波封印からの出力波形

トの頭部に組み込まれている。

(2)については、封印を取り外そうとすれば封印ボルトの一部の部材がMEB側に一時的に残り、この部材によって固体素子の一部が引っ張られて破断する構造となっている。

(3)については、固体素子表面から超音波を入射させその反射波を読みとることにより、固体素子の変形の有無を検知する。

MEBは水中に置かれているため、超音波振動子／読みとりヘッド～固体素子間の空間には水が満たされ超音波の伝達には問題がない。読みとりヘッドからの反射波信号は解析装置により写真２に示すような波形として描かれ、この波形の形状から固有性と健全性を読みとることができる。

3．開発の課題および経緯

超音波封印をFS47に適用するためには以下のような課題があった。

まずFS47はフランスおよび日本の安全審査を受けており、輸送容器の形状および寸法を変えることなく超音波封印を取り付け可能な機構の開発が必要であった。取り付け機構については、MEBが貯蔵目的であるのに対しFS47は輸送が目的であるため振動等に対する信頼性を高めることが必要である。また目的地に到着後は速やかに施設に搬入するため、開梱作業および査察官による検認を遅滞無く実施できるよう作業性に対する配慮が必要であった。

またFS47は空気中で取り扱われる。超音波の性質上、空気中で使用するためには超音波の伝達経路に水を満たす必要があり、読みとり装置の改良が必要であった。さらに、輸送容器は一度に100基以上が使用される場合があるため、コスト低減も大きな課題であった。

開発は平成５年２月より開始され、フィージビリティスタディ(平成５年12月終了)、基本設計および性能確認（平成７年５月終了）を経て、製作設計と製作が行われた。今後、IAEA、EURATOMへの本封印の提案が検討されている。

4．開発の内容

4.1　封印本体および取り付け機構

開発は、まず取り付け機構の設計から開始された。最初、FS47の本体と緩衝体を結合するボルトを置き換える形状の封印（封印ボルトと同じ方法）が検討されたが、ボルト締めは発送側で自動運転により行われるためこの方式は断念した。

次いで、上部緩衝体を本体に取り付ける際の位置決めピン（直径1.6cm、長さ約５cm）に取り付ける方法を検討した。ピンは緩衝体に固定されており、輸送容器本体のカラーに設けられた穴を通して緩衝体の反対側に突き出ている。ピンには小孔（直径６mm）が設けられている。図２にピンと緩衝体および容器本体の関連を示す。そこで、ピンに設けられた小孔を利用して封印を取り付けることとした。

封印を小孔にクランプする機構は種々考案されたが、封印取り付け後は開梱以外の方法では分解できないようにする必要がある。このためすべての部材を、封印と本体カラーの接触面側から順次組み立ててゆくように設計した。

また輸送中に取り付け機構に小異物が入った場合、開梱時に封印が正常に取り外せなくなることが予想される。開梱作業を速やかに行うためには、このような場合でも封印を切断することなく速やかに処置できることが望ましい。このため部材の形状を単純化するとともに形状に制限を設

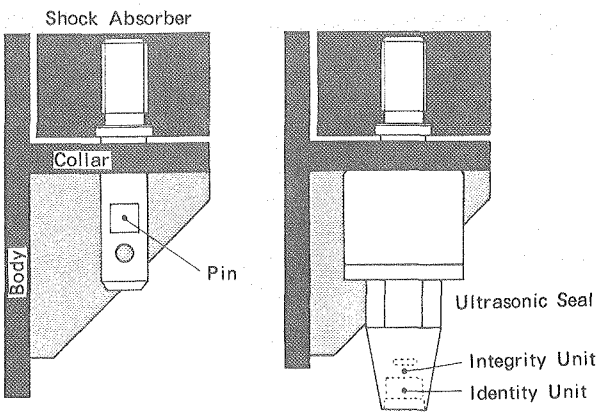


図２　超音波封印の取付け状況

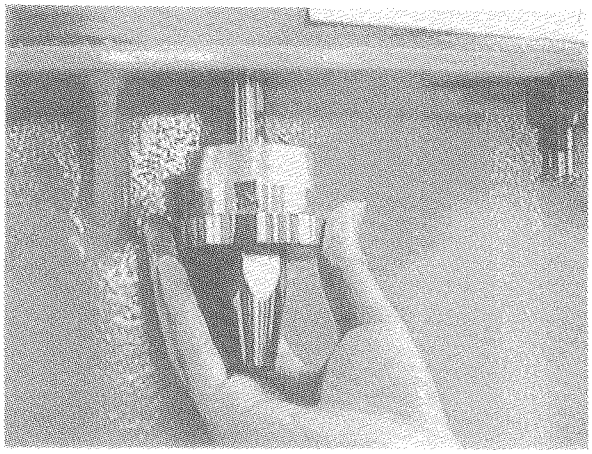


写真３　超音波封印本体

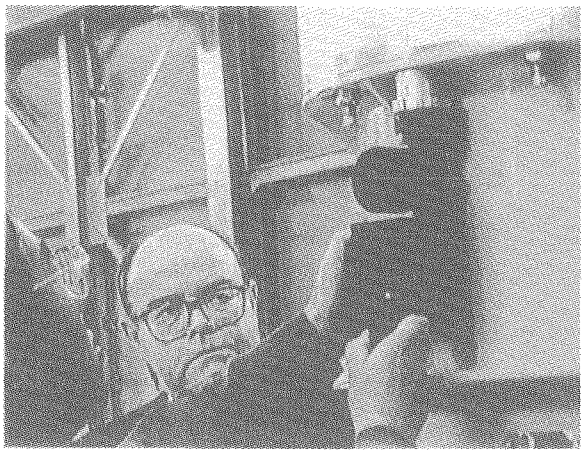


写真４　封印読取装置の装着作業

け、封印と本体カラーの接触面に向かって細くなる形状の部材は用いなかった。

またピンの長さを実測した結果、長さに大きなばらつきがあることがわかった。この場合最も短いピンに合わせて設計すると、封印と輸送容器本体カラー部との間に数mmもの隙間を生じるため、輸送中の振動に対し封印の固定が不十分となる。そこで封印の長さを調整可能とする機構を付加して封印を輸送容器本体カラー部に密着できるようにし、かつ封印取り付け後は緩まないよう設計した。

また部材形状が複雑であると、加工組立調整および検査に時間を要しコスト上昇を招くほか、不具合も発生し易い。このため部品形状はできるだけ簡素化した。

封印本体の形状を写真３に示す。

4.2　読みとり装置

FS47は空気中で取り扱われるため、超音波の伝達経路に水を満たす改良を行った。すなわち、超音波振動子／読みとりヘッドと封印の間の空間に結合された小型の水タンクを取り付け、このタンクの容量を変えることにより封印との空間に水を満たすようにした。

このとき、水量が不足すると正常な反射波が得られない。そこで水量が適正であるかどうかを解析装置側で反射波の強度から読みとり、測定前に適正な水量であるかどうかをチェックできるようになっている。

また読みとり装置はMEBの場合と異なり、査察官が手で保持することとなる。そこで片手で封印に装着可能なよう全体の小型・軽量化をはかった。また測定中は保持しなくてすむよう、マグネットにより封印と読みとり装置を結合するよう設計した。

読みとり装置の封印への装着作業を写真４に示す。

4.3　解析装置

読みとり装置の小型・軽量化に対応して、解析装置もラップトップ型のコンピュータに内蔵され、小型・軽量化された。解析装置を写真５に示す。

読みとり装置および解析装置は可搬型であり、査察官は査察の現場で封印を同定するとともに封印が取り外されなかったことを確認できる。

5.　開発成果の評価

5.1　デモンストレーション

封印を実際にFS47に装着してのデモンストレーションが平成６年10月と平成７年５月に東海事業所にて実施された。

平成６年のデモンストレーションでは、E型封

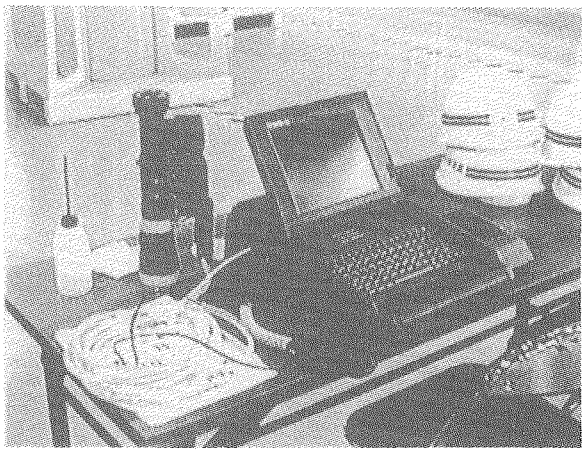


写真５　出力波形解析装置（可搬型）

印による実際の査察手順に沿って封印をFS47のピンに取り付けた後に取り外し、取り付けおよび取り外し作業が正常に実施可能であることを確認した。取り外した封印はイスプラ研究所に持ち帰って固有性の確認および破壊状態の確認が行われ、封印として正常に機能していることが確認された。またFS47の施設への搬入場所と搬入手順の確認が行われた。

平成7年のデモンストレーションでは、封印をFS47のピンに取り付けた後に東海事業所構内にてトラックによる輸送試験を行い、封印を取り外す前後に読みとり装置および解析装置を用いて確認を行った。一部の封印についてはハンマーによる衝撃を与え、また別の封印については超音波が入射する面に傷を付け、それらの影響を調査した。その結果、開封以外の要因では異常は生じないことが確認された。また封印の読みとりから解析結果の判定までの時間は5分未満であり、すべての作業を通じて作業性に問題がないことも確認された。

5.2 コスト

封印本体（取り付け機構を含む）のコストは、VACOSS封印の1/3～1/4と試算されている。プルトニウムの粉末輸送では100基以上のFS47が同時に使用されるため、低コスト化の効果は顕著である。

6. おわりに

上記の開発およびデモンストレーションを通じ、今回開発した封印は封じ込め・監視用機器として信頼性／有効性が高いことが確認できた。本封印は査察用機器として十分利用可能であると考えられることから、今後、科学技術庁、IAEA、EURATOMへの提案を検討している。

参考文献

1）動力炉・核燃料開発事業団パンフレット「プルトニウムの海上輸送について」.

2）早川、他“プルトニウム輸送容器への超音波封印技術の適用方法の開発” 第15回核物質管理学会日本支部年次大会論文集(1994).

3）B.C. d'Agraives, et. al “Ultrasonic Sealing Techniques Developed by JRC－ISPRA and their Applications to the safeguards of nuclear fuel” 第15回核物質管理学会日本支部年次大会論文集(1994).

技術小論

カナダ・アサバスカ地域のウラン鉱山 ― 開発モデルと将来の生産体制 ―

境　　收

東濃地科学センター

資料番号：95－3

Uranium Mines in the Athabasca basin, Saskatchewan, Canada
—Mine models and Future of Productions—

Osamu Sakai
(Tono Geoscience Center)

カナダ・サスカチュワン州のアサバスカ地域でのウラン鉱山プロジェクトの経済評価を実施した。経済評価は、当地域のウラン鉱山の現状を踏まえて、開発モデルを設定し、ディスカウント・キャッシュフロー(DCF)分析を使って実施した。

開発モデルを使った経済評価から、ウラン価格が15～20$/lb$U_3O_8$の価格水準であれば、アサバスカ地域の鉱山では必要収益率15%を十分確保できることがわかった。カナダの長期契約価格が15$/lb$U_3O_8$以上となる前提でアサバスカ地域のウラン生産体制を予測した。

1.　はじめに

アサバスカ地域はカナダ、サスカチュワン州北部に位置し、世界最大のウラン生産センターである。当地域でのウラン生産は、北部のビーバーロッジ地区で1953年より始まり、現在東部のラビットレイク鉱床(1968年発見)、西部のクラフレイク鉱床(1969年発見)、東南部のキーレイク鉱床（1975年発見）で行われている。特に当地域の東縁部では1975年以降、多くの大規模な鉱床が発見されており、現在それらの鉱床の開発計画が進められている(図１参照)。

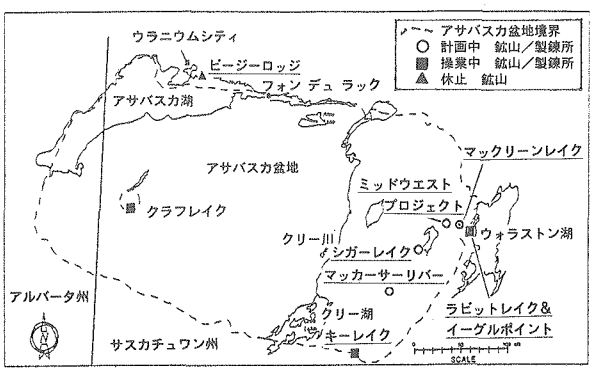


図１　アサバスカ地域の鉱山位置図

アサバスカ地域では、ウラン鉱業にとって開発が困難な市場価格にもかかわらず、鉱山開発が進行中である。鉱山開発の形態として既存製錬所を利用した秩序立った持続的鉱山開発が現実的であると言われており、政府の環境評価・審査プロセスからも指摘されている。

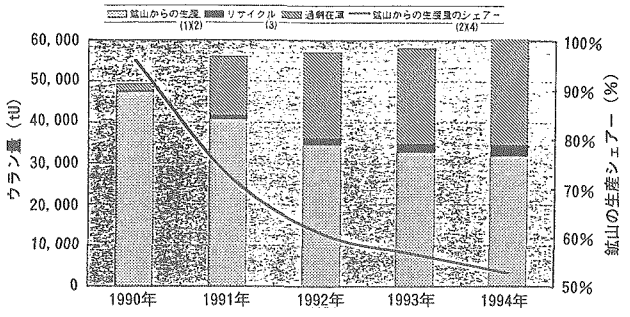
ここでは、当地域の開発モデルによる経済評価および、それに基づく当地域の将来の生産体制を報告する。

2.　ウラン鉱山の現状

2.1　世界のウラン生産とウラン価格

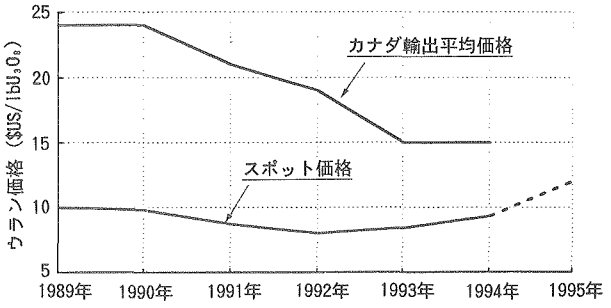
1994年の鉱山からのウラン生産量は、1993年の32,776tUから4.9%減少し、31,892tUとなった。上位10カ国の1994年の生産量は、カナダ(9,701tU)を筆頭に、ニジェール（2,965tU)、ロシア(2,615tU)、オーストラリア（2,197tU)、カザフスタン(2,120tU)、ウズベキスタン（2,120tU)、ナミビア(1,912tU)、南ア(1,683tU)、米国(1,357tU)、中国(1,200tU)の順で全体の約87%を占める。

1994年の鉱山からの生産量は、世界の必要量60,500tUの約53%であり、1995年はさらに減産す



出典：(1)ウラン協会1992、(2)NUKEM Market Report 1995.5、(3)ウラン協会1994.6「The Global Uranium Market Supply and Demand 1992～2010」、(4)OECD/NEA Uranium 1991

図２　ウラン供給源別の内訳



出典：Natural Resources Canada「1994 Canadian Minerals Yearbook」
ただし1994年は推定値

図３　ウラン価格の動向

る見込みである。必要量に対する不足分は、過剰在庫とリサイクルから供給されている。リサイクル量は、プルトニウムと回収ウランによる天然ウラン節約量である。世界のウラン必要量に対して鉱山からの生産量とリサイクルからの供給量を調べ、その差を過剰在庫からの供給量とした時のウラン供給源別の内訳を図２に示す。

将来の鉱山以外の新たな供給源として軍事用ウランの民生転用があり、現在米国とロシアでその供給量と開始時期について協議中である。

ウラン価格には長期契約と当用物についてのスポット契約の価格があるが、取引全体では長期契約が70～80%強を占めている。両ウラン価格は、過剰在庫のスポット市場への放出および旧ソ連邦からの外貨獲得のための安売りで、大きな隔たりを生じているが、いずれにせよ両価格とも低迷している。しかし最近のウラン価格の動向は、スポット価格が12$/lb$U_3O_8$近くまで上昇していて、底を打つ形で両価格の隔たりが縮小している。スポット価格の年間平均値と長期契約価格（ここではカナダ産ウラン輸出価格）を図３に示す。

世界市場のウラン価格は10数年間にわたって下落傾向にある。1980年には世界で400以上の鉱山がウラン生産に関わっていたが、ウラン価格の低迷により1992年にはわずか41鉱山、25社がウラン生産に従事しているにすぎない。

新規プロジェクトの開発は、1988年のオリンピックダム鉱山以来なかったが、本年３月にカナダ・アサバスカ地域のマックリーンレイク・プロジェクトに２億５千万ドルを投資して開発に着手することがコジェマ・リソーシズ社より発表され、1997年生産開始に向けて建設が始まっている。

2.2　アサバスカ地域のウラン鉱山

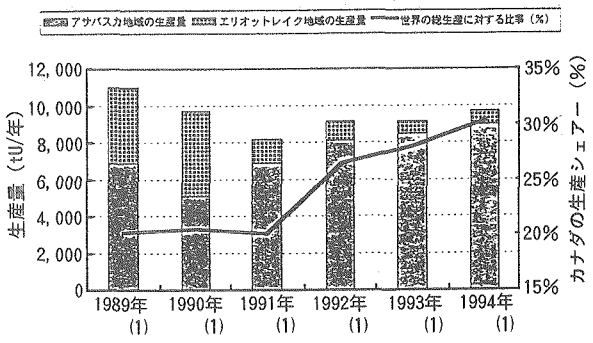
(1)　操業中の鉱山

カナダのウラン鉱山は、サスカチュワン州以外ではオンタリオ州でウランを生産している。1992年５月にエリオットレイク鉱山が閉山、スタンレー鉱山のみが現在操業している。しかしスタンレー鉱山は、1996年６月末に閉山予定であり1997年以降のカナダでのウラン生産はアサバスカ地域だけとなる。

アサバスカ地域では、クラフレイク、ラビットレイク（イーグルポイント）およびキーレイクの３鉱山が操業中で、その生産量（1994年）は9,006 tUに達し、世界の総生産量の約28%を占める。カナダ全体の生産量は世界の総生産量の約30%を占めている。

キーレイク鉱山とイーグルポイント鉱山は、それぞれ露天掘、坑内掘で世界一の生産量を誇り、特にキーレイク鉱山は世界で最も生産量の多い鉱山である。

カナダのウラン生産量は1987年の12,435tUを最高に、最近の生産量は図４に示すように9,000tU台である。



出典：(1)Natural Resources Canada「1994 Canadian Minerals Yearbook」
(2)NUKEM Market Report 1995.5

図４　カナダのウラン生産実績

表１　アサバスカ地域の操業中の鉱山

鉱山名	キーレイク	ラビットレイク(イーグルポイント)	クラフレイク
操業開始	1983年	1975年	1980年
生産容量（tU/年）	6,150	5,400	1,540
所有者	カメコ（66.7%) ウラネルツ(33.3%)	カメコ（66.7%) ウラネルツ(33.3%)	コジュマ(100%)
採鉱法	露天掘り	坑内掘り 露天掘り	坑内掘り 露天掘り
残存ウラン量(tU)*	24,500	33,200**	12,900
ウラン品位(%U_3O_8)	1.72	1.06～5.68	0.85
1994年の生産量（tU/年）	5,073	2,868	1,065

＊　1994年12月現在
＊＊ イーグルポイント24,600tU（地質埋蔵ウラン量9,300tUを含む)、コリンズベイA 6,500tU、コリンズベイD 2,100tU
出典：Natural Resourccs Canada 1994.12

アサバスカ地域の操業中の鉱山の生産体制と既存鉱床の拡張計画を表１に示す。

＜ラビットレイク＞

イーグルポイント鉱体では長孔発破採掘 (blasthole open stoping)による坑内遠隔採鉱法で生産している。またコリンズベイA、D鉱体の開発が進められている。

＜クラフレイク＞

ドミニク・ピーター鉱体から坑内掘（上向き充塡法)によって生産している。またドミニク・ジャニン鉱体（南側）の拡張計画は、当初全面露天掘であったが、一部、湖下は坑内掘にする予定である。

＜キーレイク＞

ディルマン鉱体から露天掘によって生産している。

採掘跡は透水層包囲方式の鉱さい堆積場として利用する計画である。

透水層包囲方式は、露天掘跡の底面と側面に砂などで透水層をつくり、その中に鉱さいを堆積して、鉱さいの脱水と周辺地下水の浸透水を透水層に導くことによって地下に鉱さいを安全に堆積する方法である。

(2)　開発・計画中の鉱床

アサバスカ地域の開発・計画中の鉱床は、マックリーン／ミッドウェスト、マッカーサーリバーとシガーレイク鉱床である。

これらの鉱床は、ウラン品位が非常に高いため坑内掘では、坑内作業員の健康に害のない、かつ安全で効率の高い坑内掘採鉱法について検討が重ねられ、現場適用試験が行われている。

開発・計画中の鉱床の生産体制と進捗状況を表２と以下に示す。

＜マックリーン／ミッドウェスト＞

1991年４月に環境評価・審査が開始され連邦／州政府の承認を経て、1995年３月に製錬所の建設に着手した。

＜マッカーサーリバー＞

1993年８月に坑内探鉱の政府認可が下り、本年中に環境影響調査報告書(EIS)が提出される予定である。

＜シガーレイク＞

1991年～1992年に試験採掘（ボックスホール・ボーリング[1]およびジェット・ボーリング法[2])を実施し、本年中にEISが提出される予定である。

3.　開発モデルの経済評価

3.1　経済評価フロー

プロジェクトの経済評価を行うには、調査・探鉱結果から地質埋蔵鉱量の計算を実施し、その後採鉱および製錬の専門的知識・経験に基づいた採掘可能な鉱量を計算し、生産コストを見積らなければならない。

生産コストの見積りには、地質・鉱床要因および鉱山技術の他に地理要因、社会・政治要因、経済要因の多岐にわたる項目について考慮する必要がある。その項目の中には確定した要因と不確定な要因が含まれる。多くの複雑に絡み合う種々の要因から不確定性を絞り込み、プロジェクトの資金収支スケジュールを算出し、これに対して経済評価を実施する。

収入はウラン価格によって求めるが、その価格は将来のウランの需給バランスに依存するため不確実性の高い要因である。一方、支出はプロジェクトを推進するのに必要な直接的費用（生産コス

表２　アサバスカ地域の開発・計画中の鉱床

鉱床名	マックリーン／ミッドウェスト	マッカーサーリバー	シガーレイク
進捗状況	製錬所建設問題	坑内	EIS作成中
操業開始予定	1997年	1998年	1998年
製錬所の予定	新設	キーレイク	マックリーン／ミッドウェストへ
生産予定量（tU/年）	2,300	6,000	4,600
所有者	(マックリーン)* コジェマ(70.0%) デニソン(22.5%) OURD（7.5%)	カメコ(54.0%) ウラネルツ(29.8%) コジェマ(16.2%)	カメコ(48.7%) コジェマ(36.4%) 出光（12.9%) KEPCO（2.0%)
採鉱法	露天掘り 坑内掘り	坑内掘り	坑内掘り
ウラン量(tU)	31,200	100,000	148,100
ウラン品位(%U_3O_8)	3.96	5	9.25
鉱山寿命**	14年	14年	27年

＊　ミッドウェストの所有者：コジェマ(56.0%)、デニソン(19.5%)、ウラネルツ（20%)、OURD(4.5%)
＊＊ マックリーン／ミッドウェストとシガーレイクの鉱山寿命は、ウラン量に採掘実収率85%を乗じて生産予定量(tU/年)で割って求めた。
出典：Natural Resources Canada 1994.12

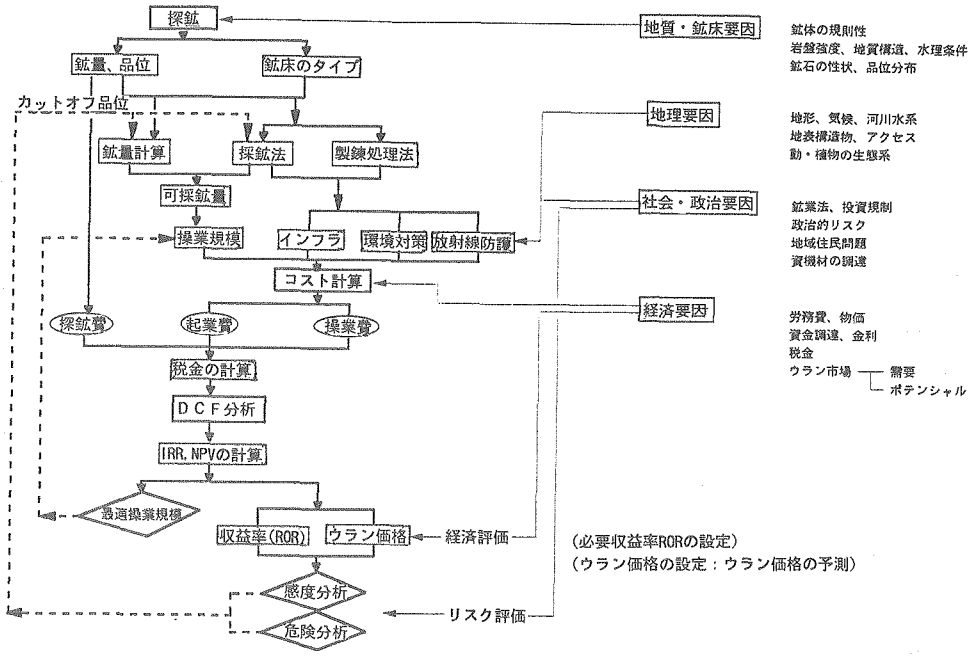


図５　鉱山の経済評価フロー図

ト）と税制に基づく税金からなる。

鉱山プロジェクトでは巨額な初期投資を必要とし、資金投入から収入を得るまでに時間がかかるので、時間的価値を考慮したディスカウント・キャッシュフロー(DCF)による経済評価を行う。この経済評価は、プロジェクトの諸段階で実施され、プロジェクトを次の段階に進めるべきかどうかを決定する際の有力な判断材料となる。

図５に鉱山の経済評価フロー図を示す。

3.2　開発モデル

アサバスカ地域のウラン鉱山開発に係わる環境評価・審査プロセスで鉱山の密集性を指摘する向きがあり、今後の鉱山開発は環境に最も影響を与える製錬所の建設許可は難しく、既存製錬所の生産を継続していくような形態が考えられる。開発・計画中の鉱床であるマッカーサーリバー鉱床はキーレイク製錬所、シガーレイク鉱床はマックリーン／ミッドウェスト製錬所とラビットレイク製錬所を使用する計画である。したがって、アサバスカ地域の鉱山の経済評価を行う開発モデルは、既存製錬所を使用するものとした。

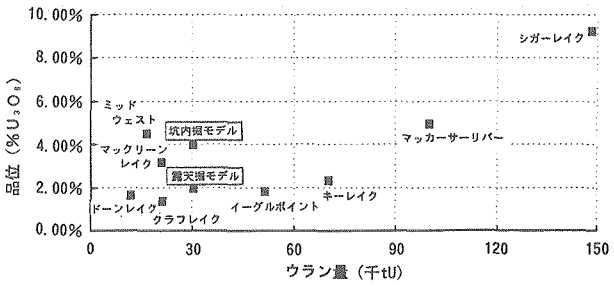
採鉱法は、露天掘と坑内掘の２つのモデルで図６に示すアサバスカ地域の稼動中、開発中の鉱床規模を参考に埋蔵ウラン量30,000tU、品位を露天掘モデルでは2.0%U_3O_8、坑内掘モデルでは4.0%U_3O_8と設定した。

坑内掘モデルの採鉱法は、イーグルポイント鉱山で適用されている方法で、長孔発破による坑内遠隔採鉱法のNEVP法(NEVP：Non Entry Vertical Panel)とした。

採掘実収率は、埋蔵ウラン量に対する採掘可能なウラン量（可採ウラン量）の比率である。

ずり混入率は採掘時、鉱石周辺のずりが鉱石に混入する比率をいい、露天掘モデルでは混入したずりは選別処理されるので混入率を０%とし、坑内掘モデルでは鉱石にその量の20%のずりが混入するとした。表４に示すように坑内掘モデルではずり混入によって可採品位が3.33%に低下する。

剝土比とは、露天掘で地下の鉱石を採掘する際に除去しなければならない鉱体上部の岩土量の鉱石量に対する比である。剝土比30は、キーレイク



出典：IAEA 1992年「Technical Report No.344」

図６　アサバスカ地域の鉱床規模

表３　生産コスト計算モデルの設定条件

設定項目	露天掘モデル	坑内掘モデル
＜探鉱関係＞ 埋蔵ウラン量(tU)	30,000	
埋蔵品位(%U_3O_8)	2.0	4.0
＜損業関係＞ 操業期間（年）	10	
年間操業日数（日／年）	330	
＜採鉱関係＞ 採掘実収率（%）	85	
ずり混入率（%）	0	20
鉱体賦存深度（m）	—	500
採掘幅（m）	—	6
剝土比	30	—
＜製錬関係＞ 製錬実収率（%）	96	
＜インフラ関係＞ 送電線の長さ（km）	10	
橋の長さ（m）	20	
道路の長さ（km）	10	

の例では鉱体賦存深度約120mに相当する。

アサバスカ地域の露天掘モデルと坑内掘モデルの設定条件を表３に示す。

3.3　コスト計算

生産コストは初期投資としての探鉱費および起業費と、生産開始することによって発生する操業費からなる。

開発モデルの生産コストを露天掘モデルと坑内掘モデル（NEVP法）に対して計算する。今回使用した生産コストの簡易計算法は、T Alan O'Haraの算出式[3]を基本として、動燃事業団が実施した坑内掘、露天掘鉱山のF/S資料と労務費等の資料[4]を参照して補正し、また生産規模の変化に対応するように、O'Haraの算出式および係数を平成５年度に動燃事業団が変更したものである。

生産コスト計算モデルの設定条件から、前述の簡易計算法を使って得た計算結果を表４に示す。

既存製錬所を使用する場合と自前の製錬所を建設する場合の生産コストの違いは、製錬関係の起業費である。既存製錬所を使用する場合の製錬関係の起業費は鉱さい堆積場の建設費だけとし、操業コストは同じとした。既存製錬所を使用することによって起業費は、約８千５百～７千３百万ドル節約でき、それにより生産コストは露天掘モデルで11.6 $/lb$U_3O_8$が10.3 $/lb$U_3O_8$に、坑内掘モデルで13.9 $/lb$U_3O_8$が12.8 $/lb$U_3O_8$に削減される。

表４　生産コストの計算結果

（　）の値は製錬所を建設する場合

計算結果		露天掘モデル	坑内掘モデル
＜生産＞ 可採ウラン量（tU）		24,480	
可採品位（%U_3O_8）		2.00%	3.33%
年間粗鉱量（t/年）		150,300	90,200
年間ウラン生産量（tU/年）		2,448	
＜生産コスト＞ 起業費（千$）		84,850 (169,390)	147,203 (219,739)
年間操業費（千$/年）		56,921	66,294
原価 ($/lb$U_3O_8$)	起業費	1.33 (2.66)	2.33 (3.45)
	操業費	8.94	10.42
	計	10.28 (11.61)	12.75 (13.87)
＜探鉱コスト＞ 探鉱費[5]（千$）		36,000	

3.4　ディスカウント・キャッシュフロー(DCF)分析

ディスカウント・キャッシュフロー(DCF)分析は、プロジェクトの経済評価法として20年ほど前から広く使われており、投資金額の時間的価値を現在価値という考え方に立って分析する手法である。現在価値を求めるには利率をｒとすると、ｎ年目の額面価値はその額面価値に$1/(1+r)^n$を乗じたものが現在価値である。

DCF分析の応用としては、鉱山の所有権の価値評価、プロジェクトの収益性の評価、最適操業規模（期間）の検討、プロジェクトのリスク評価がある。

ここではアサバスカ地域での開発モデルに対してDCF分析法を適用する。

(1)　収支スケジュール表の計算

コスト計算で求めた探鉱費、起業費、操業費を発生年次毎に展開する。

その後ウラン販売価格より収入を計算し、税金計算を行い各年次毎のキャッシュフローを求め、収支スケジュール表を作成する。

１）収支計算の設定条件

収支スケジュール表を作成するにはウラン販売価格、投資資金の調達方法および、その借入金の金利を設定する必要がある。

ウラン販売価格は、鉱山の経済評価の中では最も影響を及ぼす要素である。ここではウラン価格の設定に当たって鉱山開発に必要な収益率(Required Rate of Return：ROR)から逆算してウラン価格（限界販売価格）を求める。

下記に収支計算の設定条件を示す。

必要収益率(ROR)　：15%
自己資金比率　：30%
借入金の金利　：　6%

2）税金の計算

カナダ連邦とサスカチュワン州の鉱業税制は、投資家にとって相当有利になる課税対象額控除と減価償却法が制定されており、それにしたがって税金の計算を行う。税金の項目と概要を示す。

連邦法人税　：課税対象額の28%
連邦付加税　：連邦法人税の 3%
州法人税　：課税対象額の15%
基本ロイヤリティ：売上高の５%(実質４%)
累積ロイヤリティ：投資金を全額回収した後、課税する。
連邦資本税　：課税対象額の0.2%
州資本税　：課税対象額の0.6%または売上高の２%のうち高い方
減価償却法　：探鉱費と開発費は30%定率建設費は加速して特別償却できるとする。

(2)　NPVの計算

鉱山の収支スケジュールは先行投資を行う探鉱、開発、建設を行う準備期間と、収入が発生する操業期間からなる。

準備年次は探鉱費および起業費の計がキャッシュ・アウトフロー（−）であり、操業年次は売上高から操業費と税金を差し引いた額がキャッシュ・インフロー（＋）である。各年次の計算されたキャッシュフローをプロジェクト開始年からの経過年数と利率で現在価値にディスカウントし、各年次の現在価値の合計が正味の現在価値(NPV：Net Present Value)である。

このNPVはプロジェクトを実施する権利を現時点で売り買いする際の値段と言うことができる。NPVの大きいプロジェクトほど儲けが大きいことになる。図７にキャッシュフロー図を示す。

(3)　IRRの計算

NPVに代わるプロジェクト評価の尺度として、内部収益率(Internal Rate of Return：IRR)がある。IRRは、NPVがゼロとなる利率である。すなわちIRRをｒ、準備期間(C)および操業期間(R)の合計年数をｎとすると

年次	1	2	3	4	……	n
アウトフロー	C_1	C_2	C_3	C_4	……	C_n
インフロー	R_1	R_2	R_3	R_4	……	R_n

$$\sum \frac{C_1}{(1+r)} = \sum \frac{R_1}{(1+r)}$$

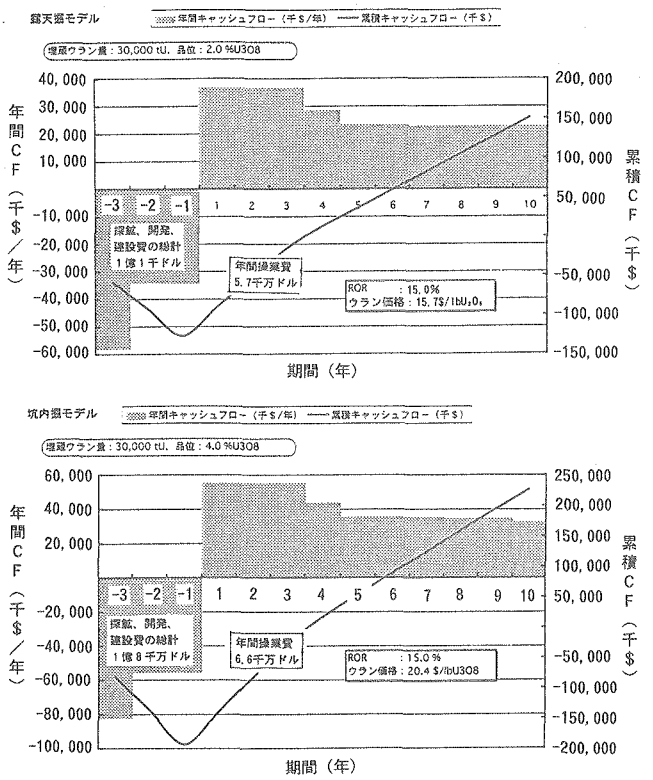


図７　キャッシュフロー図

上式を満たすｒがIRRである。IRRは、プロジェクトへの投資が生む利益を預金利率の形で表したものと言える。

またプロジェクトに投資するに当たって、リスク等を含んだ最低限の内部収益率(IRR)が必要収益率(ROR)であり、ここでは15%とする。

NPVは収益の大きさを額で示すが、IRRはプロジェクトの収益性を率で表す。

(4)　計算結果

DCF分析結果は、既存製錬所を使用する場合露天掘モデルでは初期投資額１億１千万ドル、年間操業費５千７百万ドルで限界販売価格は15.7 $/lbU$_3O_8$である。坑内掘モデルでは初期投資額１億８千万ドル、年間操業費６千６百万ドルで限界販売価格は20.4$/lbU$_3O_8$である。

一方、自前の製錬所を建設する場合は、露天掘モデルでは初期投資額が２億１千万ドルとなり限界販売価格は19.8$/lbU$_3O_8$で、坑内掘りモデルでは初期投資額が２億６千万ドルとなり限界販売価格は24.5$/lbU$_3O_8$である。

3.5　感度分析

生産コスト、収支および税金の計算を経て求められたキャッシュフローをDCF計算して、NPVおよびIRRを得た。しかし生産コストと収支は、図5の経済評価フローに示すように各要因が複雑に絡み合っているものから算出したものであるから不確定性を含んでいる。すなわち、生産コストおよび収支の計算は一意的に決定されるものではなく、それぞれの設定値は、ある範囲の変動幅を考えざるを得ないのが通例である。

感度分析では、まず不確定な要因（パラメーター）を抽出し、それらの要因がここでは内部収益率(IRR)に対してどの程度の影響度を持っているかを調べる。

パラメーターの変動幅は、当地域で稼行している鉱山のデータから表5のように設定した。

感度分析は、次のような手順で行う。

① 表5に示す基本ケースのパラメーターを使って内部収益率(IRR)を計算する。

② 一つのパラメーターにおいて最善ケースと最悪ケースの値を与えて、他のパラメーターは基本ケースの値でIRRを計算する。

③ 各パラメーターについても②と同様にIRRを計算する。

④ 影響度の一番大きいパラメーター（ウラン価格）でのIRRの関係グラフを描く。ここではウラン価格を横軸に、IRRを縦軸とする。

⑤ 次に影響度の大きいパラメーター順にその最善ケースと最悪ケースの値を与えて計算したIRRを④の関係グラフ上に求めて、そこから垂線を下ろし横軸にプロットする。各パラメーターの横軸の長さが影響度の大きさ(IRRの変動幅）を表している。

この感度分析結果を図8に示す。この図よりプロジェクト評価に最も重大な影響を及ぼすパラメーターは、ウラン価格であり、次いで埋蔵ウラン品位、埋蔵ウラン量である。露天掘では剝土比、坑内掘りでは採掘幅がプロジェクト評価に大きな影響を及ぼすことがわかる。その他に探鉱費と必要収益率(ROR)が、プロジェクトの経済評価に影響する。

表5　パラメーターの変動幅

	露天掘モデル			坑内掘モデル		
	最悪ケース	基本ケース	最善ケース	最悪ケース	基本ケース	最善ケース
ウラン価格($/lbU$_3O_8$)	10	15	20	15	20	25
埋蔵ウラン量(tU)	25,000	30,000	30,000	25,000	30,000	30,000
埋蔵ウラン品位(%U$_3$O$_8$)	1.5	2	3	3	4	5
年間操業日数(日／年)	360	330	300	360	330	300
採掘実収率(%)	80	85	90	85	85	90
ずり混入率(%)	—	—	—	20	20	15
鉱体賦存深度(m)	—	—	—	700	500	300
採掘幅(m)	—	—	—	4	6	8
剝土比	50	30	20	—	—	—
製錬実収率(%)	96	96	98	96	96	98
探鉱費の原価($/kgu)	2	1.2	1.2	2	1.2	1.2

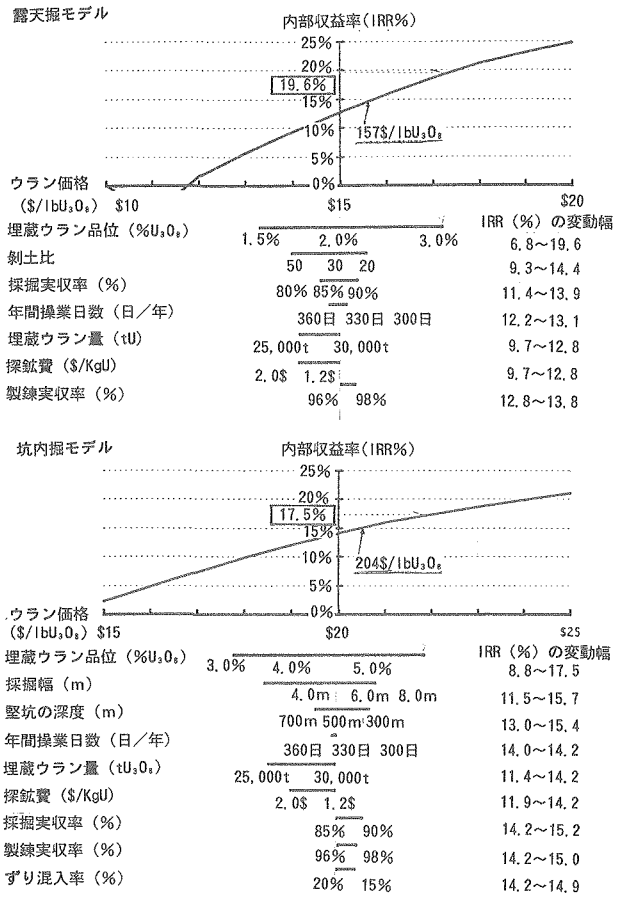


図8　既存製錬所を使用した場合の感度分析

3.6　危険分析

鉱山の経済評価では、最終意思決定段階においても不確定な要素が残る。例えば埋蔵鉱量や品位がその典型的なものである。しかしDCF分析を実施するには、すべてのパラメーターを特定の値に定めないと計算できない。そこでDCF分析で求めたNPVやIRRが、どの程度の確率で達成できるかを知るために危険分析を行う。この危険分析は、各パラメーターの不確定さを確率分布の形で表現し、それらをDCF計算の体系に与えて、モンテ・カルロ・シミュレーションを行い、結果を同じ確率分布の形で求める。すなわち、パラメーターの不確定さがもたらす結果の不確定さを確率分布の形で表すものである。

既存製錬所を使用した場合のパラメーターの確

表６　各パラメーターの確率分布

パラメーター	露天掘モデル		坑内掘モデル	
	分　布	確率分布の形	分　布	確率分布の形
ウラン価格	10　15　20	正規分布	15　20　25	正規分布
埋蔵ウラン品位	1.5　2.0　3.0	三角分布	3.0　4.0　5.0	正規分布
採掘幅			4.0 6.0 8.0	正規分布
立坑深度			300 500 700	正規分布
剝土比	20 30　50	三角分布		
年間操業日数	300 330 360	正規分布	300 330 360	正規分布
埋蔵ウラン量	25,000　30,000	右直角三角分布	25,000　30,000	右直角三角分布
探鉱費	1.2　2.0	左直角三角分布	1.2　2.0	左直角三角分布
採掘実収率	80 85 90	正規分布	85　90	左直角三角分布
製錬実収率	96　98	左直角三角分布	96　98	左直角三角分布
ずり混入率			15　20	右直角三角分布

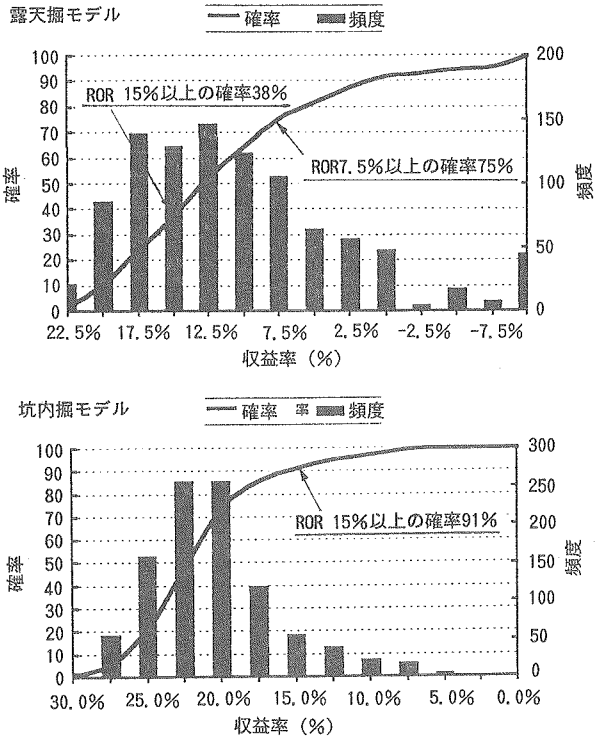


図９　収益率の確率

率分布を表６のように仮定して危険分析を行う。

危険分析は、まず各パラメーターの確率密度関数（相対度数）から確率分布関数を求める。０～１の間の一様乱数を発生させ、それぞれの確率分布関数を通して、各パラメーターの最善ケースと最悪ケース間の値の組合せでDCF計算を行い、内部収益率(IRR)を１個求める。この操作を繰り返すことにより、各パラメーターの確率分布に応じた内部収益率の確率分布を求める。

図９に両モデルでそれぞれ1,000回、この計算を繰り返した場合の内部収益率の頻度分布と確率を示す。頻度分布および確率分布は計算回数が少ないので十分になめらかな分布になっていない。

内部収益率の頻度分布のピークは、露天掘モデルで17.5～10.0％（基本ケースのウラン価格15$/lb$U_3O_8$で内部収益率12.8％）、坑内掘モデルで20.0～22.5％(基本ケースのウラン価格20$/lb$U_3O_8$で内部収益率14.2％）である。

15％以上の内部収益率を確保する確率は、露天掘モデルではウラン価格を10～20$/lb$U_3O_8$の正規分布（中央値15$/lbU_3O_8）で約38％、坑内掘モデルではウラン価格を15～25$/lb$U_3O_8$の正規分布（中央値20$/lbU_3O_8）で約91％である。

7.5％以上の内部収益率を確保する確率は、露天掘モデルで約75％、坑内掘モデルで約99％である。

4.　将来の生産体制

長期契約のウラン価格は、15$/lb$U_3O_8$で底を打った形で現在回復基調にある（図３参照）。

開発モデルを使ったDCF分析の計算結果から、ウラン価格が15～20$/lb$U_3O_8$の価格水準であれば、アサバスカ地域の鉱山では必要収益率15％を十分確保してフル操業できるといえる。また今までの環境評価・審査プロセスの経緯からマックリーンレイクの製錬所建設の後、アサバスカ地域で製錬所が新設される可能性は薄い。したがって当地域の将来の生産能力はキーレイク、ラビットレイク、クラフレイク、マックリーンレイク製錬所の合計生産容量である約15,000tU/年と予測される。

図10と図11は、４カ所の製錬所に集約された形態でウラン生産が継続されると仮定した場合、現在稼働中または計画中の鉱山のウラン量を基にして生産量を各年に割り付けたものである。この図よりアサバスカ地域の生産体制を予測してみる。

4.1　現在から2002～2003年までの生産体制

キーレイクは1999年にはディルマン鉱体が終掘し、その後は70km離れたマッカーサーリバー鉱床から供給すべく、1998年からの出鉱開始に向けて準備中である。

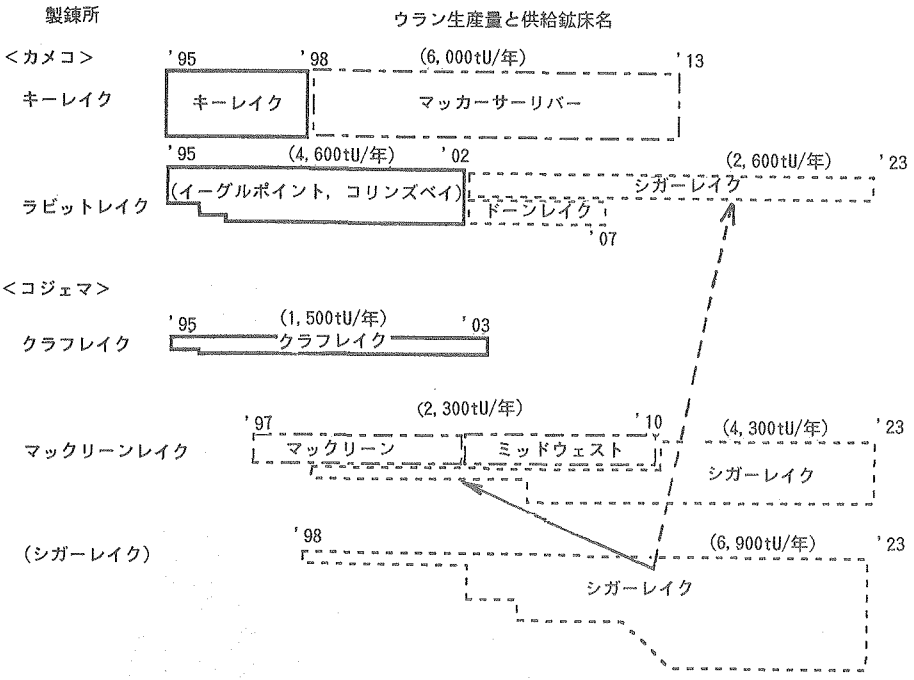


図10　製錬所毎のウラン生産推移（発見済みの鉱床のみ）

ラビットレイクは、露天掘のコリンズベイA, D鉱体からの出鉱を開始させ、早期に採掘を終了させ、鉱石をストックし、継続して坑内掘のイーグルポイント鉱体からの鉱石と合わせて、市場を見ながら4,600tU/年までの生産が行われるであろう。

クラフレイクは、坑内掘であるドミニク・ピーターと湖下のドミニク・ジャニン鉱体を継続して採掘し、ウラン市場を見ながら露天掘のドミニク・ジャニン鉱体の一部で露天掘による出鉱を開始させ、1,500tU/年までの生産が行われるであろう。

マックリーンレイクは本年3月に製錬所の建設着手が決定され、1997年から生産を開始する予定である。

シガーレイク鉱床からの出鉱は、1998年頃から開始される計画である。革新的採鉱法であるジェットボーリング法を軌道に乗せるために約1,000tU/年の生産から始まり、徐々に増産体制を確立すると思われる。

この時期は、各鉱山とも露天掘のストック等も

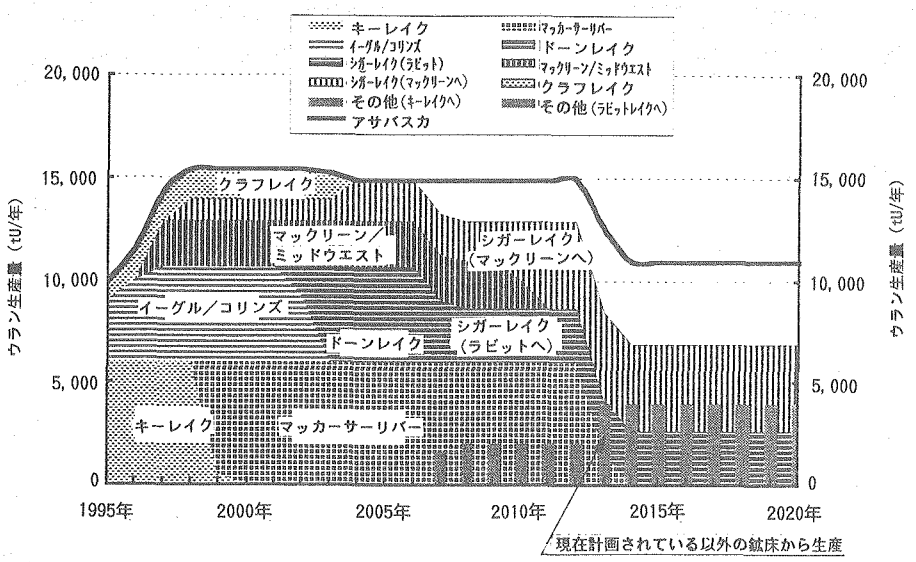


図11　アサバスカ地域のウラン生産量予測（未発見の鉱床を含む）

あり、市場に応じて各製錬所の生産容量一杯の出鉱体制を即時に対応できるであろう。

4.2　2002～2003年から2010～2013年までの生産体制

2002～2003年頃にラビットレイク製錬所の供給源であるイーグルポイント鉱体、クラフレイク製錬所の供給源であるドミニク・ジャニン鉱体の鉱石が枯渇する。これによってクラフレイク製錬所は閉鎖され、アサバスカ地域の製錬所は3カ所のみとなる。

2002～2003年以降の鉱石供給の鍵を握っているのが、シガーレイク鉱床である。シガーレイク鉱床は、148,000tUの埋蔵ウラン量を持つ超大型鉱床であるが、新たに製錬所を建設することなく、既存製錬所のラビットレイクまたはマックリーンレイク製錬所を使用すると思われる。すなわち、2002～2003年までにシガーレイクの増産体制が確立し、イーグルポイント鉱体およびドミニク・ジャニン鉱体に替わってシガーレイク鉱床から4,600tU/年が供給されるであろう。鉱石の製錬は、ラビットレイク製錬所に2,600tU/年、マックリーンレイク製錬所に2,000tU/年と予測される。またウラン市況によってはドーンレイク鉱床が急速に開発されるであろう。

アサバスカ地域からのウラン生産は、閉鎖されるクラフレイク製錬所の生産容量分をマックリーンレイク製錬所の増強によって補い、約15,000tU/年で維持されるであろう。

4.3　2010～2013年以降の生産体制

2010～2013年頃までにはマックリーンレイク／ミッドウェストおよびマッカーサーリバー鉱床の鉱石が枯渇し、シガーレイク鉱床以外はすべて終掘され、製錬所への供給鉱石が不足することになる。しかし、アサバスカ地域では現在探鉱が鋭意進められており、マッカーサーバー鉱床周辺およびウォラストン湖周辺で鉱床の発見が期待され、それらの鉱床はリードタイムを考えると2000年頃よりウラン価格の上昇と相まって、鉱山開発プロジェクト計画が立案されると予測できる。

5.　まとめ

開発モデルを使った鉱山の経済評価から云えることを列挙する。

(1)　アサバスカ地域の生産コストは10～13$/lbU$_3O_8$以下で、必要収益率を15%とすると鉱山経営側の限界販売価格は15～20$/lbU$_3O_8$以下である。

(2)　ウラン価格が20～25$/lbU$_3O_8$の水準に戻れば、新たに製錬所を建設してもROR15%を確保できるので、新規鉱山開発が促進されると予測される。

ウラン鉱山の現状、鉱山開発に対する環境評価・審査プロセスの経緯と今回の経済評価からアサバスカ地域の生産体制について予測できることをまとめる。

(1)　アサバスカ地域の最大生産量は15,000tU/年である。

(2)　15,000tU/年の生産量を確保するには、2007年頃から現在計画されている以外の鉱床からの生産が必要となる。

(3)　2013年以降の生産はシガーレイク鉱山だけとなり、10,000tU/年の生産量を確保するためにも現在計画されている以外の鉱床からの生産が不可欠である。

6.　おわりに

世界最大の生産センターであり、低コストで生産しているアサバスカ地域の生産体制は、前述したように12年後（2007年頃）から現在計画されている鉱床だけでは、15,000tU/年の生産量を維持することができなくなるともいえる。したがってアサバスカ地域の鉱山と同程度の低コスト鉱山を持つ地域についても同様な検討を引き続き行う必要がある。このような地域として以下の地域の鉱山が考えられる。

(1)　オーストラリア

(2)　米国と旧ソ連邦のISL（インシチューリーチング）[6]鉱山

これらの地域の生産体制は、オーストラリアの三鉱山政策の動向、旧ソ連邦のISL鉱山の生産能力等に関して見極める必要があるが、増産できる可能性を持っている。

東濃地科学センター鉱床解析室は、鉱山データの収集、経済評価を含めた情報解析、ウラン供給源の多様化に対応した情報収集およびそれらの情報を基にしたウラン需給解析を通して、今後ともウラン資源確保に役立つ情報提供、情報解析に努める所存である。

参考文献

1）Mining Magazine p.125 (Mar. 1992).

2）J－L. Narcy：An Innovative Jet Boring Mining Method for the High－Uranium Grade Ore Deposits (IAEA, Dec. TCM) (1994).

3) T Alan O'Hara : Quick Guides 1986 Mining Project Capital Cost, Quickguides to Mining Operating Cost and Revenue—CIM 89th Annual Gereral Meeting (1986).
4) Western Mining Engineering社編「Mining Cost Service」.
5) Saskatchewan Geological Society : Modern Exploration Techniques (Nov. 1989).
6) US/DOE/EIA : Uranium In Situ Leach Mining in the United States (1993).
7) 則竹、ウラン資源の現状－水曜会誌 (1994).
8) 重野、黒田、渡辺：鉱山開発への電算機の利用(III)、経済評価、日本鉱業会誌、92、1066、(1976).
9) 大岡、目次、資源経済学つまみ食い講座その１～３、金属鉱業事業団、ぱなんざ、(1995).

技術小論

高速炉照射済燃料の溶解に関する研究

根本　慎一　　柴田　淳広　　塩浦　隆夫
岡本　文敏　　田中　康正

東海事業所再処理技術開発部

資料番号：95－4

Studies on the Dissolution of Mixed Oxide Spent Fuel from FBR

Shinichi Nemoto　　Atsuhiro Shibata　　Takao Shioura
Fumitoshi Okamoto　　Yasumasa Tanaka
(Reprocessing Technology Development Division, Tokai Works)

動燃東海事業所のCPF (Chemical Processing Facility)では、1982年から高速炉照射済燃料を用いた各種のプロセス試験を進めてきている。取り扱った燃料は、高速実験炉「常陽」Mk－Ⅰ照射済炉心燃料をはじめ、仏国のPhenixで照射された試験燃料等様々であり、その燃焼度も4,400～100,000MWd/tにわたる。

本報告では、硝酸濃度、溶解温度ならびに燃焼度等をパラメータとした溶解試験の結果から得られた溶解特性について述べる。併せて、せん断および溶解時の ^{85}Kr 工程内挙動や溶解工程で生じる不溶解性残渣についての測定結果も紹介する。

1．はじめに

既存の軽水炉使用済燃料再処理プラントおよび現在動燃で開発中の高速炉使用済燃料の再処理はピューレックス法を基本としており、いずれも燃料のせん断－溶解－調整－抽出の各工程より構成される。高速炉使用済燃料と軽水炉使用済燃料の組成を比較すると、高速炉燃料には次のような特徴がある。

(1)　燃焼度が高く、核分裂生成物（以下「FP」という）の含有量が多い。
(2)　そのため、崩壊熱が大きい。
(3)　プルトニウム富化度が高い。

これらは燃料溶解法の検討に加え、不溶解性残渣の増加、抽出工程における抽出器内でのクラッドの発生や抽出器の閉塞、さらには溶媒の放射線損傷や第3相生成など、軽水炉燃料再処理に比べてプロセス化学上の課題をより大きくする。

一般に使用済燃料の溶解性は、燃料の製造履歴、炉内照射履歴および再処理工程での機械的処理条件（燃料ピンのせん断）等によるさまざまな因子が重なり合い、溶解特性を予測することは困難であると理解されている。

本報告では、高レベル放射性物質研究施設（以下「CPF」という）で取得した硝酸系における高速炉照射済燃料の溶解速度に与える溶解液中フリー硝酸濃度および溶解温度の影響を紹介する。

2．既往文献における溶解反応に関する知見

硝酸溶液中での二酸化ウランの溶解反応式は硝酸濃度により異なる。[1)]

$$3UO_2+8HNO_3\rightarrow 3UO_2(NO_3)_2+2NO+4H_2O \quad \cdots\cdot(2.1)$$

$$UO_2+4HNO_3\rightarrow UO_2(NO_3)_2+2NO_2+2H_2O \quad \cdots\cdot(2.2)$$

10mol/ℓ以下の硝酸系においては、(2.1) 式が支配的であり、この濃度以上になると (2.2) 式が支配的反応となる。

一方、二酸化プルトニウムおよび二酸化トリウムについては次式が報告[2)]されている。

$$PuO_2+4HNO_3\rightarrow Pu(NO_3)_4+2H_2O \quad \cdots\cdot(2.3)$$

$$ThO_2+4HNO_3\rightarrow Th(NO_3)_4+2H_2O \quad \cdots\cdot(2.4)$$

PuO_2-UO_2混合酸化物の溶解は、(2.1) 式および (2.3) 式が並進的に起こると考えられる。

燃料の溶解過程を精度良くシミュレーションするためには、燃料の溶解速度とそれに与えるさまざまな因子(硝酸濃度、溶解温度、溶解槽内撹拌状況、ペレットの反応表面積と溶解過程における表面積遷移、燃料履歴(燃焼度、Pu富化度等)および共存イオン濃度等)との関係を明らかにする必要がある。

J.L.Swansonら[3] は、ウランの溶解速度は(2.5)式に示すように反応表面積に比例し、反応系内の硝酸とウラン濃度の和の2.6乗に比例するとした結果を報告している。

$$\text{Dissolution Rate} = k(\text{表面積}) \times ([HNO_3]+2[U])^{2.6} \quad \cdots\cdots (2.5)$$

また、オークリッジ国立研究所(ORNL)のA.L. Uriarteら[4] は、未照射UO_2ペレットの沸騰条件下での溶解試験から、

$$\text{Dissolution Rate} = k(\text{表面積}) \times [C_H(t)+C_U(t)]^2 \quad \cdots\cdots\cdots (2.6)$$

C_H：硝酸濃度、C_U：U濃度

の速度式を報告している。

表1は、二酸化ウランを対象とした溶解速度に対する硝酸濃度の関係および活性化エネルギーの報告値をまとめたものである。溶解の活性化エネルギーは、系内のフリー硝酸濃度に対して逆比例する傾向にある。

一方、燃料の反応表面積が溶解速度に比例することは前述のとおりであるが、UO_2ペレットを対象とした溶解過程における反応表面積遷移については権田ら[5] やTaylorら[6] から報告されている。

表1　ウランに関する溶解反応（報告値）
Dissolution Rate＝k・(表面積)・A・$e^{(-E/RT)}$

報告者	A	E(kcal/mol)	備考
R.F.Taylor	$[HNO_3]^{2.8}$	15.2	UO_2ペレット
J.L.Swanson	$[HNO_3+2U]^{2.6}$	11.5 (7.8M−HNO_3, 71〜112°C)	UO_2ペレット
A.L.Uriarte	$[HNO_3+U]^2$	−	UO_2ペレット

権田らは、製造履歴および照射履歴の与えられた使用済燃料の溶解速度は、再処理工程での燃料ピンのせん断による機械的処理因子のみで議論しうると仮定し、UO_2ペレットの溶解過程での反応表面積遷移を調べて、溶解シミュレーションコード(DISSO)の検証を行い、UO_2ペレットまたはせん断UO_2ペレットの初期反応表面積、表面積遷移、溶解速度、UO_2装荷量、溶解温度条件、溶解液の体積および硝酸濃度変化が与えられれば燃料の溶解過程を計算することができるとしている。これらは、UO_2ペレットを対象としたものである。初期条件が明確（反応表面積が既知）なUO_2ペレットを表面積変化が無視できる程度の時間、適当な条件下で溶解し、その単位時間における重量変化から算出される溶解量とペレットの反応表面積との関係を求めている。

我々が実際に対象とする燃料は高速炉使用済燃料であり、かつペレットとは異なりステンレス製の被覆管に燃料が入っているせん断片となり、溶解反応へ有効表面積をはじめPu、FPの存在など、未照射UO_2ペレットに比べ多くの配慮すべき点がある。

3.　試験方法

CPFにおける照射済燃料ピンせん断・溶解およびオフガス処理系統を図1に示す。また、オフ

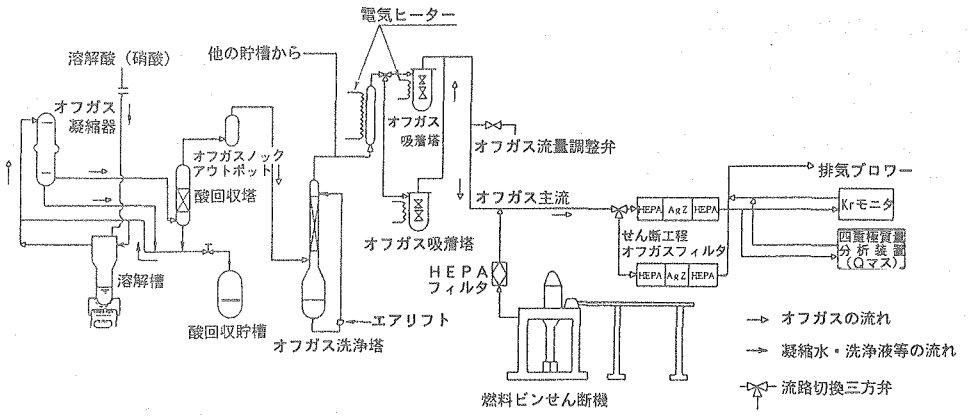


図1　せん断溶解オフガス処理系統

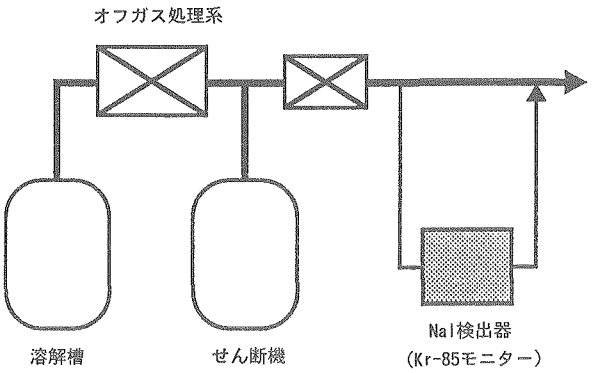


図２　試験設備概略

ガス処理系統の概略を図２に示す。

燃料ピンせん断時および燃料溶解時に放出される^{85}Krはオフガスとともにこれら系統図に示されているKrモニタ（NaI検出器）へ分岐され、連続測定される。

照射済燃料の溶解は、セル内に設置されている回分式小型溶解槽を用いて実施される。3cm単位にせん断された燃料ピンせん断片（または燃料粉末）を溶解槽内に装荷後、規定濃度の硝酸を供給して所定の温度に加温することによって溶解反応を開始させる。溶解時に発生する溶解オフガスを凝縮器によって冷却し、気相中の硝酸を再凝縮させて溶解槽へ還流している。燃料溶解中は一定時間毎に溶解液のサンプリングを行い、液中に溶出するU、Pu、FP濃度および未反応硝酸濃度を分析する。また、溶解オフガス中の^{85}Krの測定を行い、溶解液中の成分と併せて燃料の溶解反応を評価した。

4．結果と考察

4．1　せん断および溶解時の工程内^{85}Kr放出挙動

使用済燃料中にはFPの一つとして^{85}Kr、Xe等の希ガスが含まれている。これらの希ガスは、燃料ピンせん断工程および溶解工程でほぼ全量が放出される。せん断時に放出される^{85}Krの割合は、燃焼度、線出力等の燃料の照射条件の影響を受ける。写真１および写真２[7]は代表的な燃料ピンの組織を示したものであり、ペレット外周部の製造時の組織がそのまま残っている領域、結晶粒が等方的に成長した領域、さらに内側の中心空孔と柱状晶領域が形成されている。ガス放出は単純な拡散放出以外に結晶粒界を介して生じる。また、高温ではガス気泡の移動がガス放出を支配する。

図３は燃焼度が4,400MWd/tの燃料ピンを３cm単位でせん断する過程で調べたオフガス中の^{85}Krの放出パターンである。燃料ピンせん断過程で放出された^{85}Krの総量に対するプレナム部せん断時に放出される^{85}Krは約70％であり、せん断時に放出される^{85}Krの大部分は、最初の数分間に放出されることがわかる。一方、図４はせん断片溶解反応時の^{85}Kr放出パターンである。燃料中に残存している^{85}Krが溶解反応の進行に伴い放出される。^{85}Krの放出挙動は溶解反応の進行に

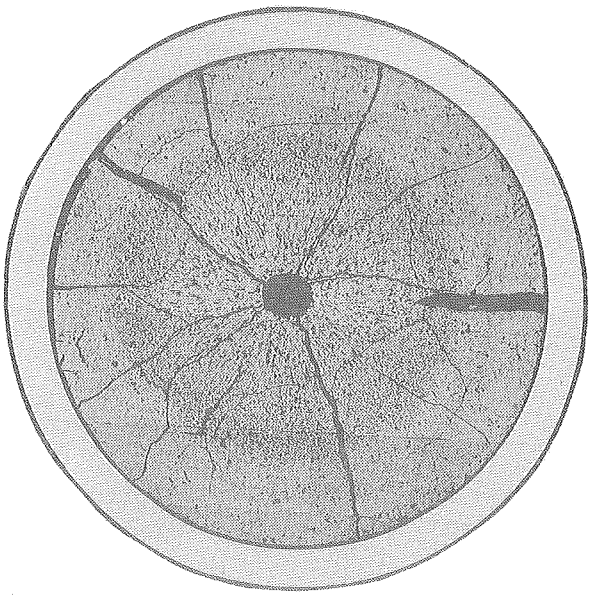


写真１　高速炉照射済燃料ピン断面
(平均燃焼度：16,000MWd/t)
(線出力：360W/cm)

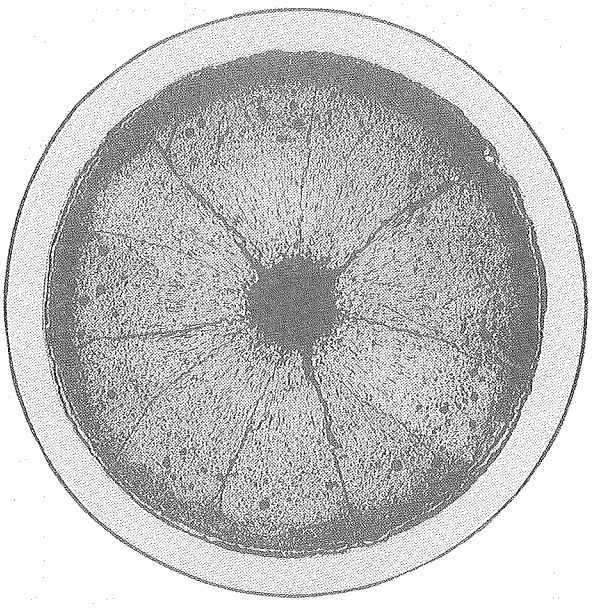


写真２　高速炉照射済燃料ピン断面
(平均燃焼度：84,000MWd/t)
(線出力：390W/cm)

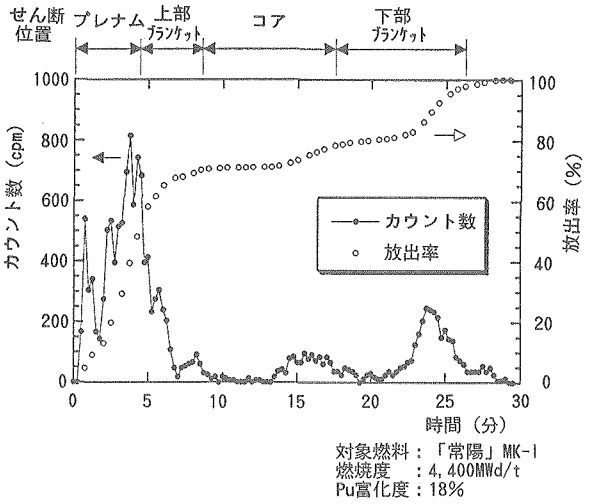


図３　せん断時における^{85}Krの放出特性

見かけ上依存しており、最も溶解反応が活発に進行している溶解初期において^{85}Krの放出も盛んになり、ピークを形成する。

表２は燃料ピンせん断時および溶解時に放出された^{85}Krの割合をまとめたものである。燃焼度が低い場合、燃料中に安定に保持されている^{85}Krが多く、せん断時の放出割合が低いことが観察されている。したがって、ほとんどの^{85}Krは溶解時に放出されているが、燃焼度の高いものほど、せん断時に放出される割合が多くなる。図５はせん断時に放出された^{85}Kr量の割合を燃料燃焼度に応じてまとめたものである。Kr放出割合は燃

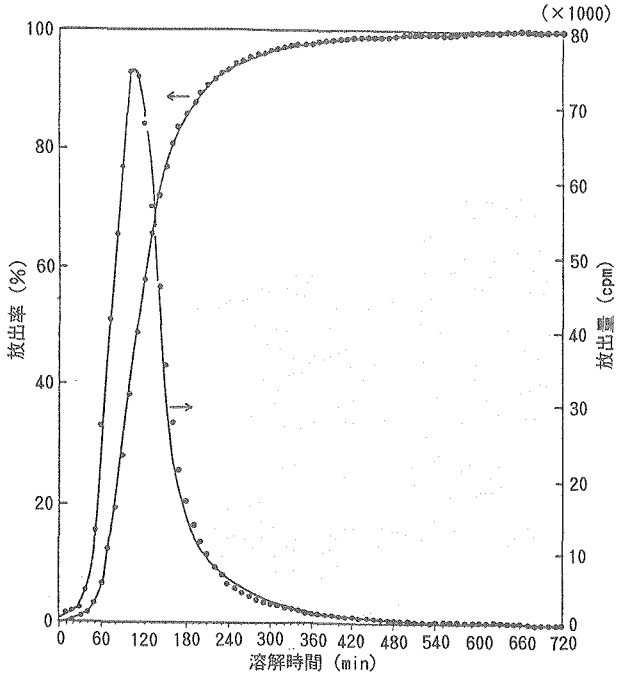


図４　溶解時の^{85}Kr放出率

表２　せん断および溶解時におけるKr収支

集合体平均燃焼度(MWd/t)	せん断時(%)	溶解時(%)
4,400	4.5	95.5
40,100	35.4	64.6
99,800	90.3	9.7

焼度とともに大きくなる傾向が認められる。

一方、図６は溶解反応中に測定された総^{85}Kr量に対して求めた^{85}Kr放出率と溶解液の化学分析によって求めたPuおよびUの溶解率との関係を示したものである。両者の関係には良い相関が見られることからも、溶解オフガス中の^{85}Krの測定が溶解モニターとして従来から利用されてきていることが理解される。また、図７は^{85}Kr放出量の計算値と実測値の関係を示したものである。せん断・溶解時に放出された^{85}Krの実測値とORIGENコードによる計算結果がほぼ一致していることも認められる。

4.2　溶解特性

第２章で述べたように、使用済燃料の溶解特性は硝酸濃度や溶解温度およびせん断片の物理的条件等によって支配される。図８は系の温度を100℃一定とし、硝酸濃度をパラメータとして回分式溶解により求めた照射済MOXせん断片の溶解速度

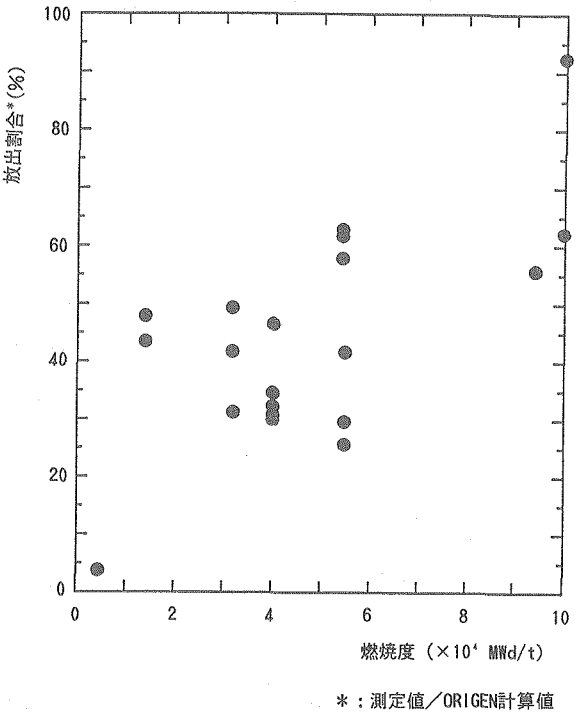


図５　せん断時における^{85}Krの放出割合

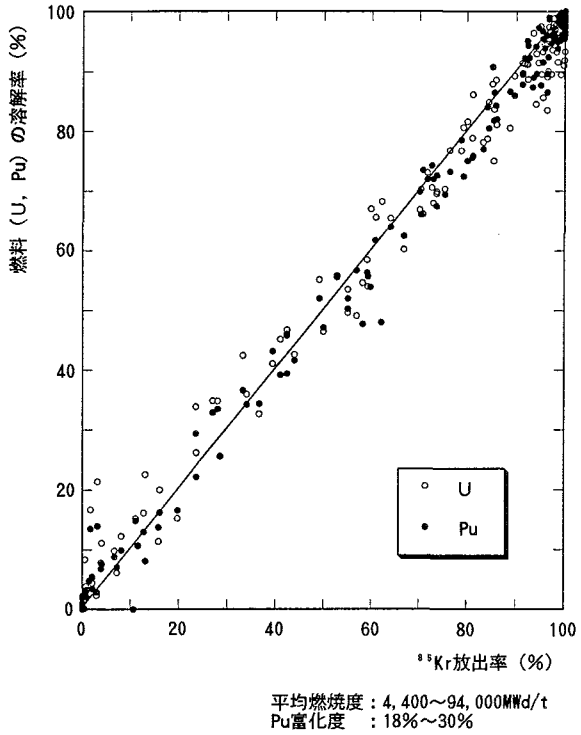


図６　燃料の溶解率と^{85}Kr放出率との関係

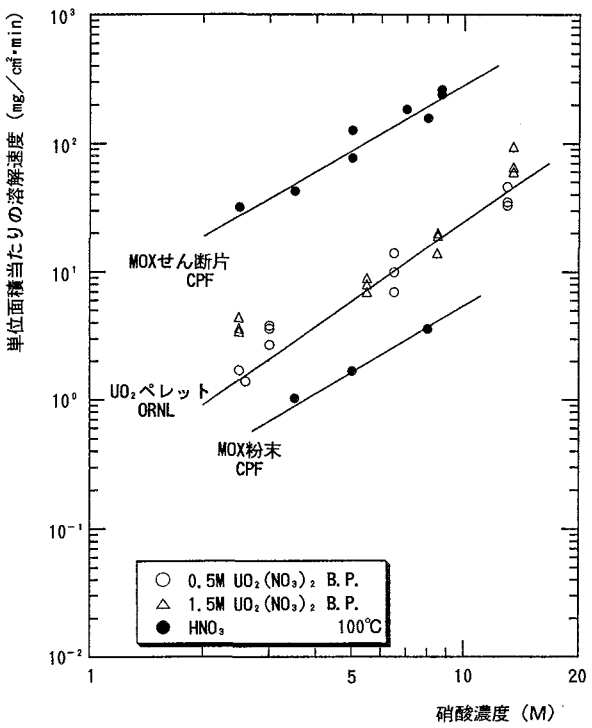


図８　溶解速度の比較

を示す。これらは対象燃料の反応表面積を考慮し、単位面積当たりの溶解速度として導出している。同図には、照射済燃料粉末（平均粒径：約300 μm）および未照射UO_2ペレットの結果[4]も併せてプロットした。

同じ高速炉照射済燃料であるMOXせん断片と粉末の単位面積当たりの溶解速度を比較すると、せん断片の値は粉末の60倍近くに達している。同一燃料の溶解速度は形状によらず一定と考えると、せん断片の反応有効表面積は、せん断片両端の断面積（図８の溶解速度算出時に使用）の約60倍と見込まれる。これはクラック等の影響によるためと考えられる。また、UO_2ペレットとMOXせん断片あるいは粉末との溶解速度の差は、照射、未照射あるいはその組成等のちがいと考えられる。しかし、その絶対値は異なるものの、いずれも系内フリー硝酸濃度の1.7乗に比例して上昇する。

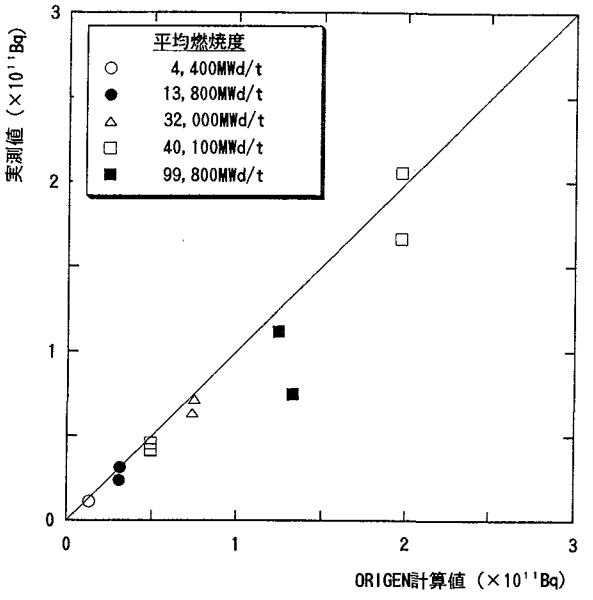


図７　^{85}Kr放出量の計算値と測定値との関係

溶解速度に与える溶解温度の影響については、一般にはアレニウスプロットで求められた見かけの活性化エネルギーで論じられている。図９はCPFで取得した高速炉照射済燃料せん断片の溶解速度をアレニウスプロットしたものである。これによると、見かけの活性化エネルギーは約11 kcal/molであり、すでに報告されている未照射UO_2ペレットの値（８～15kcal/mol）の範囲内であることが分かった。

燃料の反応表面積は溶解の進行に伴い変化することがTaylorらから報告されており、UO_2ペレットの場合、図10に示すように、約20%の溶解率において最大の表面積となる。Taylorらは「時々刻々変化するサンプルを採り上げ、変化量を測定する」という手法で反応表面積を求めている。しかしながら、CPFのホットセル内で実施

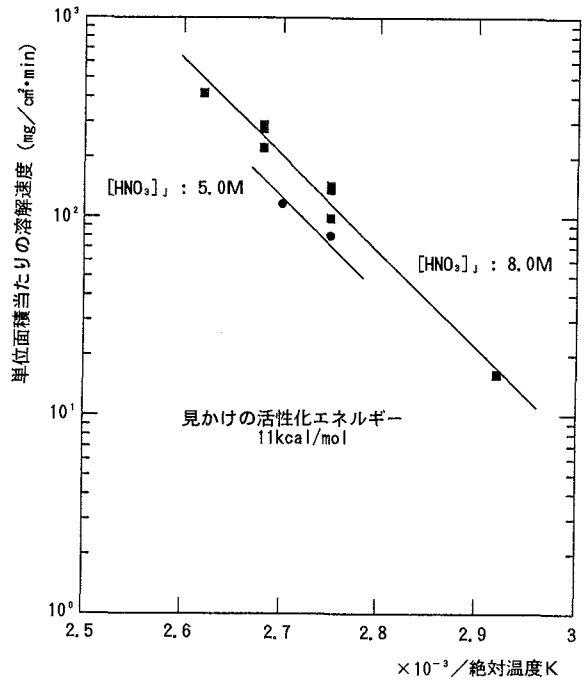


図９　溶解速度に与える溶解温度の影響

している照射済燃料せん断片の溶解では、この手法が採れないため、溶解速度の変化からせん断片の反応表面積の遷移を推定する方法を試みた。本評価に当たっては溶解反応系の変化パラメータを燃料の表面積のみと見なすようにし、他のパラメータ（硝酸濃度や溶解温度等）を極力一定にできる系を選定した。その結果、照射済燃料せん断片の場合、ほぼ70％の溶解率まで一定の速度で溶解反応が進行し、その後急速に溶解速度が低下することを確認した。溶解反応中のせん断片の観察結果と併せて推定すると、せん断片の溶解は開口している両端部から進行するものと考えられる。図10に示したせん断片の反応表面積遷移特性を３次式で表現し、溶解速度の表面積変化にかかわる補正式とした。

これらの試験に用いてきたせん断片は再処理プラントで行われる多数のピンで構成される集合体（燃料ピン束）のせん断により得られたせん断片とは異なり、せん断片両端の開口部がほぼ完全に保たれている（ほとんどつぶれていない）理想的な状態である。しかしながら、実プラントにおけるせん断片の両端面はせん断により燃料外周の被覆管が変形して、多少“つぶれた”状態にあると推測される。したがって、実工程での溶解に与える燃料ピンせん断片の“つぶれ”の影響を評価するため、せん断片両端開口部の被覆管の開口率をパラメータとした試験を実施し、速度評価を行った。図11にその結果を示す。これによると、せん断片開口率を20～30％以上に保つことによって、溶解速度へ与える影響をほとんど無視できる。このことは、実プラントに採用する燃料要素せん断機でせん断片両端の開口率をこの比率以上に保つ

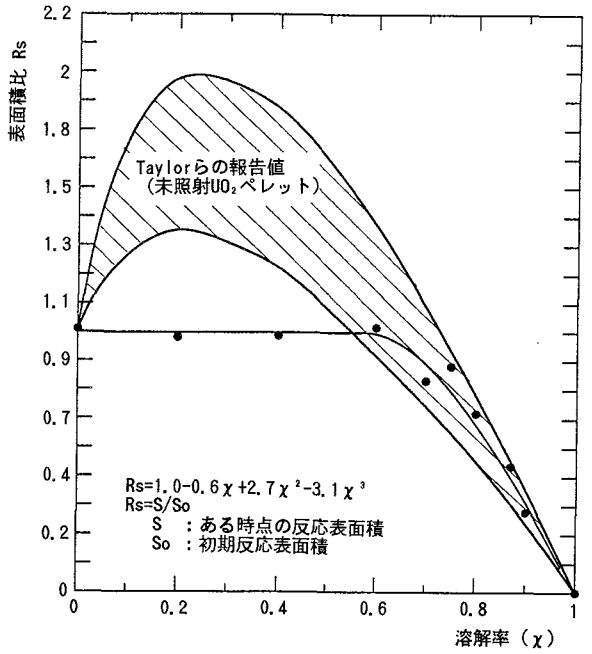


図10　せん断片の溶解過程における表面積遷移

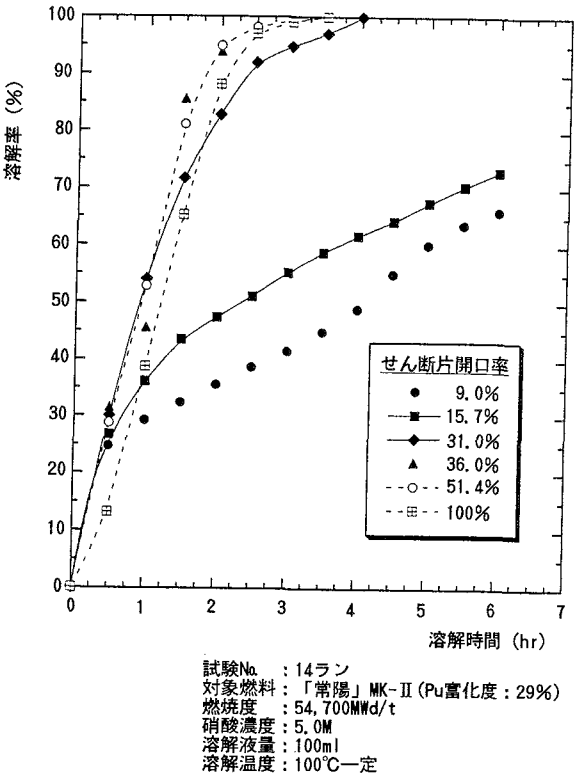


図11　開口率の燃料溶解率に与える影響

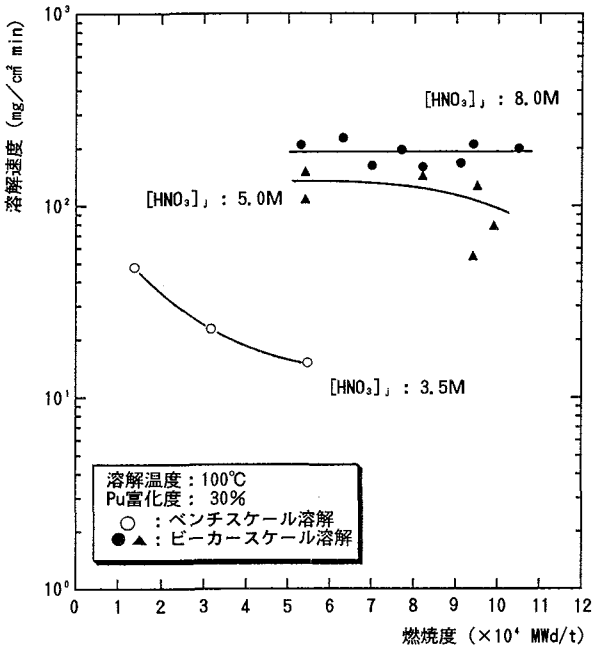


図12　溶解速度に与える燃焼度の影響

ことにより、同様の速度式で溶解反応が評価できることになる。

図12は燃料の燃焼度を主なパラメータとした溶解試験より得られた溶解速度の一部である。5M以上の硝酸濃度では燃焼度に関係なくほぼ一定の溶解速度が得られている。燃焼度は燃料の含有FP量や物性等に影響を与えるため、溶解速度との関係をより詳細に調べる必要がある。

以上、これまで述べてきた内容と現在までにCPFで得られた各種の溶解試験結果から、以下に示す溶解反応速度の実験式を導出した。本溶解反応速度式は硝酸濃度、反応表面積および温度等に関する項で構成されている。

$$r = k \cdot [S] \cdot [H]^{1.74} \cdot e^{-E/RT}$$

$$S = So \cdot Rs$$

$$Rs = 1.0 - 0.6x + 2.7x^2 - 3.1x^3$$

r：溶解反応速度　mg/min.

k：速度定数、

9.62×10^6　mg/min./mol/ℓ・cm²

H：硝酸濃度　mol/ℓ

S：ある溶解率における燃料反応表面積　cm²

So：初期の燃料反応表面積　cm²

Rs：せん断片の反応表面積比

E：活性化エネルギー、11 kcal/mol

R：気体定数　1.987 cal/deg.・mol

T：溶解温度（絶対温度）deg.

x：溶解率

4.3　不溶解性残渣

使用済燃料再処理プロセスの溶解工程において、不溶解性残渣が発生する。この残渣発生量は溶解条件等も影響するため単純には比較できないものの、CPFでの高速炉照射済燃料を対象とした再処理試験結果では燃料ピン1本当たり0.24～1.9gの残渣が発生した。この値は、初期の照射済酸化物燃料重量に対して0.5～1.4w/oに相当する。

残渣粒径は燃料燃焼度の増加に伴い大きくなる傾向にある。燃焼度が13,800MWd/tの燃料溶解で得られた残渣の約90%（個数比）は1.24μm以下の粒径であり、燃焼度が94,000MWd/tの場合、全残渣中の約90%（個数比）を2.0μm以下の粒子で占める。図13は燃焼度が94,000MWd/tの粒度分布である。

最多粒度を全残渣との重量比で求めると、燃焼度が13,800MWd/tの場合、1.0μmが最多で約6w/oであり、94,000MWd/tの場合、2.0μmが最多で7w/oに相当する量となる。

燃料溶解液の上澄み液中には粒径が1.2μm以下の残渣が浮遊しており、これらは全残渣重量の10w/o(94,000MWd/t)～20w/o(13,800MWd/t)に相当する量である。これ以上の粒径の残渣はそのほとんどが沈降性となる。

表3に不溶解残渣の組成を、表4にPu含有量を示す。残渣中のPu量は初期Pu重量に対して0.1w/o未満と極めて低い。

5.　まとめ

CPFにおける高速炉照射済燃料のリサイクル試験は、1982年9月30日に実施した照射済燃料ピンのせん断を皮切りに、これまでの10年間ピューレックス法を基本として各種のプロセス試験を進

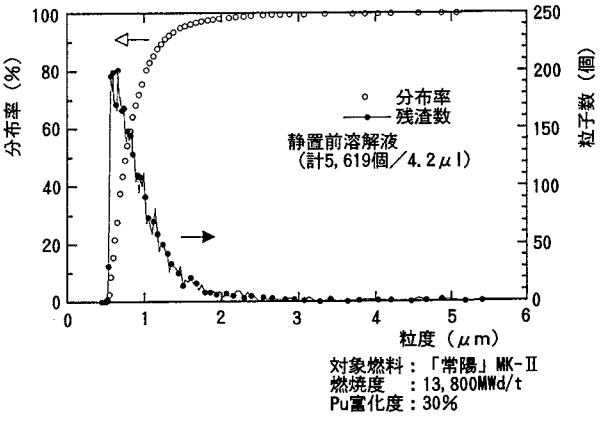


図13　照射済燃料溶解液の残渣粒度分布

表3 不溶解残渣組成割合

試験No.	燃料の種類	平均燃焼度(MWd/t)	溶解条件			不溶解残渣含有元素割合(w/o)				
			硝酸濃度(M)	溶解温度(℃)	溶解時間(hr)	Mo	Pd	Ru	Rh	Tc
5	「常陽」Mk－I燃料	40,100	3.3→1.8	90	10	18.0	6.7	32.2	6.6	9.4
10	「常陽」Mk－II燃料	31,700	3.5→2.7	97	13	22.2	9.0	7.4	7.8	5.2
13	「常陽」Mk－II C型特殊燃料	54,100	4.4→2.5	104	12	24.2	11.6	20.2	8.5	8.8
16－1	「常陽」Mk－II C型特殊燃料	54,100	8.7→6.9	115	4	28.1	14.6	2.7	7.0	12.9
16－2			3.5 一定*1	100	8.5	23.2	12.9	3.4	7.0	10.3
16－3			3.5→8.0*1	115	4	28.0	15.7	3.3	9.0	12.1
16－4			3.5→8.5*1	95	4	27.6	14.9	3.4	8.5	12.4

注 *1：溶解時に硝酸溶液を追加して、硝酸濃度を調整した。

表4 「常陽」Mk－II C型特殊燃料の残渣中Pu含有量

試験No.	溶解試験条件		MOX重量(g)		不溶解残渣発生量(g)	不溶解残渣Pu含有量(mg)	Pu含有率(%) [残渣中のPu]/[MOX中のPu]
	硝酸濃度(M)	溶解温度(℃)	PuO_2	UO_2			
16－1	8.7→6.9	115	31.4	87.5	1.8	7.2	0.023
16－2	3.5一定*1	100	31.4	87.2	1.7	30.0	0.096
16－3	3.5→8.0*1	115	31.4	87.3	1.7	3.3	0.010
16－4	3.5→8.5*1	95	31.8	88.6	1.7	5.0	0.016

注 *1：溶解時に硝酸溶液を追加して、硝酸濃度を調整した。

めてきた。この間に取り扱った燃料は、高速実験炉「常陽」照射済炉心燃料（MK－I、MK－II）、仏国の高速原型炉(Phenix)および英国の高速実験炉(DFR)などさまざまであり、その燃焼度も4,400 MWd/t～約100,000MWd/tにわたる。これらの技術開発成果のうち、せん断および溶解の結果をまとめると次のとおりである。

(1) せん断時の工程内^{85}Kr放出挙動

照射済燃料ピンのせん断および溶解工程において^{85}Krが放出されるが、その放出割合は燃料燃焼度に関係する。せん断時に放出される^{85}Krの割合は燃焼度の増加に伴い上昇し、4,400MWd/tで4.5%、約100,000MWd/tで90%に達する。

(2) 溶解速度

① 硝酸濃度および溶解温度

照射済燃料の溶解速度は、系内フリー硝酸濃度の1.7乗に比例し増加する。

② 活性化エネルギー

約11 kcal/molであり、未照射UO_2ペレットの値に近い。

③ 反応表面積遷移

溶解の進行に伴って変化するせん断片の反応表面積遷移式を導出した。

④ せん断片の開口率

せん断片両端の開口率を20～30%以上に保つことにより、同一の溶解反応速度式を使うことができる。

⑤ 燃焼度の影響

高硝酸濃度条件下では溶解速度は燃焼度に依存しないが、硝酸濃度が低下するにつれてその影響が顕在化する。

(3) 溶解シミュレーション

上記(2)の①～③を明確にしたことにより、溶解シミュレーションが可能となった。

(4) 不溶解性残渣

① 形状および粒径分布

残渣粒径は燃焼度の上昇に伴い大きくなる傾向にある。また、1.2μm以下の粒子のほとんどは液中に浮遊しており、発生した全残渣重量の約10w/oに相当する。

② 残渣発生量

燃料燃焼度の上昇に伴い、残渣発生量も増加する傾向が見られる。

③ 組成およびPu含有量

残渣の主成分は、Mo、Pd、Ru、RhおよびTcであり、燃料の種類や燃焼度にかかわらずほぼ一定であった。また、Pu含有量は、溶解前の初期Pu量に対して0.1 w/o程度と微量であり、Puの溶解性は良好であることが確認できた。

6. おわりに

今回報告した成果は溶解シミュレーションコードに反映されるとともに、プロセス設計・評価にも応用されてきている。

今後、CPFにおける高速炉照射済燃料のせん断・溶解にかかわる基礎研究は、再処理ピューレックスプロセスの高度化およびアクチニドリサイクルを念頭においた溶解法の合理化や不溶解性残渣処理技術の開発に移行していく計画である。

参考文献

1) M. Benedict et al. : Nuclear Chemical Engineering, Second Edition, McGraw－Hill International Book Company (1981).
2) R. W. Dyck et al. : Dissolution of (Th, U) O_2 in Nitric Acid－Hydroflouric Acid Solutions, AECL－5957 (1977).
3) J. L. Swanson et al. : Laboratory Studies of Shear/Leach

Processing of Zircaloy Clad Metallic Uranium Reactor Fuel, PNL−5708.

4) A. L. Uriarte et al. : Dissolution of High−Density UO_2, PuO_2 and UO_2-PuO_2 Pellets in Inorganic Acid, ORNL−3695(1965).

5) 権田浩三、根本　剛、他、使用済燃料の溶解過程、PNCT 841−79−06(1979).

6) R. F. Taylor et al. : Dissolution Rates of Uranium Dioxide Sintered Pellets in Nitric Acid Systems, J. Appl. Chem,. 13, 32 (Jan. 1963).

7) 柴原　格、原子力工業、Vol.35、No.7、P.72、(1989).

技術小論

酸化物分散強化型フェライト鋼被覆管の溶接技術開発

関　正之　西山　元邦　上村勝一郎

東海事業所核燃料技術開発部

資料番号：95－5

The Welding Technology Development of Oxide Dispersion Strengthened Ferritic Cladding Tube.

Masayuki Seki　Motokuni Nishiyama　Katuichirou Kamimura
(Nuclear Fuel Technology Development Division, Tokai Works)

高速炉燃料の新被覆管材料として開発を進めている酸化物分散強化型フェライト鋼は、スエリング特性とともに高温クリープ強度に優れた材料である。しかし、TIG溶接法等の融接法で溶接すると、母材内に均一に分散している酸化イットリューム等が凝集するとともに、溶接金属部には多くの空孔を形成し、溶接強度は著しく低下する。このため、TIG溶接法に代わる溶接技術を開発する必要が生じ、パルス磁気溶接法および抵抗溶接法の開発を行っている。

その結果、パルス磁気溶接法および抵抗溶接法は、酸化物分散強化型フェライト鋼の溶接法として適用できる目途が得られた。

1.　はじめに

高速炉燃料の高燃焼度化の達成のために、耐スエリング性の向上を主目的とした、新被覆管材料の開発を進めている。

その中でも酸化物分散強化型フェライト鋼（以下、「ODS鋼(Oxide Dispersion Strengthened Ferritic Steel)」という。）は、スエリング特性とともに高温クリープ強度に優れた材料であり、動燃事業団では製管技術をはじめとして各種研究開発を進めている。このODS鋼は、TIG溶接法等の融接法で溶接すると、その熱により母材内に均一に分散しているY_2O_3等が溶接金属部および表面に凝集し、多くの空孔（ブローホール）を形成するため、溶接金属部の強度は著しく低下する。このため、ODS鋼の実用化にはTIG溶接法に代わる新溶接技術を開発する必要が生じた。

そこで、融接法の中でも溶接時の入熱量が少ないパルスレーザー溶接法および摩擦溶接法による溶接試験を実施したが、いずれの溶接法とも十分な接合強度を得ることができなかった。そのため、融接法は不向きと判断し固相接合法に的を絞り溶接技術に関する調査を行った結果、パルス磁気溶接法（以下、「PMW法(Pulsed Magnetic Welding)」という）および加圧抵抗溶接法(以下、「PRW法(Pressurized Resistance Welding)」という）が有望との結論に達し、溶接技術開発を進めることとした[1)]。

現状では実機装置（核燃料を取り扱う装置）を開発する上で保守性および安全性に優れているPRW法をメインにPMW法をサブと位置付けて開発を進めている。そのため、本報では、PRW法の開発について重点的に説明し、PMW法は装置開発、溶接原理等については省略、これら以外の項目についてはPRW法と同程度に記述した。また、今後の開発課題についてもまとめたので報告する。

2.　PRW法開発

2.1　開発経緯

PRW法の開発は、国産技術により行うこととし、平成3年度より装置の概念設計を開始し、詳細設計および装置製作を経て、平成4年度末には試作装置が完成した。なお、設計に際してはベルゴニュークリア社のPRW装置を参考にしている。また、平成5年度以降は試作装置を用いて、動燃事業団が開発したODS鋼の溶接試験を行い、強

度測定試験等の結果から装置改造も併せて行い、ODS鋼を溶接するための装置が完成した。平成6年度には、高速実験炉「常陽」の材料照射試験リグ（CMIR－5）にODS鋼の溶接試験片を装荷し、照射試験を開始した。

2．2　溶接原理

PRW法の溶接原理は以下のとおりである。

被溶接物を突き合わせて軸方向に一定の圧力を加え、高電流を流すことにより発生するジュール熱により溶接する方法である。発生するジュール熱は次式で示される。

$$Q = 0.24I^2Rt \quad (cal)$$

Q；発熱量　(cal)
I；電流　(A)
R；電気抵抗　(Ω)
t；時　間　(sec)

特に接触抵抗作用部は、他の部分より発熱が大きく、温度上昇も速くなる。このため、発熱により軟化した初期の接触面の大半は、溶接中に作用している軸方向の加圧力により外表面に押し出され、熱影響範囲を極力狭くでき、固相に近い状態で接合が完了する[2)]。そのため、写真1に示すように、接合部の組織は外表面に向かうスベリ現象が観察され、接合部の範囲は約0.2㎜程度と狭い。これは、TIG溶接法等の接合状態とは明らかに異なる状態である。

2．3　装置構成

本PRW法は、被覆管と端栓のように異形材で薄肉管の溶接を可能にするために開発したものである。そのため、図1に示すように、溶接試料を固定する被覆管側チャック部と端栓を固定し被覆管に押し付ける溶接ヘッド等から構成されている。以下にその特徴を示す。

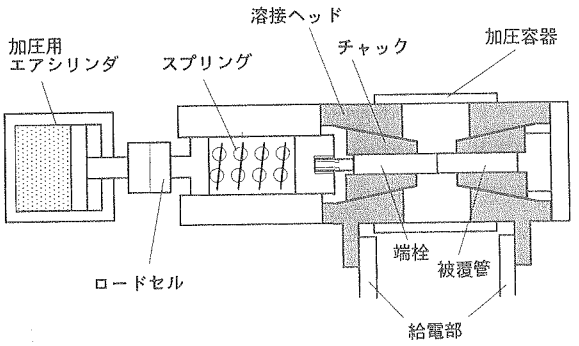


図1　PRW装置溶接部概略図

溶接試料の固定には、油圧により開閉するコレットチャック方式を採用し、被溶接試料の固定力および溶接電流の供給性の向上を図った。また、軸方向の加圧は空圧方式を採用し、溶接ヘッドの即応性を向上させた。溶接電源については、インバータ制御方式を採用することにより、溶接条件（電流、時間、溶接パターン）の制御範囲を広げた。

表1に本装置の仕様を示す。

3．　溶接装置の特性

3．1　PRW法の特性

被覆管と端栓のように異形材で薄肉管を溶接するためには、溶接する試料に大電流を短時間で通電し、局部的な発熱を促し加圧する必要がある。そのためには、溶接試料の電気抵抗を少なくしない限り良好な通電性は得られない。この通電性は、次式からも示されるように、電極からの試料の突き出し長さを表わすスティックアウトの長さの違いにより異なる。これは、試料の固有抵抗（ρ）は一定であっても、試料のスティックアウトの長さ(l)が変化すれば電気抵抗(R)は増減するためである。

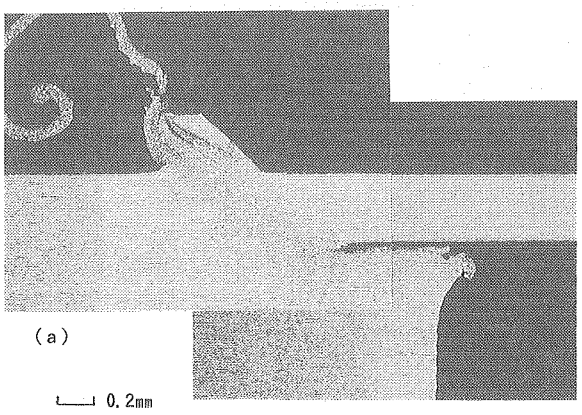


写真1　接合部の組織（PRW）

表1　PRW装置の仕様

項　目	仕　様
1．溶接電源	・型　式　：三相インバーター式 ・最大負荷電圧：180V ・定格容量　：35kVA ：250kVA（最大） ・最大溶接電流：25kA
2．加圧機構部	・加圧方式　：エアーシリンダー ・最大加圧力　：12kN ・圧力調節範囲：10～100%
3．試料固定部	・固定方法　：コレットチャック法 ・固定範囲　：3～18mm
4．データ記録部	・型　式　：兼用記録法（デジタル/アナログ） ・記録項目　：電圧、電流変位量、加速度

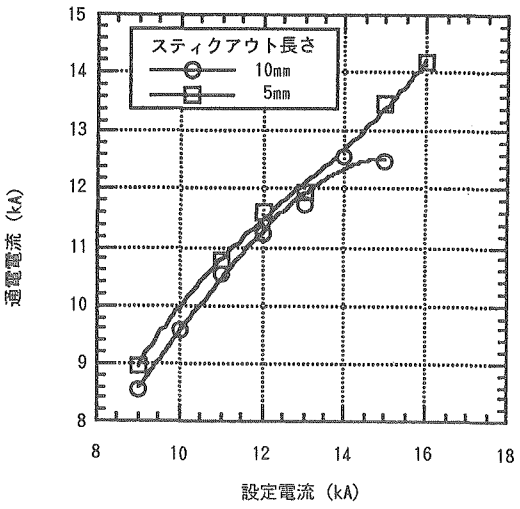


図２　スティックアウトと溶接電流

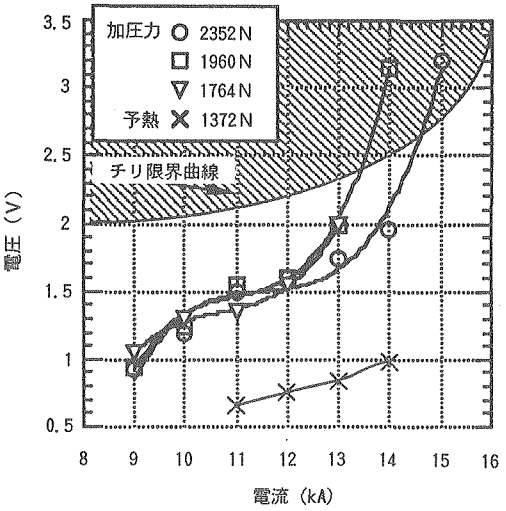


図３　チリ限界曲線

$R = \rho l/S$

R；電気抵抗（Ω－cm）
ρ；固有抵抗（Ω）
l；長さ　（cm）
S；断面積　（cm²）

ODS鋼を溶接した場合のスティックアウトと溶接電流の関係を図２に示す。スティックアウトが10mmの場合は、設定電流を上昇させると通電電流も上昇するがその差は電流の増加に伴い大きくなり、14kA以上の電流では飽和状態となる。これは電極間に固定されている溶接試料の温度が上昇するのに伴い電気抵抗も増加し、コレットチャックと溶接試料間の通電電流が許容限度を超え、この間で熱エネルギーに変換してしまうために飽和状態になると考えられる。

ODS鋼を溶接するためには、14kA以上の溶接電流を必要とするため、スティックアウトの長さは５mm以下にし、溶接時の試料の電気抵抗を可能な限り小さくする必要がある。また、PRW法の溶接条件としては、溶接電流、時間および加圧力であり、その中でも特に溶接電流と加圧力は重要な因子である。溶接電流は加圧力を大きくすると接合面の通電路面積が大きく（接触抵抗が小さく）なり、溶接電流をより多く流せる。しかし、無限大に流せる訳ではなく必ずチリ（溶融片が弾ける現象）が発生する限界点があり、このチリを発生する電流値より少し低い電流が適正電流値となる。これは、溶接機固有のものであり、溶接ヘッドの即応性の良いものほど小さな加圧力で大きな溶接電流が流せる。

本装置のチリが発生する限界点は図３に示すように、低加圧力の場合は縦軸の接触抵抗を示す電圧値が２Vを超えるとチリが生じ、高加圧力の場合は2.5Vを超えるとチリが生じることがわかった。しかし、溶接前に予熱を加えると縦軸の接触抵抗を示す電圧は0.9Vから0.5Vと小さくなり（×印曲線に示す）、適正電流値も大きく設定できるが、この場合も、材料の固有抵抗および電流密度と関係があり、16kA程度までしか流せない。それ以上、流すと試験片の突合せ部が溶融し溶接不良となることがわかった[3)]。

3.2　PMW法の特性

PMW法は、コンデンサーに蓄えた電荷を瞬時に溶接用のコイルに放出し、コイルに生じる電磁力を用いて溶接を行う装置である。図４に示すよ

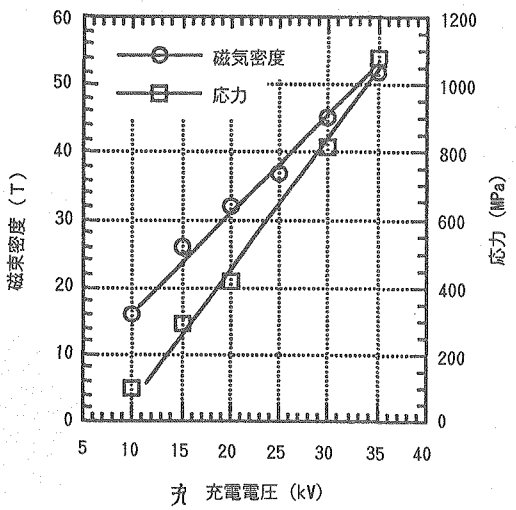


図４　充電電圧と磁束密度

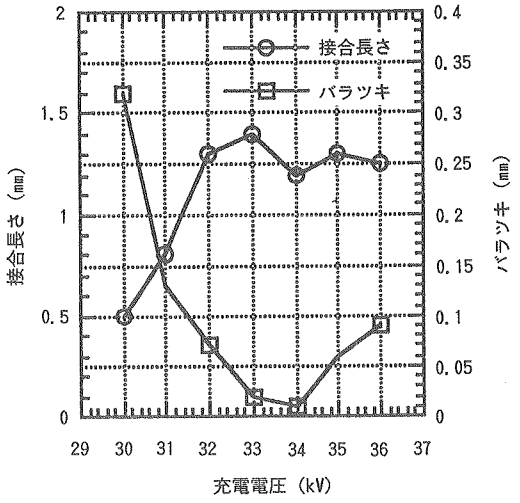


図５　充電電圧と接合長さ

うに、溶接するときの充電電圧（溶接時にコンデンサーに蓄える電圧をいう）と溶接コイル内に作用する磁束密度および溶接試料に作用する圧縮応力には正比例の相関がある。例えば充電電圧が35kVの時に溶接コイルに流れる溶接電流を計算すると約1.2MA、溶接コイル内の磁束密度は約50T、圧縮応力は約1078MPaと推定される。溶接時には、この力が瞬時（約８μs）に作用し、被覆管が端栓と衝突する。衝突面では極薄い層が軟化し、塑性流動が生じて接合部外へ排出される。そして接合面は波状模様を示し冶金的に接合が完了する。この接合部の長さは、図５に示すように、充電電圧の上昇に伴い長くなるが、ある値を超えると飽和状態となり増加しないといった特徴がある。これは、磁束の浸透深さが被覆管の肉厚を超えてしまい、収縮に必要な圧力差が減少するためと考えられる。このことから、ODS鋼を溶接するための充電電圧は、接合長さのバラツキが少なく、最長の接合が得られる34kVから35kV程度の電圧が適当と考える。

表２　溶接試験条件

	溶　接　条　件
PRW法	・溶接電流　：　7kA　予熱　14kA本溶接 ・溶接時間　：　40ms　16ms ・加圧力　：180kg ：600kg ・スティックアウト：５mm
PMW法	・溶接電流：1.2MA ・溶接時間：８μs ・設定位置：溶接コイルの中央

４．試験

４．１　試験概要

PRW法およびPMW法を用いてODS鋼材の溶接性を確認した。試験順序としては、溶接条件を選定した後に、試験検査用の試験片を作製し、接合状態の観察および機械的強度試験を行い、溶接条件による破壊形態を確認した。溶接試験条件を表２に示す。

また、試験検査項目としては、断面金相試験、硬さ測定試験をそれぞれ行い、PRW法については、機械的強度測定として引張試験（室温、650℃）、回転疲労試験（室温）、単軸クリープ試験（650℃）を行い、SEMにて破面の観察を行った。

PMW法については、接合状態の観察までを終了しており、その結果を報告する。しかし、事前にSUS316相当鋼を用いて、装置特性試験、機械的強度測定試験を行い、その特性は十分に把握している。

４．２　供試材

ODS鋼は、メカニカルアロイ法により製作した材料であり、高温クリープ強度を得るために、分散材としてY_2O_3を添加し、Ti、Mo、W等にて耐熱性を強化している。ここで用いた市販材であるMA957は、Cr、TiとC、O、Nを多く添加し、それらによる析出強化を図った材料である。また、動燃事業団が開発した1DS材は主にTi、W、Y_2O_3による高強度化を図っている。試験に使用したODS鋼の化学成分を表３に、機械的強度を表４にそれぞれ示す。

表３　ODS鋼の化学成分

wt%

鋼種	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Co	B	Ti	W	Y_2O_3	N	O	Al
MA957	0.17	0.04	0.06	0.005	0.006	0.13	14.17	0.30	0.03	0.005	0.99	–	0.27	0.045	0.22	0.06
1DS	0.09	0.05	0.03	0.003	0.002	0.15	10.98	0.01	0.05	0.0003	0.40	2.67	0.63	0.014	0.07	–

表４　ODS鋼の機械的強度

鋼種	引張試験結果						内圧破裂試験結果		硬さ測定結果 Hv
	室温引張			高温引張（650℃）			破裂応力 MPa	降伏応力 MPa	
	引張強さ MPa	0.2%耐力 MPa	伸び %	引張強さ MPa	0.2%耐力 MPa	伸び %			
MA957	1110	1042	–	388	386	9	–	–	370
1DS	1484	1321	11	660	597	14	151	140	433

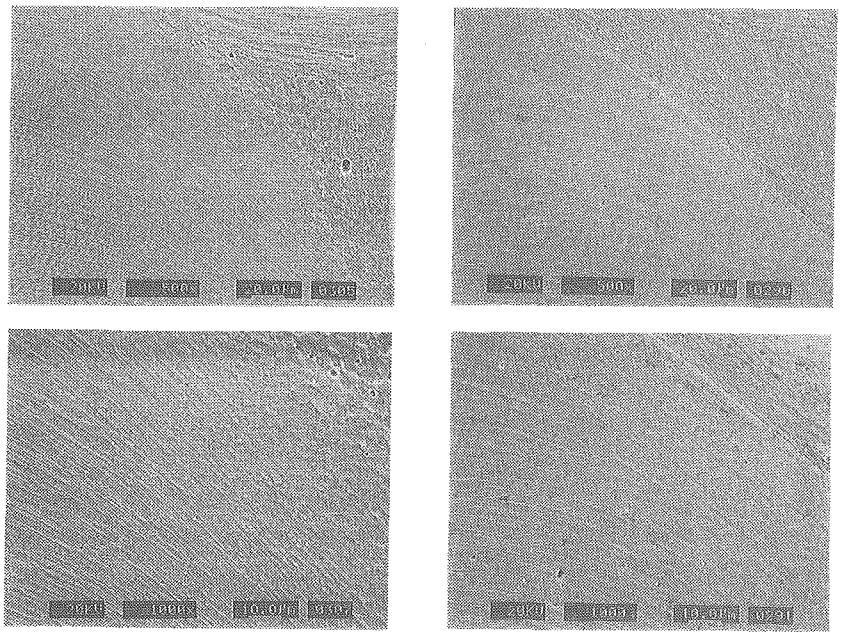
５．結果および考察

５．１　金相組織と接合面の硬さ

写真２(a)(b)はPRW法で溶接した試験片の接合

部の拡大写真を示す。また、写真３はPMW法にて溶接した試験片の断面金相写真であり、接合部の組織を示す。いずれの試験片とも接合部には溶接欠陥は無く、良好に接合している。しかし、写真２(a)(b)を比較すると(b)の方が(a)よりも接合面の結晶粒径は若干ではあるが小さいことがわかる。(a)(b)の溶接条件の違いは、溶接時の加圧力であり、(a)は1764N, (b)は5880Nで溶接した試験片である。これは、加圧力を大きくして溶接すると、被覆管の変形速度が速くなり被覆管がコレットチャックに密着するまでの時間が短く、冷却効果が促進されたために接合面の加熱温度が低くなり、結晶の成長が抑止されたと考えられる。

この現象は、図６に示す硬さ測定結果からも確認できる。熱影響部幅（軟化部）および接合面の硬さは、加圧力の違いにより差が生じており、加圧力の大きい方が硬さ低下が少なく、幅も狭くなったが、いずれの溶接条件とも接合部の硬さ低下は避けられなかった。この原因は、溶接による冷間加工度の減少とフェライト相の粗大化が相互に作用していると考えられる。そのため、これらの現象を透過型電子顕微鏡(TEM)を用いて現在



(a)　加圧力：180kgに設定　　(b)　加圧力：600kgに設定

写真２　接合部の拡大写真（PRW）

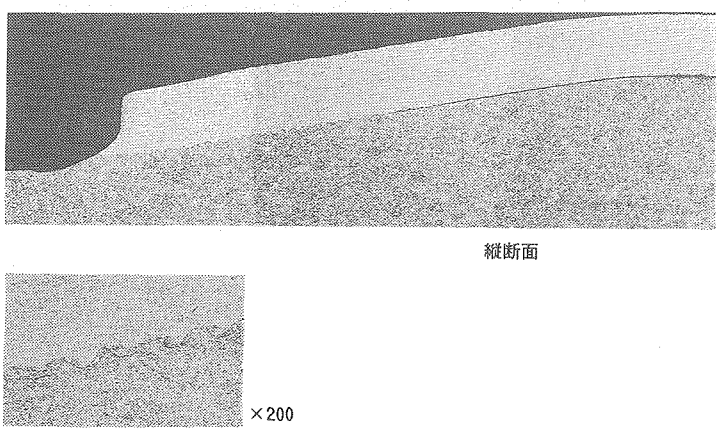


写真３　接合部の組織（PMW）

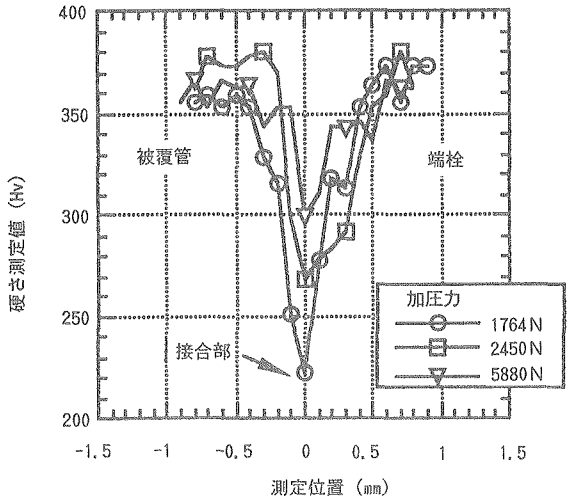


図６　硬さ（MA957）測定結果（PRW法）

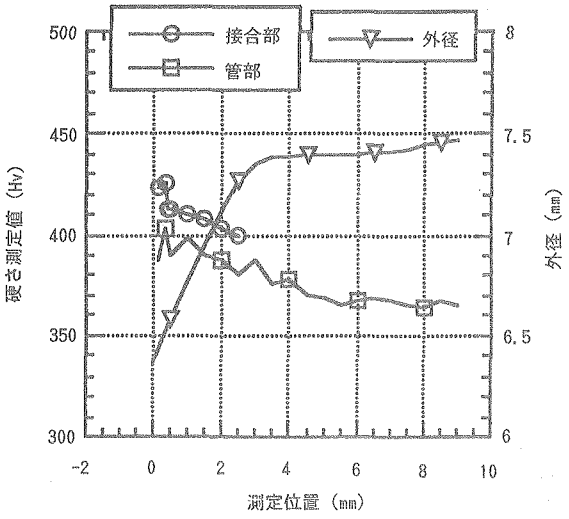


図７　硬さ測定結果（PMW法）

詳細に観察しているところである。

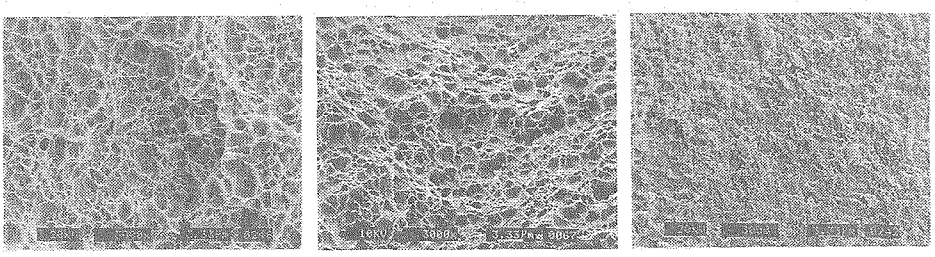
写真３の接合面には、波状模様が確認できる。これは、PMW法特有の現象であり、被覆管が端栓に高速度、高圧力で衝突すると、衝突面の極薄い層が軟化し、塑性流動（衝突方向へ押し出される）することにより生じる。そのため、接合部の硬さは図７に示すように、PRW法とは逆に、接合界面の硬さが増加する。これは、衝突時の塑性変形により加工硬化が生じたためと考えられる。

また、接合面の元素分布状態をEPMAを用いて確認した範囲では、いずれの溶接法ともTIG溶接法等では観察された特定元素の凝集は無く均一に分散しており、ODS鋼の溶接法としての見通しが得られた。

5．2　接合状態と機械的強度

5．1項でも述べたとおり、PRW溶接法の場合は、加圧力の違いにより接合部の状態（結晶粒径、硬さ）に差が生じた。この差が機械的強度にどの程度影響するかを確認するため高温（650℃）引張試験を行った。その結果、母材との強度差はほとんど無かったが、低加圧力の場合は伸びはまったくなく接合部からの破壊となり、高加圧力の場合は、母材からの破断となった。写真４は高温引張試験の結果、接合部からの破断となった試料の破面を観察したSEM写真である。

写真４(a)はMA957母材、(b)は接合面の中心部のSEM写真である。いずれも、等軸ディンプル破面を示しており、延性破面であった。(c)の写真は、接合面の外側に近い部分の破面であるが、これは、まったく伸びを示した形跡が無く、脆くなっていた。このように、接合部から破断した試料の接合面は、均一に接合をしておらず、接合強度に差があることがわかった。この原因については、特定はできないが、加圧力が低い場合に生じることから、溶接時の軟化層が完全に外表面に排出されず、外表面に近い接合面に取り残されて凝固したことと、溶接による冷間加工度の減少とフェライト相の粗大化が相互に作用したこと等が考えられる。



(a)　(b)　(c)

写真４　引張試験後の破面（SEM像）

6. おわりに

上述の結果から、PRW法およびPMW法で溶接した試料の接合面には、TIG溶接法等の融接法で生じていた特定元素の凝集等は確認されなかった。しかし、PRW法の場合は接合部の硬さ低下が避けられず、高温引張試験において接合部破断を防止する観点から、溶接時の加圧力を上げる必要性が認められた。このように、溶接条件の選定等と今後も解決すべき課題は多いが、PRW法およびPMW法は十分にODS鋼の溶接法として適用できる目途が得られた。

今後は、上記課題の原因究明と各種強度試験(引張試験、単軸クリープ試験および内圧クリープ試験)および接合面のミクロ的な観察を行うとともに、溶接部の健全性を非破壊で保証するために、超音波探傷検査法の開発もこれと平行して進め、照射試験等を経て、平成11年度には実用化を図る予定である。

7. 謝　辞

本試験研究を実施するにあたり、原子力技術株式会社の井坂和彦氏、平子一仁氏、塚田竜也氏には試験作業で協力を頂いた。これらのご協力に対して、心より感謝致します。

参考文献

1) 関、上村、他：ODS鋼の溶接技術開発　原子力学会　平成5年(秋季大会) (1993).
2) 最新接合技術総覧編集委員会：接合技術総覧、1985年版、3章、P241 (1985).
3) 西山、上村、他：抵抗溶接法の開発(1)　原子力学会　平成7年(春季大会) (1995).

技術小論

ニューラルネットワークを用いたモデル適応制御手法の高速炉用蒸気発生器への応用

ウゴリーニ、ダニエレ　吉川　信治　小澤　健二

大洗工学センター基盤技術開発部

資料番号：95－6

Application of A Model Reference Adaptive Control Method using Neural Networks to An FBR Evaporator

Daniele Ugolini　Shinji Yoshikawa　Kenji Ozawa
(Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center)

本報では、ニューラルネットワークを用いたモデル適応制御手法（MRAC）の高速炉用蒸気発生器出口蒸気温度制御への適用性評価について述べる。このMRACは、ニューラルネットワークを制御対象の挙動予測モデルとして用いる。この手法では、各時間ステップ毎にこの予測モデルを用いて最適な制御信号値を探索的に求め、その制御信号を加えた結果得られる挙動データを用いて常にモデルの予測精度を維持する。この手法の適用性評価をプラントシミュレータを用いて行ったところ、蒸気発生器の出口蒸気温度の目標値からの変位を、従来のPID手法に比して1/10以下に低減できることを確認した。

1．はじめに

原子力プラントの安全性・信頼性の確立のためには、プラント内の各機器の制御技術の向上が重要である。本報では、ニューラルネットワークを用いたモデル適応制御技術の開発と、その高速炉用蒸気発生器出口温度制御への適用性評価について述べる。

現在使用されている制御手法の主なものは、温度、流量等の重要なパラメータについて、その目標値と実測値の差の動向によって定まる制御量を制御対象に加える手法で、PID制御と呼ばれる。正常状態からの変位が微小な場合の挙動がそのまま大きな変位にも当てはまるような、線形性の強い機器に対しては、このPID制御系を構築する手法が確立されている。この線型性を仮定できないような特性を有する機器や大きな外乱に対しても重要パラメータを目標値に近く保つことができれば、より広い範囲の事象に対して安全余裕を大きくすることが可能になると考えられる。このために求められるのは、対象機器の挙動予測をある程度の精度で行うことのできるモデルを与えれば、これを用いて制御を行いつつ、加えた制御信号とその結果得られる対象機器の挙動データを用いて随時モデルを更新して、モデルの精度向上とより広い範囲への適応を自動的に行うような制御手法である。

そのような制御を実現するために提案されたものがここに述べる制御手法で、対象機器の挙動シミュレーションによって制御信号を決定しつつ、その信号を加えた結果得られる対象機器の挙動を用いて随時シミュレーションモデルの更新を行う。これにより、実装前に構築されたモデルと実機の特性の差異や稼働中の大きな外乱に対して頑健な制御系を実現することができる。

この制御手法を、高速炉プラントの冷却系において重要性が高く、かつ非線形性の強い機器である蒸気発生器の出口蒸気温度制御に適用し、従来の制御手法に比べて目標値からの変位を1/10以下に低減できることを確認した。

2．ニューラルネットワーク

情報処理の分野において、動物の神経細胞が行う信号伝達を模擬したニューラルネットワークという情報処理手法が広く用いられている。これ

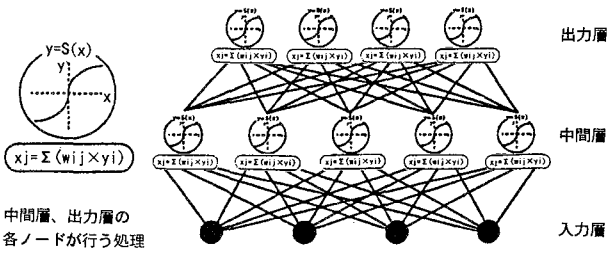


図１　ニューラルネットワークの構造

は、入力と出力の例を多数与えることによってその入出力を学習／再現することのできる汎用関数発生器である。入出力変数の数が多い場合や、局所的な入出力関数の外挿が大きな誤差を生じるような非線形性の強い場合にも適用が容易なことから、近年広く用いられている。

本制御手法に用いられるニューラルネットワークは、図１に示すように、数個のノードとよばれる素子を持つ入力層、中間層、および出力層の３層を有する。中間層および出力層に含まれるノードの各々では同様な演算が行われる。その演算とは、下位の全ノードからの信号値を各結合係数で重み付けした積算値に対して、下限値と上限値を有する連続単調増加関数であるシグモイド関数を出力するものである。この結合係数の組合わせにより、ニューラルネットワーク全体としては非常に広範囲にわたる多変数非線形関数を模擬することができる。さらに重要なことは、逆誤差伝播法と呼ばれるアルゴリズムによって、入力と出力の複数の例から、その入出力関係を再現するように各結合係数を漸次的に調整することが可能なことである。この、入力と出力の複数の例による結合係数の調整をニューラルネットワークの学習と言う。

3.　蒸気発生器モデル

上述の制御システム構築のためには、その実装に先だって、対象機器の特性をある程度の精度でニューラルネットワークに学習させておく（オフライン学習）必要がある。本報での適用性評価は高速炉プラントシミュレータを実機とみなして行う。オフライン学習終了時のニューラルネットワークによる挙動予測精度が完全なものでなくても実機の制御を通じて自らその精度を向上させるというMRACの性質を検証するために、シミュレータ内の蒸発器モデルとは別の簡易型モデルを開発した。

この蒸気発生器モデルはナトリウム流路、伝熱管、水／蒸気流路の３つの部分からなり、それぞれの部分は同じ流れ方向位置での水／蒸気の状態によってサブクール域、飽和水／蒸気域、過熱蒸気域の３領域に分割される。３領域間の境界は固定ではなく、その時点での水／蒸気流の状態によって決定される（図２）。

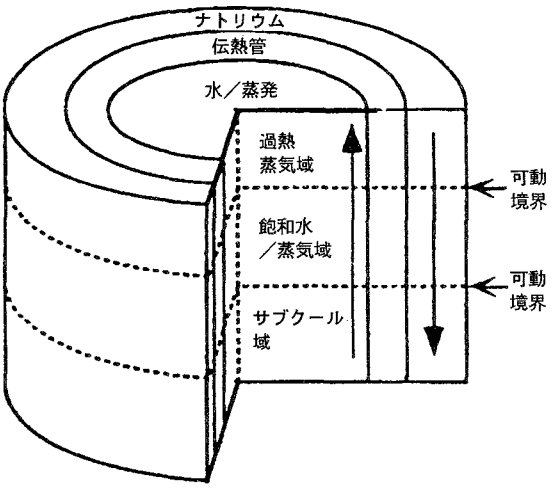


図２　簡易蒸気発生器モデル

4.　ニューラルネットワークによるMRACシステム

本報で紹介する制御手法は、このニューラルネットワークを対象機器の特性モデルとして内包し、一定の精度の挙動データによる予備的な学習を行った後、実機を対象として、あらかじめ決められた時間幅毎に、このモデルを用いて最適な制御信号の値を一種の探索を用いて定めて、対象機器に印加し、この制御信号の値とその結果得られた対象機器の実際の挙動データを新たな入出力変数値の例としてニューラルネットワークに与える、という手順を反復するものである[1),2)]。

4.1　ニューラルネットワークによる蒸発器のモデル化

この制御システムを構築するためには、蒸気発生器の状態を表わす各変数とニューラルネットワークの入出力ノードとの対応を決める必要がある。本実験では、入力変数として蒸気出口圧力、蒸気出口エンタルピー、蒸気出口温度、ナトリウム平均温度、給水流量を、出力変数として蒸気出口圧力、蒸気出口エンタルピー、蒸気出口温度、ナトリウム出口温度を設定した。いずれも、実際の蒸気発生器が置かれる環境下で観測あるいは計算可能な変数である。

4.2　ニューラルネットワークによる蒸気発生器モデルの初期オフライン学習

上述の制御手法が実機に対して有効であるためには、ニューラルネットワークが予測する蒸気発生器挙動の誤差が、あらかじめ定められた時間ステップ内の学習で解消される程度に小さなものである必要がある。このために、実機の制御を開始する前に、一定の精度を有する蒸気発生器モデルを用いてニューラルネットワークの初期学習を行う必要がある。このため、3.で紹介した蒸気発生器モデルを用いて、様々な条件下での4.1で述べた変数の値をニューラルネットワークに与え、その予測値のモデルに対する誤差が一定値以下になるまで学習を行う。

4.3　ニューラルネットワークによる実機のオンライン制御

このようなオフライン学習により一定の予測精度を達成したニューラルネットワークを用いて実機の制御を行う。制御は、あらかじめ定められた一定時間毎に、次の手順を反復することにより行う（図3）。

①　ニューラルネットワークの学習

得られた挙動データをニューラルネットワークに与えて、モデルの更新を行う。

②　制御信号の決定

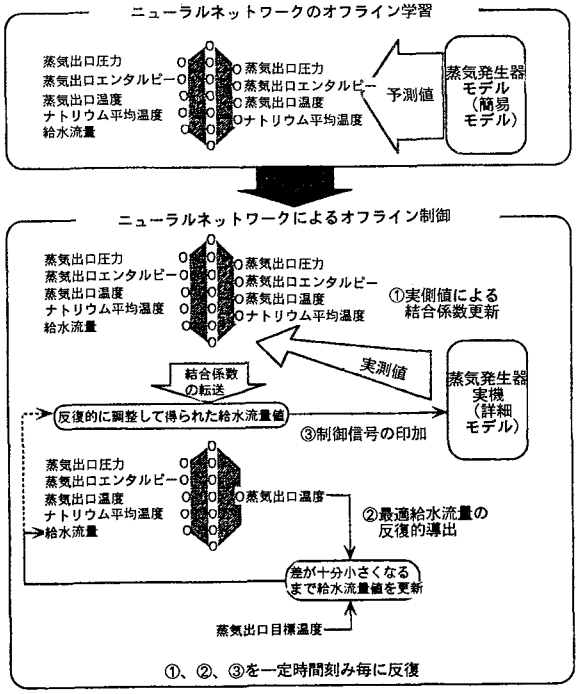


図3　蒸気発生器へ適用したニューラルネットワークによるモデル適応制御手法

その時点のナトリウム入口温度条件下において、ニューラルネットワークが予測する蒸気発生器の出口蒸気温度が最も目標値に近くなるような給水流量を反復的に求める。

③　制御信号の印加

求めた制御信号を実機に加える。

5.　結果

この制御手法の有効性を評価するために、入口ナトリウム温度がランプ状に上昇するという外乱をプラントシミュレータ上で与えて、従来型のPID制御手法とここに紹介したMRAC手法の双方を適用した場合の蒸気発生器の挙動を比較した。その結果、図4に示すように、出口蒸気温度の目標値369℃からの変位が、ニューラルネットワークを用いたMRACによって、PID制御を用いた場合に比べて1/10以下に抑制できることが確認できた。

6.　考察

本報で紹介した手法の有効性は、一回の時間ス

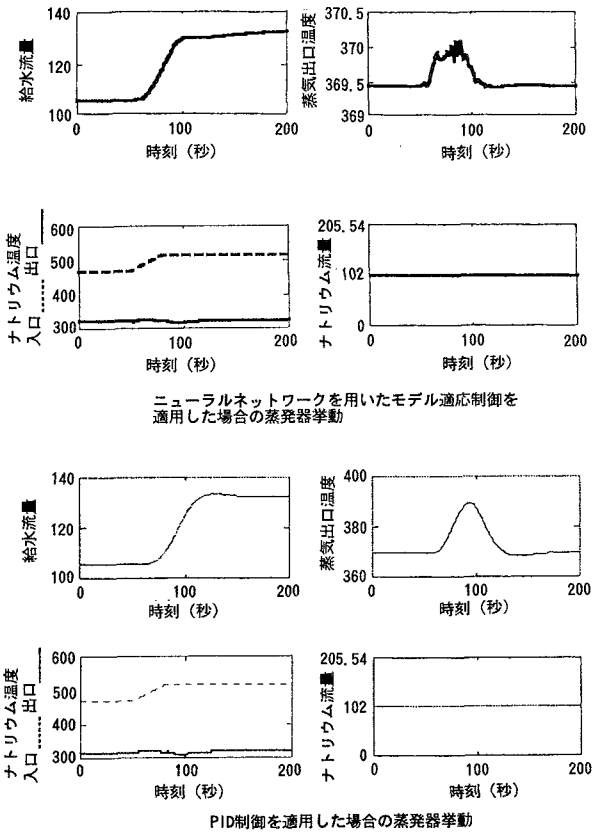


図4　ナトリウム入口温度のランプ状変化に対する、ニューラルネットワーク利用のモデル適応制御とPID制御による蒸気発生器挙動の比較

テップでニューラルネットワークによって表現されている対象機器の特性モデルの更新が十分に行えることが前提条件となる。またこの時間ステップは制御対象の時定数に比べて充分短く設定する必要がある。したがって、最適な時間幅の設定のために、一回の時間ステップ当たりに必要な学習回数を実験的に調べることには意味がある。FBR用蒸気発生器モデルへの適用性評価のためのシステムにおいては、一回当たりの学習回数が16回を下回ると制御性能の著しい低下が観測された。

7.　おわりに

ニューラルネットワークを用いたMRAC手法の性能をさらに向上させるためには、現在までに対象機器に与えられた境界条件から予測される対象機器の挙動や、ある時間遅れを伴って将来対象機器に加えられる境界条件を制御信号の決定に反映する機能の付加が有効と思われる。また、互いに結合した複数の機器を制御する手法の開発が、この手法の真の実用化のために必要である。

参考文献

1）Y. Takahashi, Adaptive Predictive Control of Nonlinear Time Varying Systems using Neural Network, (Kagaku-Gijutsusha, Japan).

2）K. S. Narendra and K. Parthasarathy, Identification and Control of Dynamical Systems Using Neural Networks, IEEE Trans. on Neural Networks 1, 1, p.4 (1990).

国際協力

国際会議
海外派遣等

平成７年４月から６月までの間の主要な国際会議の開催および参加、動燃事業団への主要外国人の来訪および海外派遣は次のとおりである。

(1)　国際会議

期　　間	開　催　場　所	会　議　名　お　よ　び　内　容
4／9～13	大洗・もんじゅ	〔PNC/CEA 先進技術に関する専門家会議〕 PNC/CEA 先端技術協力協定に基づく、革新的炉心設計研究 新型燃料・材料に関する情報交換
6／5～6	大　洗　・　東　海	〔PNC/DOE 廃棄物分野協力総括会合〕 PNC/DOE 廃棄物協力協定に基づく、除染および解体分野に関する協議

(2)　海外派遣・留学

派　遣・留　学　先	期　　間	人数	目　　的
オーストリア　ウイーン	1995．5．13～1996．5．12	1名	動燃事業団施設に対するIAEA保障措置への対応

(3)　主要外国人の来訪

訪　問　日	訪　問　先	訪　　問　　者
4／11	本　　社	DOE カーティス次官　他４名
4／12	本　　社	CEA バレ原子炉局長
5／30	本　　社	CEA ドトゥレー最高委員　他３名
6／2	もんじゅ	CEA ドトゥレー最高委員　他４名

活 動

外部発表
特許・実用新案

■外部発表

平成７年４月～６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
「常陽」燃料の照射ふるまい	日本原子力学会　核燃料部会	動燃	浅賀　健男
ISI EGUIPMENT FOR THE PRIMARY HEAT TRANSFER COMPONENTS IN MONJU PLANT	THE THIRD INTERNATIONAL CONFERENCE ON NUCLEAR ENGINEERING	同上	池田真輝典、前田　太志 谷山　定美、他
SAFETY CONCEPT OF A FAST REACTOR SYSTEM FOR DEEP SEA	同上	〃	羽賀　一男、浜田　広次
Inte－subassembly Heat Transfer during Natural Circuation Decay Heat Removal of a FBR－Multi－subassembly Sodium Expe riments－	〃	〃	上出　英樹、戸田　信一 家田　芳明、他
Operotion and Maintenance Experiance of The Fuel Handling Facilities of JOYO	〃	〃	鈴木　伸也、伊東　秀明 田村　政昭
Condition Monitoring System of Rotating Machines in the Experimental Fast Reactor JOYO	〃	〃	上田　雅司、小川　徹 今井　勝友、坏　正義
Dynamic Stability Analysis of Fluid－Filled Cylindrical Shells with Top End－Fixed Boundary Condition	〃	〃	月森　和之
ENHANCING NUCLEAR POWER PLANT OPERATION WITH THE ARTIFICIAL NEURAL NETWORK TECHNIQUE	〃	〃	UGOLIN、　吉川　信治 佐伯　昭
Present Status of "TRITAC" Code Development and Its Application to Fast Reactor Calculations	ANS Int. Cont. on Mathematics and Computationrs Reactor Physics and *Environmental Analyses*	〃	山本　敏久
A METHOD FOR CALUCULATING POWER DISTRIBUTION IN FUEL ASSEMBLY	同上	〃	山口　隆司
Failed Fuel Monitoring and Surveillance Techniques for Liquide Metal Cooled Fast Reactors	BNES Conference－Fuel Management and Fuel Handling	〃	水野　朋保、中江　延男 J.D.B.Lambert、他
高速増殖原型炉もんじゅの地震対策	月刊エネルギー　５月号	〃	坪田　俊秀
Prototyping a Fully Autonomous Nuclear Power Plant Operation System	9th Power Plant Dynamics, Control & Testing Symposium	〃	大草　享一、佐伯　昭 吉川　信治、遠藤　昭
Improved Neitral Network Based MRAC System to Control an FBR Evaporator	同上	〃	Ugolin、　吉川　信治 小沢　健二
SEISMIC RESPONSE ANALYSIS OF RAPSODIE CORE MOCK－UP IN－WATER EXPERIMENT	IAEA/IWFGR「高速炉耐震解析コード相互比較」研究調整会議	〃	森下　正樹
SEISMIC RESPONSE ANALYSIS OF FBR CORE BY FINAS CODE	同上	〃	森下　正樹
高速増殖原型炉　もんじゅ　ワイド集	原子力工業　40巻６号	〃	柚原　俊一
Development of FBR Piping Bellows Joint in Japan	Nuclear Engineering and Design	〃	月森　和之
Computational Results of the Benchmark Problem (Thermal Hydlaulic Exchange Process Associated With Turbulent Jet Flows)	第８回国際水理学会新型炉熱流動ワーキンググループ	〃	村松　壽晴
A Direct Simulation Monte Carlo Code THEMIS for the Evaluation of Nonstationary Heat Transfer Phenomena in LMFBR Thermohydraulics	同上	〃	村松　壽晴

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
Nuclear Power Plant Monitoring and Fault Diagnosis Methods Based on the Artificial Intelligence Techniques	原子炉の監視と診断に関する第7回シンポジウム（SMORN 7）	動燃	吉川　信治、佐伯　昭 Ugolin、　小沢　健二
低C－N添加型316系溶接材料のSUS304に対する適用性評価	日本鉄鋼協会　平成7年第129回春季講演大会	同上	長谷部慎一、浅山　泰
疎水性白金触媒による水素同位体交換反応法の確立	触媒学会　第75回触媒討論会	〃	清田　史功
TEN YEARS HWC EXPERIENCE IN FUGEN NUCLEAR POWER STATION	日本原子力学会　水化学セミナー95	〃	北端　琢也、中村　孝久
An Evaluation Method of Thermal Hydraulic Fluctuations for LOCA with the Statistical Method	The Third International Conference on Nuclear Engineering ICONE－3	〃	望月　弘保、川又　伸弘
重水臨界実験装置(DCA)の概要と実験解析	炉物理研究委員会（原子炉システム専門部会）	〃	相原　永史
発電プラントにおけるアイソレーション管理高度化システムの開発について	'95設備管理研究発表会　特別講演 日本プラントメンテナンス協会	〃	岡村　繁紀
State of the art of the PNC's Safety Research for ATRs and its Future Program	PNC－AECL Specialist Meeting on HWR	〃	菅原　悟、小池　通崇
リサイクル機器試験施設(RETF)とその採用技術	高速炉燃料再処理技術の開発計画 日本原子力情報センター	〃	小島　久雄
高速炉燃料再処理技術開発の経緯と展望	同上	〃	鹿倉　栄
CHEMICAL BEHAVIOR OF DEGRADATION PRODUCTS OF TRIBUTYLPHATE IN PUREX REPROCESSING.	アメリカ化学会	〃	久野　祐輔、小山　兼二 佐藤　宗一、他
Wavelength Dependence of Boron Nitride Ablation by TEA	12th International Conference on Laser Interaction	〃	石井　克典
ACTINIDES RECYCLE DEVELOPMENT PROJECT IN PNC	原子力工学に関する第3回国際会議（ICONE－3） 日本機械学会と米国機械学会	〃	高橋　啓三、永田　敬 内藤　明礼
The development of Remote Dismantling and Removal of Large Components in Reprocessing plant	同上	〃	石橋　祐三、河田東海夫 田中　康正、他
光溶液化学によるPuおよびNpの原子価調整と分離、共抽出の研究	弥生研究会、新型核燃料研究会（第6会） 東京大学工学部	〃	和田　幸男
アートコンペティション作品出展	第8回インターグラフユーザー会(JGUG)コンファレンス インターグラフユーザー会事務局	〃	森田　英司
Magnetic Properties of Rave－Earth Metallofulle－renes	Journal of Physical Chemistry vol.99 No.7	〃	船坂　英之、杉山　顕寿 山本　和典、高橋　武士
MOX加工施設の臨界安全性	原安協「第6回原子燃料サイクルのための臨界安全に関する技術セミナー」	〃	大島　博文
Nuclear Material Accounting Control of Tokai Reprocessing Plant	17TH ANNUAL SYMPOSIUM ON SAFEGUARDS AND NUCLEAR MATERIAL MANAGEMENT	〃	竹田　誠一、早川　剛 福原　純一、他
OPERATIONAL EXPERIENCE AT THE TOKAI REPROCESSING PLANT	日英規制情報交換会合	〃	中井　俊郎、巖渕　弘樹 野島　康夫、清水　甫
核分裂生成物を含む硝酸溶液中でのステンレス鋼の耐食性	腐食防食'95 ㈳腐食防食協会	〃	武田誠一郎、永井　崇之 竹内　正行、田中　康正
アクチニドリサイクルーその基本的考え方と動燃の研究計画ー	日本原子力学会「次世代燃料」研究専門委員会	〃	山名　元
動燃における先進リサイクル技術開発について	PNC/CEA先進技術協力協定に基づく第5回分離専門家会議	〃	山村　修、五十嵐　幸 小沢　正基、野村　和則 塩月　正雄
Large scale PIE facility for Monju fuel	International conference on fuel management and handling	〃	岩永　繁、中村　保雄 永峯　剛、小泉　敦裕
Robotic Manipulator Systems for FMF－Extention	同上	〃	中村　保雄、小高　英男 岩永　繁
Large scale post irradiation examination facility for Monju fuel	〃	〃	岩永　繁、中村　保雄 江口　健二、永峯　剛
Transmutation by Particle－Fuel Reactors	ICONE－3 日本機械学会、ASME	〃	高下　浩文

件　　名	発表機関	発　表　者	
		所　属	氏　　名
Development of Analytical Methods for Transuranic Nuclides Measurement in Wastes using an Active Neutron	ICONE－3 日本機械学会、ASME	動　燃	薄井　和也、家村　圭輔
DECONTAMINATION AND MODEFICATION OF α－γ HOT CELL IN THE MATERIALS MONITORING FACILITY	同　　上	同　上	秋山　　隆、青木　法和 大森　　雄、他
釜石における原位置試験平成６年度の結果と平成７年度の計画	釜石監視委員会	〃	清水　　功
A Modelling Study for Long－term Life Prediction of Carbon Steel Overpack for Geological Isolation of High－lever	International Symposium on Plant Aging and Life Prediction of Corrodible Structures ㈳腐食防食協会	〃	本田　　明、谷口　直樹 石川　博久
性能評価研究と関連する地質環境情報	動燃東濃地科学センター地層科学研究６年度業務成果報告会	〃	梅木　博之
PNC'S APPROACH FOR THE RESOLUTION OF ISSUES RELEVANT TO RADIONUCLIDE MIGRATION IN HETEROGENEOUS MEDIA	PAAG/SEDE WORKSHOP ON THE PREDICTION OF RADIONUCLIDE MIGRATION *OECD/NEA*	〃	梅木　博之、内田　雅大
諸外国における地質環境の安定性に関する天然事象の研究例	原子力安全研究協会報告書	〃	武田　精悦
動燃事業団における地質環境とその安定性に関する研究	第８回地質調査所研究講演会	〃	武田　精悦
高レベル廃棄物ガラス固化処理技術の開発	エネルギーレビュー　６月号	〃	大和　愛司
社会環境研究計画およびその活動について	HMIPリスクパーセプションコミュニケーションセミナー HMIP(英国環境省汚染観察部)事務局	〃	時澤　孝之
CURRENT STATUS AND FUTURE PLAN OF HIGH－LEVEL RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL PROGRAM IN JAPAN	CNA/CNS 1995年年会 カナダ原子力産業会議／カナダ原子力学会	〃	佐々木憲明、大和　愛司
比抵抗トモグラフィによる坑道周辺の比抵抗分布の解析手法について	物理探査学会第92回学術講演会	〃	藪内　　聡、長谷川　健
シンチレーション光ファイバーの放射線計測への応用	第１回先端基礎研究シンポジウム 日本原子力研究所	〃	鳥居　建男、江本　武彦 野崎　達夫、安藤　秀樹
放射線に係わる事故とその対策	医学放射線学会教育講座 医学放射線学会	〃	桜井　直行
原子力平和利用と核物質管理のあり方－NPT再検討延長会議を目前に控えて－保障措置実施の経験現状の今後の課題	原子力工業　５月号	〃	中野　啓昌
弾性ロータのロバストモード制御	第７回電磁力シンポジウム 日本機械学会	〃	篠田　佳彦
Development of High Power 1．2MW CW L－band Klystron	1995 Particle Accelerator Conference ロスアラモス研究所 スタンフォード加速器研究所	〃	平野耕一郎、江本　　隆 佐藤　　勇、他
Nuclear Material Accounting Control of Tokai Reprocessing Plant	17th SYMPOSIUMU OF SAFEGUARDS AND RESERCH MANAGEMENT	〃	早川　　剛、黒巣　一敏 竹田　誠一、他
Ionization effciency of gas－flow ion chamber for measuring radioative gases by Monte Carlo simulation	Nuclear Instruments and Methods in Phisics Research A	〃	鳥居　建男
On the validity of past radon－exposure reconstruction	6th Int Symp on Natural Environment	〃	伊藤　公雄
新型中性子吸収材の創製に関する研究（その１）B4C／金属複合材の試作と評価	日本セラミックス協会 1995年　年会研究発表会	〃	加納　茂機、小野瀬庄二 丸山　忠司
プラスチックシンチレーションファイバーの放射線管理への応用	日本保健物理学会　第30回　発表会	〃	野崎　達夫、江本　武彦 鳥居　建男、安藤　秀樹
電離箱式サーベイメータのβ線感度特性	同　　上	〃	岩嶋　千恵、穂積　稔彦 荻沼　宏樹、他
湖沼系におけるフォールアウト核種の動的移行モデルに関する研究	〃	〃	武石　　稔、篠原　邦彦
放射線作業環境中における放射性エアロゾルの粒径分布の評価	〃	〃	田崎　　隆、石田順一郎 二之宮和重、猿田　順一
環境中の241Puの測定法の開発	〃	〃	植頭　康裕、飛田　和則 成田　　脩、宮河　直人
光電ダイオードのβ放射性ガス用検出器への応用	〃	〃	叶野　　豊、飛田　和則 片桐　裕実、今泉　謙二

件　　名	発表機関	発　表　者	
		所　属	氏　　名
環境中プルトニウムのレベルおよび再浮遊係数について	日本保健物理学会　第30回　発表会	動　燃	森田　重光、清水　武彦 片桐　裕実、飛田　和則
グローブボックス遮蔽器具の開発	同　　上	同　上	大西　俊彦、石田順一郎 田崎　　隆、村畑　広明
核燃料取扱施設におけるTLDアルベト線量計と団体飛跡検出器の相関関係	〃	〃	辻村　憲雄、有澤　　潤 百瀬　琢麿、野村　　保
ICRP新呼吸気道モデルの実務への適用	〃	〃	大塚　隆宏、有澤　　潤 野村　　保
α線表面密度測定用パーソナルチェックの開発	〃	〃	野原　尚史、江花　　稔 大関　　清、根本　典雄
ガラス線量計を用いた校正用γ線場の相互比較	〃	〃	三上　　智、百瀬　琢麿 大関　　清、江花　　稔
核燃料サイクル施設のための環境線量評価システムの整備	〃	〃	野尻　一郎、清水　義雄 成田　　脩

■特許・実用新案

平成7年度4月より6月の間に登録および承継の手続きが完了した特許・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	事業団発明者等	備考
特許	1882563	6. 11. 10 (7. 2. 20)	異材継手の製造方法	武田誠一郎、板橋 靖 (他2名)	住友金属工業㈱より持分承継
特許	1909502	7. 3. 9	伝熱管保護スリーブ	宇佐美正行、黒羽 光男	
特許	1909565	7. 3. 9	レーザー光による同位体分離および気相物質合成法	島崎 善広	
特許	1911020	7. 3. 9	熱交換器の流路制御機構	田村 誠司、梅津 洋一	
特許	1912098	7. 3. 9	制御棒保持機構用の自己作動型電磁石	斎藤 誠、軍司 稔	
特許	1912108	7. 3. 9	炉心構成要素の回転機構	片岡 一	
特許	1912114	7. 3. 9	排ガス冷却装置の制御方法およびその装置	前川 弘道、池上 靖志 石川 久、(他1名)	
特許	1912508	7. 3. 9	原子炉用燃料集合体	若林 利男	
特許	1912520	7. 3. 9	遠心抽出器用分離ロータ	林 正太郎、根本 慎一	
特許	1914126	7. 3. 23	ワイヤスペーサ型燃料集合体の製造方法	柴原 格、浅賀 健男	
特許	1914141	7. 3. 23	自己作動型制御棒駆動機構	軍司 稔、斎藤 誠	
特許	1914152	7. 3. 23	溶接割れ試料の製造方法	海老原彦恵、高橋 守	
特許	1916255	7. 3. 23	密封容器リップシールの交換装置	高橋 芳晴	
特許	1916303	7. 3. 23	燃料集合体	野口 好一、西野入賢治 (他1名)	
特許	1916308	7. 3. 23	放射性廃棄物の消滅処理装置および消滅処理方法	小無 健司、笹尾 信之	
特許	1920968	7. 4. 7	放射性廃液の処理方法	高橋 芳晴、大塚 勝幸	
特許	1920978	7. 4. 7	放射性廃液の処理方法	大塚 勝幸、高橋 芳晴 近藤 勲	
特許	1920984	7. 4. 7	放射性廃棄物の加熱分解処理装置	大塚 勝幸、大内 仁 (他1名)	
特許	1921018	7. 4. 7	光軸調整装置および光軸調整方法	林 健一	
特許	1921024	7. 4. 7	原子炉燃料の超音波加工方法	柚原 俊一	
特許	1923128	7. 4. 25	溶融槽が分割された高放射性廃棄物ガラス固化用電気溶融炉	五十嵐 寛	
特許	1923170	7. 4. 25	核燃料棒の充填装置	柴田 照夫、後藤 明 (他1名)	
特許	1924021	7. 4. 25	粉末粉砕・混合機における粉末取り出し機構	渡辺 健治、助川 宣夫 (他1名)	
特許	1929361	7. 5. 12	液体一固体系内の超音波可視化方法および装置	谷本 健一、伊達 和博	
特許	1929377	7. 5. 12	自己作動型炉停止装置	神戸 満、軍司 稔	
特許	1930246	7. 5. 12	高転換重水炉	宮脇 良夫、若林 利男	
特許	1931379	7. 5. 12	乾式造粒装置	鈴木 良宏	
特許	1931385	7. 5. 12	角変位型伸縮管継手	天田 健一	
特許	1932369	7. 5. 26	プラントの異常診断方式	渡辺 兼秀	
実用新案	2057228	7. 4. 5	非接触型熱電対の浮き上がり防止装置	則次 明広	
実用新案	2062336	7. 5. 23	超音波探触子	荒 邦章	
特許	1854928	6. 7. 7	分離栓	(1名)	㈱日立製作所と共有
特許	1901472	7. 1. 27	溶接用配管のシールガス注入方法	石橋 祐三	三菱電機㈱と共有
特許	1904133	7. 2. 8	繊維電極の装着方法	(1名)	㈱東芝と共有
特許	1906695	7. 2. 24	放射性廃棄物焼却設備	岩崎 正男、井上 義也	新菱冷熱工業㈱と共有
特許	1908113	7. 2. 24	燃料交換装置	(1名)	㈱東芝と共有
特許	1910060	7. 3. 9	ペリスコープの放射能汚染防護装置およびその着脱方法	住谷 昭洋、内藤 誠也 (他2名)	千代田化工建設㈱と共有
特許	1916250	7. 3. 23	ナトリウム付着機器の洗浄方法および装置	萩谷 昭男、小貫 修 (他1名)	常陽産業㈱と共有
特許	1918241	7. 4. 7	二重管型ヒートパイプ式熱交換器	大滝 明、仲井 悟 (他3名)	㈱フジクラと共有
特許	1923143	7. 4. 25	低水圧制御水理試験法	柳沢 孝一、(他1名)	大成基礎設計㈱と共有
特許	1932346	7. 5. 26	商用周波数信号を利用した地下探査法および装置	坪田 浩二、則竹 和光 (他2名)	三井金属資源開発㈱と共有
特許	1932347	7. 5. 26	地下比抵抗探査におけるデータ処理方法および装置	坪田 浩二、則竹 和光 (他2名)	三井金属資源開発㈱と共有
実用新案	2055767	7. 3. 20	マスターマニプレータ	川妻 伸二、(他2名)	㈱明電舎と共有
アメリカ	5357334	1994. 10. 18 (1995. 2. 27)	SPECTROANALYZER CORRECTING FOR DETERIORATION OF TRANSMISSIBILITY	市毛 良明、岡本 文敏	住友電気工業㈱より持分承継
イギリス	2258558	1995. 3. 1	METHOD FOR REGENERATING SPENT SOLVENT GENERATED FROM NUCLEAR FUEL CYCLE	大内 仁、近藤 勲 岡田 尚	
イギリス	2261317	1995. 5. 31	PROCESS FOR THE SEPARATION OF RADIOACTIVE IODINE COMPOUNDS BY PRECIPITATION	落合 健一	
フランス	9115144	1995. 2. 24	EXTRACTEUR CENTRIFUGE DU TYPE A CIRCULATION INTERNE	根本 慎一、清水 亮 武田 宏、河田東海夫	
フランス	9208604	1995. 3. 3	BARRE DE COMBUSTIBLE POUR REACTEUR NUCLEAIRE	上村勝一郎、川太 徳夫 カルロビタンザ	

種　類	登録番号	登録年月日	発　明　の　名　称	事業団発明者等	備　考
フランス	9305629	1995. 2. 3	SUPERCONDUCTING MAGNETIC SEPARATOR IN PARTICULAR FOR REPROCESSING A NUCLEAR FUEL AND OPERATING METHOD	和田　幸男、塚本　修巳 三宅　千枝、西嶋　茂宏 小原　健司、見目　善弘	
カナダ	1334091	1995. 1.24	RADIOACTIVE CATALYST AND OXIDATION—REDUCTION METHOD AND APPARATUS USING SAME	笹尾　信之、和田　幸男	

■特許・実用新案紹介

端栓自動溶接装置

(特許第1832440号・特許公報 平5－39713)

1.　本発明の背景

原子力発電に用いられる核燃料棒は、粉末状の核燃料原料を高温で焼き固め燃料ペレットに加工後、被覆管に充填し端栓で密封溶接して製造されるために、端栓溶接装置が使用されている。

従来、核燃料棒の端栓溶接は工業用テレビモニタ画面に溶接部分を拡大して写し出し、溶接作業員がモニタ画面を見ながら溶接トーチと溶接位置を調整し溶接を行うため、品質にバラツキが生じ易く、また消耗した溶接電極も手作業により交換していた。

本発明は、これらを解決するため、溶接電極の先端が自動的に位置決めできるようTIG溶接装置、電極位置検出装置、被覆管・端栓保持駆動装置等をコンピュータ制御させることにより、端栓を自動的に溶接し、さらには溶接電極を自動的に交換するための端栓自動溶接装置に関するものである。

2.　本発明の内容

本発明は、図１に示すように、端栓を自動的に溶接するため、シーケンサにワーク保持駆動装置と溶接電極を取り付けた溶接トーチを含むTIG溶接装置とを接続し、このシーケンサとホストコンピュータと制御用コンピュータとを相互に接続し、制御用コンピュータの端末に、撮像装置に接続され溶接電極の先端位置および被覆管と端栓との間の端栓溶接位置を、パターン認識するウイズスアナライザを含む電極位置検出装置と、溶接トーチ上下動装置と、溶接トーチ水平移動装置とを接続したこと、さらに溶接電極を自動的に交換するため、シーケンサに溶接電極を溶接トーチに着脱するコレットチャック開閉機構、ならびに溶接電極を水平に収納し、溶接電極の１本を取り出して垂直に回転し、この溶接トーチに供給する電極供給機構を含む電極交換装置を接続したことを特徴とする端栓自動溶接装置である。

3.　特徴と効果

本発明は、ワーク保持駆動装置にセットした被覆管との間の端栓溶接位置と溶接電極の先端位置を撮像装置で撮像すると、相互の位置がウイズスアナライザでパターン認識され、電極位置検出装置で端栓溶接位置を基準とした溶接電極の先端位置が検出される。この先端位置はあらかじめホストコンピュータに入力された設定位置と比較され、次いで制御用コンピュータに指示されて溶接トーチ上下動装置および溶接トーチ水平移動装置が作動し、この設定位置に設定され溶接電極の先端が自動的に位置決めされる。

また、シーケンサにより上記電極位置決め工程、ワーク保持駆動装置により被覆管・端栓が回転する工程、TIG溶接装置による端栓溶接工程が順次自動的に実行される。

さらに、溶接電極の消耗による交換は電極交換装置により自動的に溶接電極の交換が行われる。

動燃事業団では、本発明を具備した端栓自動溶接装置を開発し、平成元年から東海事業所プルトニウム燃料工場で導入を行い、高速実験炉「常陽」および高速原型炉「もんじゅ」用燃料棒の上部端栓溶接に活用し、溶接品質の安定、省力化、さらには放射線被ばくの低減に寄与している。

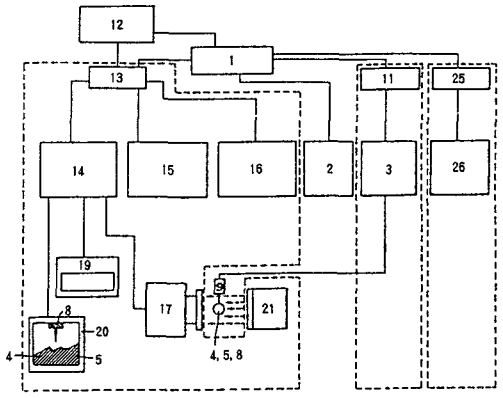


図１　端栓自動溶接装置の構成を示すブロック図

1…シーケンサ
2…ワーク保持駆動装置
3…TIG溶接装置
4…被覆管
5…端栓
8…溶接電極
9…溶接トーチ
11…溶接機制御装置
12…ホストコンピュータ
13…制御用コンピュータ
14…電極位置検出装置
15…溶接トーチ上下動装置
16…溶接トーチ水平移動装置
17…工業用テレビカメラ
19…電極位置表示装置
20…モニタテレビ受像機
21…投光器
25…シーケンサ
26…電極交換装置

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

動 燃 技 報　1995. 9　No. 95
平成7年9月発行

©1995 **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㈹

印　　刷　株式会社　菜根出版
東京都千代田区平河町1-8-13

Development of MOX Fuel Fabrication Technology for FBR.

Masahiko Kimura Jin-ichi Masui Shigeomi Izuhara
Morimoto Deguchi Takeo Sawayama

PNC Technical Review No.95p 18 - 26 (1995)

Development of MOX Fabrication Technology for FBR
Introduction
This paper shows the operational experiences and R&Ds results of MOX fuel fabrication for FBR in the Plutonium Fuel Production Facility(PFPF).
Pellet fabrication process are shown from point as follows;
Fabrication technology of low density pellet for "MONJU"
- Differences of fabrication process between fuel for "JOYO" and fuel for "MONJU"
- Pore-former for adjusting the density of sintered pellets.
- Powder preparetion and pellet sintering technology

Remote and automated fuel pellet fabrication system and Comparision of powder between plutonium and uranium coconversion in PNC and plutonium conversion process in COGEMA.
Fuel pin fabrication and assembling process are shown from point as follows;
Loading MOX pellets into cladding tubes and end plug welding system.
Wire wrapping and fuel pin assembling system.

Key Words: MOX, Fuel, Fabrication, Pellet, Monju, Joyo, FBR, Fuel Plant, Fabrication Process.

Development of Ultrasonic Seal for Containment and Surveillance of Safeguards.

Tsuyoshi Hayakawa Takashi Hosoma B.C. d'Agraives
Junichi Kurakami Mitsunori Akiba

PNC Technical Review No.95p 27 - 31 (1995)

A new portable ultrasonic sealing system for a plutonium container was developed in cooperation with Joint Research Centre/Ispra site. This system aimed originally at the "Sealing-bolt" that works in the water is currently used at the BNFL facility in Sellafield(UK). The uniqueness of identity as well as the integrity can be checked on site by the inspector and the seal itself needs no power supply. Subjects to apply this seal to the plutonium container are; a new reading equipment, a new clamping system suitable to the container and cost effectiveness. A new reading equipment with water inside the equipment was designed because the container is handled in the air. A new clamping system durable for long transportation and quick operation of container opening was designed. Mechanical parts of the seal are simplified for cost effectiveness. As a result, low-cost intelligent seal has been developed.

Key Words: Safeguards, Seal, C/S, Plutonium Oxide Powder, Container, Ultrasonic, Inspection, Containment, JRC.

Uranium Mines in the Athabasca basin, Saskatchewan, Canada -Mine models and Future of Productions.-

Osamu Sakai

PNC Technical Review No.95p 32 - 42 (1995)

This article has tried to evaluate uranium mine investments in the Athabasca basin, Saskatchewan, Canada. This investment analysis of uranium mines in this area is practiced through the process as follows.
1) Surveying the status of operating mines and advancing projects.
2) Lay out the mine models.
3) Investment analysis using discounted cash flow methods.

The results of the analysis are refered that uranium mines in the Athabasca basin will be gained over 15% of required rate of return, provided that the range of market prices are 15～20$/lb$U_3O_8$.
This reports the future outlook of annual uranium production level in the Athabasca basin on the assumption that long-term contract prices are more than 15$/lb$U_3O_8$.

Key Words: Discounted Cash Flow Method, Required Rate Of Return, Sensitivity Analysis, Monte-Carlo Simulation, Internal Rate of Return, Net Present Value.

Studies on the Dissolution of Mixed Oxide Spent Fuel from FBR

Shin-ichi Nemoto Atsuhiro Shibata Takao Shioura
Fumitoshi Okamoto Yasumasa Tanaka

PNC Technical Review No.95p 43 - 51 (1995)

At the Chemical Processing Facility(CPF) in the Tokai Works of the Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation(PNC), since 1982 Laboratory scale hot experiments have been carried out on the development of reprocessing technology for FBR mixed oxide fuel. The spent fuel pins which have been used in our experiments were irradiated in Experimental Fast Reactor "Joyo" Phenix (France) and DFR(UK). Burn-up of the fuel pins were 4,400～100,000 MWd/t.
This paper Summarizes a dissolution study that have been performed to define the Key parameters affecting dissolution rate such as concentration of nitric acid, burn-up, and temperature. And this paper also discusses about the character of releasing ^{85}Kr in chopping and dissolution process, and about the amount of insoluble residue.

Key Words: Dissolution, FBR, MOX, Spent fuel, ^{85}Kr, Insoluble Residue, Reprocessing.

The welding technology development of ODS cladding tube for FBR

Masayuki Seki Motokuni Nishiyama Katuichirou Kamimura.

PNC TEchnical Review No.95p 52 - 58 (1995)

The oxide dispersion strengthened type(ODS) ferrite steel has been developed for cladding tube materials of fast reactor fuel.
ODS ferrite steel has excellent characteristic such as small swelling and high temperature creep strength. But, when it is welded by TIG welding method, the uniformly dispersed Y_2O_3 concentrate in matrix. And, in welded zone, many brohole appear and tensile strength decrease remarkably. Therefore, alternative welding technology has been necessary instead of TIG welding, so we have developed the pulsed magnetic welding method and resistance welding method.
The result can be summarized that both methods pulsed magnetic welding and resistance welding have potentials to apply to weld of ODS ferrite steel.

Key Words: ODS ferrite steel, Pulsed, Magnetic welding, Resistance welding, TIG welding.

Application of Model Reference Adaptive Control Method using Neural Networks to An FBR Evaporator

Daniele Ugolini Shinji Yoshikawa Kenji Ozawa

PNC Technical Review No.95p 59 - 62 (1995)

This paper discusses the applicability of an indirect model reference adaptive control(MRAC)system, using the artificial neural network(ANN) technique to control the outlet steam temperature of a sodium to water evaporator. This system utilizes an ANN as a numerical model to simulate the behaviors of the target device during the control actions, and revises this model based on control signals and on the resulting behavioral measurements. This approach improves the control accuracy and expands the available range of physical conditions of the system. This system has been applied to control a sodium to water evaporator in an FBR plant, and has been verified to be capable in reducing the discrepancy between the intended and the measured values of the outlet steam temperature down to less than 10% of the discrepancy obtained by the conventional PID conventional control technique.

Key Words: Neural Network, Fast Breeder Reactor, Adaptive Control, Evaporator, Nonlinear System.

動力炉・核燃料開発事業団

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

＜海外事務所＞

WASHINGTON	PNC Washington Office	TEL	202-338-3770
	Suite715, 2600 Virginia Avenue, N. W., Washington D.C.20037	FAX	202-333-1097
	U. S. A.		
PARIS	PNC Paris Office	TEL	1-4260-3101
	4-8, Rue Sainte－Anne, 75001 Paris	FAX	1-4260-2413
	France		
北京	北京事務所	TEL	(1)501-0564
	中華人民共和国　100004	FAX	(1)501-0566
	北京市朝陽区東三環北路5号　北京発展大厦602房間		
VANCOUVER	PNC Exploration(Canada)Co. Ltd.	TEL	604-681-6151
	2401-650, West Georgia Street, Box 11571	FAX	604-682-3452
	Vancouver Centre, Vancouver, B. C. V6B 4N8		
	Canada		
SYDNEY	PNC Exploration(Australia)Pty. Ltd.	TEL	2-241-1594
	16th Floor, Royal Exchange Bldg., 56 Pitt Street, Sydney,	FAX	2-251-1584
	N. S. W. 2000		
	Australia		
PERTH	PNC Exploration(Australia)Pty. Ltd.	TEL	9-474-1120
	Perth Branch	FAX	9-474-3709
	26 Lyall Street, South Perth		