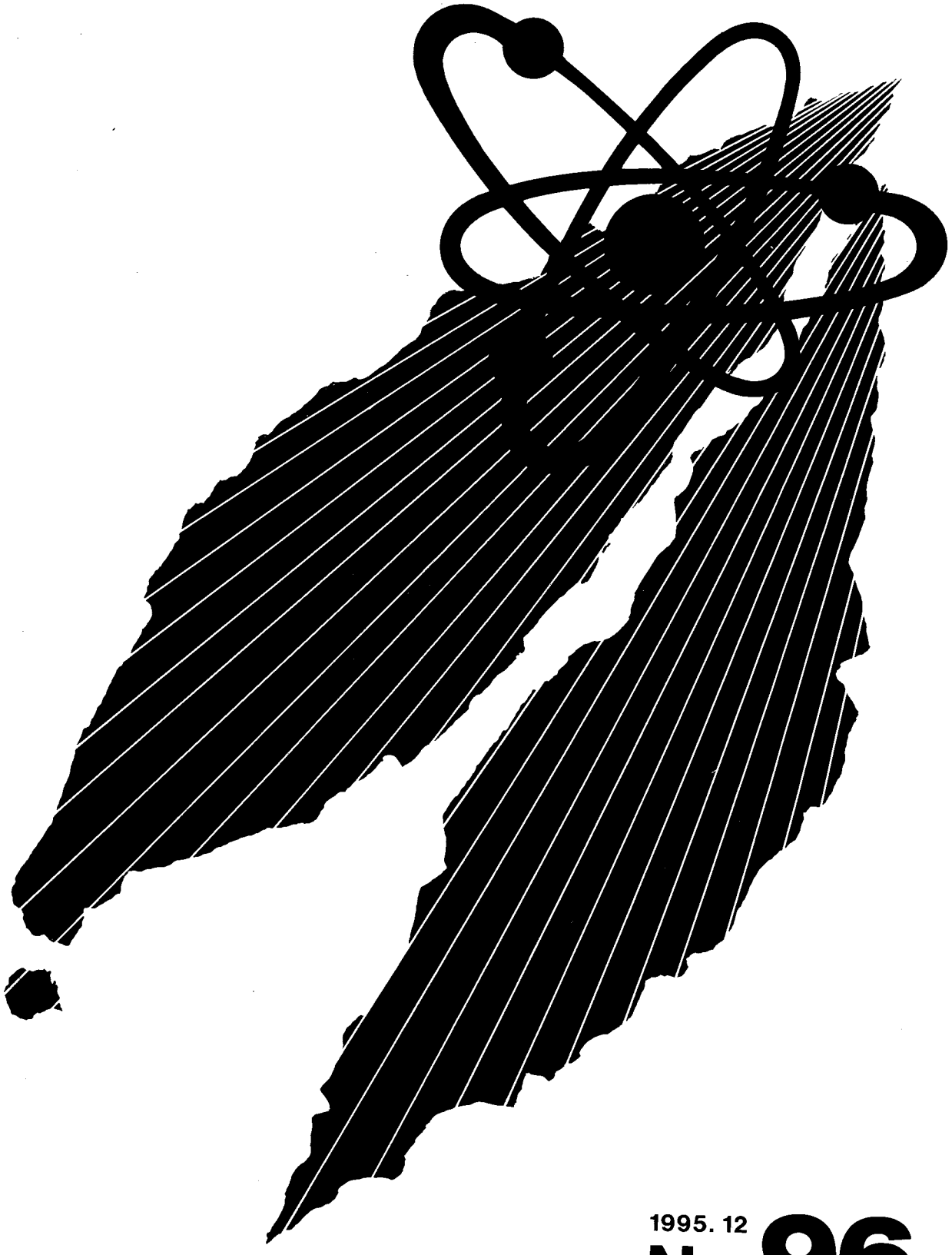
PNC TN1340 95-004 ISSN 0289-6605

動燃技報
PNC Technical Review



1995. 12
No. 96

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

高燃焼度MOX燃料の燃料設計手法について …… 18
小貫 徳彦　中村 亘　栗田 一郎　植松 真一

技術小論

「もんじゅ」ブランケット取替用燃料集合体輸送容器の開発 …… 29
柴田 寛　大内祐一郎　松崎 壮晃　奥田 芳久
PNC－欧州共同炉内安全性試験CABRI－2計画の総合評価 …… 33
佐藤 一憲
2重管蒸気発生器の開発－内管リーク検出特性評価－ … 38
寺奥 拓史　木曽原直之
リサイクル機器試験施設分析設備の概要 …… 44
広木 俊男　石黒 信治　狩野 元信
熱間圧延法による異材継手の開発 …… 49
永井 崇之　竹内 正行　武田誠一郎　鹿倉 栄
小川 和博　中筋 和行　梶村 治彦
MOX-Gd_2O_3燃料開発
－照射用計装付燃料棒の製作と照射試験計画－ …… 56
河野 秀作　加藤 正人　矢野総一郎　関 正之
小幡 真一　菊池 圭一　上村勝一郎
硝酸プルトニウム溶液中の微量ネプツニウムの分離 … 66
岡田 尚　都所 昭雄　木原 義之
計装用導圧管詰まり予知・除去装置の開発 …… 71
福田 一仁　小形 佳昭　槇 彰　福有 義裕
小林健太郎　田中 伸幸
熱－水－応力連成モデルの開発・確証に関する国際共同研究「DECOVALEX」の経緯と今後の取り組みについて …… 76
藤田 朝雄　千々松正和
再処理低放射性廃液からの核種除去に関する研究 …… 83
小林 師　飯島 和毅　宮本 陽一　中西 芳雄
日本全国を対象とした地下水流動解析(I)
－北海道および東北日本を対象とした解析事例－ …… 89
稲葉 秀雄　前川 恵輔　小出 馨　柳澤 孝一

国際協力

国際会議，海外派遣等 …… 98

活動

外部発表・特許・実用新案 …… 99

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、定格出力（16.5万kW）にて運転を継続している。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定格運転を継続する。なお、9月14日には、昭和53年7月29日の初送電開始以降の累積発電時間が10万時間に到達した。

兵庫県南部地震に鑑み、原子力安全委員会で原子力施設に係わる耐震設計に関する関連指針類の妥当性について所要の検討作業が進められてきたが、この対応として「ふげん」の耐震安全に関する評価結果の取りまとめ作業を実施した。

また、科学技術庁の指導に基づき、プラントの安全性および信頼性のより一層の向上を図る観点から、定期安全レビュー(PSR)を順次実施することとしており、これらに係わる運転経験の包括的評価、最新の技術的知見の反映、アクシデントマネジメントに関する評価作業を進めた。

平成7年度第2四半期の運転実績は、以下のとおりである。

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
7年7月	121,673	744	100.0	99.1
7年8月	121,396	744	100.0	98.9
7年9月	117,965	720	100.0	99.3
合　計	361,034	2,208	100.0	99.1

2. 研究開発

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

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

ATR実証炉の設計・建設・運転に資することを目的とした新型転換炉技術確証試験は、電源開発㈱が通商産業省の委託を受けて実施している。動燃事業団は、電源開発㈱より平成7年度分の依頼を受け施行しているが、8月25日の原子力委員会の実証炉計画見直しの決定を受けて、今後の進め方について電源開発㈱と調整中である。

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装置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実施した。また、炉心管理の高度化の一環として燃料取替計画支援システムを開発し、運用を開始した。この結果、作業の省力化が図られるとともに、安全性・信頼性の向上にも貢献することができた。

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・評価しつつ実施している。

2.2 設計研究

「ふげん」の（運転コード）を用いて、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DCA実験解析結果の比較検討を実施している。

重水臨界実験装置(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、軸方向出力分布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、FIBASコードで試験解析を行い、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を終了した。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を行い、結果の解析を行っている。

「ふげん」一次系化学除染法の開発の一環として、原子炉内に燃料を装荷した状態で系統化学除染を行う際の、除染剤の燃料集合体構成部品に及ぼす影響を調べるための材料健全性、構造健全性炉外試験を終了し、報告書作成を行っている。

「ふげん」定期検査時の被ばく低減化を目指して実施を予定している亜鉛注入に関連して、炉心構成部材の腐食特性を調べる試験の試験片および試験装置の製作を完了した。

2.6 部品・機器試作開発

高燃焼度54本クラスタ燃料の耐久試験を行いトータル3,200時間に達したので試験を停止して燃料をテスト部より取り出した。トータル1,400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終了した。また、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。

第2回圧力管ラウンドロビンテスト（カナダ主催）を実施するため、装置の点検を行っている。さらに、ふげん圧力管の破損確率を解析するための条件を検討した。また、水素化物を非破壊法で測定するための定量化精度向上を目的としたウェーブレット解析の計画を作成した。

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腐食試験およびフラックスモニターの調整作業を行っている。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」で照射された集合体のうち、2体目について非破壊試験を原研東海研究所において実施している。

ハルデン炉における日負荷追従試験については、照射燃料棒の照射後破壊試験を継続した。また、ハルデン炉におけ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の照射試験を終了した。

ハルデン炉で照射する$MOX-Gd_2O_3$燃料要素の加工を終了した。

（動力炉開発推進本部
核燃料サイクル技術開発部）

概況

高速増殖炉の開発

1. 高速実験炉常陽

平成７年５月10日に開始した第11回定期検査を継続した。主な定期点検作業としては、５月22日から開始した格納容器内冷却用冷凍機分解点検を７月４日に、また、６月19日から開始した電源設備点検を７月12日に終了した。核計装出力系中性子検出器の交換を７月３日から８月11日まで実施した。

また、改造工事として、新燃料交換機制御系および回転プラグ制御系等の作業を９月５日から開始した。

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、更新する機器等の製作に係わる設計対応を継続して行った。また、許認可関係では、MK－III計画に係わる原子炉設置変更許可を９月28日付けで受領し、９月29日にMK－III燃料に係わる設工認申請を行った。

2. 高速増殖原型炉もんじゅ

高速増殖原型炉もんじゅは、計画どおり起動試験を実施し、８月29日に初発電を達成した。

その後、９月６日に原子炉を停止し、復水器ホットウェルの清浄を実施した。

(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引き続き実施した。

(2) 試運転状況

現在、原子炉を停止し、補助ボイラーの点検を行っている。

3. 高速増殖炉固有の技術開発

3.1 安全性の研究

集合体内の局所的な異常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、プレナムガス放出モデル等の改良を進め、日欧統合版への反映を図っている。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として実施した基礎検証研究の評価と第二段階である総合検証研究を進めている。

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、既実施の試験の試験後解析を継続するとともに、次の試験（11月に実施予定）の最終準備と平成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の検討と、それに対応可能な試験施設概念の検討を継続している。

ソースターム評価手法の開発に関しては、実燃料からのFP放出挙動評価のためのホット試験装置による予備試験を継続している。また、FPのNa中移行挙動を調べるためにヨウ素気泡のNa中溶解挙動に関する試験を行っている。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解析モデルの検討、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の運用整備を進めている。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・整備を進めているほか、確率論的破壊力学手法を取り入れた配管信頼性評価法の検討を行っている。

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や、モンテカルロ法コードの改良・整備を進めている。また、最新の核データライブラリ（JENDL3.2）の処理コードの整備を行った。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。

「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、リサイクルを繰り返した高次化Puを燃料とした場合や高フィッサイルのPuを燃料とした場合の炉心特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、崩壊熱データ等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継続して進め、ほぼ合意に達した。

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取得するとともに、改良材の合金成分を決定した。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進めるとともに、加工・熱処理技術の改良を図った。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、PCN316鋼のスエリング挙動評価を引き続き実施している。

「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誤差評価を実施している。さらに、残る16体のうち6体について金相試験を実施中である。「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、照射を開始してい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継続中である。同じく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継続中である。

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。また、ラッパ管の照射温度を評価するための硬さ測定試験の準備を実施した。

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実施した。

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計算を継続して実施している。

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データの登録を継続して実施している。また、「もんじゅ」燃料を対象としたデータベース開発の検討を継続して実施している。

「もんじゅ」等の大型燃料集合体の照射後試験施設については、1996年操業開始に向けて、建家内の電気設備、換気空調設備、内装設備および試験機の総合調整試運転を開始した。内装設備については、インセルクレーン、パワーマニプレータ等の遠隔保守確認を行っている。また、試験機については、ピン試験機および集合体試験機の単体機能性能試験を行うとともに、X線CT検査装置については、除熱性能試験を行っている。

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用いるPIE－SA型輸送容器（2基）の取扱試験準備を進めている。

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、機器の最終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、高強度・高靱性フェライト鋼等の先進的材料の開発や構造物の拡散接合技術の開発のための試験を実施している。また、材料強度の基準化として、316FR鋼、改良9Cr－1Mo鋼およびこれらの溶接継ぎ手に対する長時間クリープ試験、疲労試験を実施している。また、構造強度評価法の基準化に向けてクリープ疲労評価法等の各評価法の開発を進めるとともに、各種試験を実施している。

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／粒界損傷観察用負荷試験装置を用いたクリープ疲労予備試験を開始した。

荷重緩和技術の開発については、コモンデッキ方式免震構造の基礎振動試験を継続するとともに、免震要素の基礎特性試験や設計法に関する検討を行っている。

構造解析技術の開発については、LBB評価法の高度化としてき裂進展評価法(CANIS－G,J)の改良および確率論的き裂評価法の開発を進めるとともに、小口径配管のLBB成立性を示す必要性の検討を行っている。また、第13回原子炉構造力学国際会議(SMiRT)において伝熱管のLBB評価法、構造不連続部のラチェット解析、機器免震等に関する発表を行った。また、炉心彎曲の主要因の影響分析を継続するとともにダクト単体での彎曲解析を終了し、これらの解析結果を評価し、まとめた。

2次系削除システムの開発については、高流量下の伝熱流動試験を継続するとともに、再現性試験から2重伝熱管の伝熱性能（ギャップ部熱抵抗および水側汚れ係数）の経時変化について評価した。また、破損検出システムについては、3次元解析コードPHOENICSを用いてガスプレナム内の蒸気リーク挙動について予備解析を実施している。

伝熱・流動については、炉内過渡伝熱流動解析コードAQUAの解析結果をまとめ、FLUSHについてはカバーガス領域解析機能の高度化のための検討を行っている。また、原子炉冷却系総合試験については撤去作業内容の検討を行った。

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、検出回路の改良方法について検討を行っている。

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、核不拡散性等、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。

国際的に開かれた共同研究の場として、「もんじゅ」を用いた研究開発を推進する観点から、欧米より国際特別研究員を招聘し、研究開発を進めている。

（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次取替燃料を引き続き製造した。

また、並行して工程内滞留量を低減化するため、回収作業を実施した。

(2) ATR燃料の開発

プルトニウム燃料第2開発室ATRラインでは、「ふげん」第24回取替燃料（18体）の製造を継続実施するとともに第25回取替燃料（20体）の製造を開始した。

(3) プルトニウム燃料の利用技術開発

1）プルサーマル照射試験

電力との共同研究として進めているドッドワード炉(BWR用)での照射試験を継続している。また、BR－2炉(PWR用)を用いた出力急昇試験を引き続き実施している。

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の開発を継続している。

炭・窒化物燃料の基礎照射試験に関する原研との共同研究を継続して実施している。「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。

照射用窒化物燃料製造設備については、ウラン試験を行っている。また、高温挙動試験装置によるUO_2の融点測定試験を開始するとともに、熱伝導率測定用試料の調製を行った。

(4) プルトニウム燃料加工施設

原子力委員会によるATR実証炉計画の中止決定およびそれに伴う関連施設の活用方策の検討結果を受けて、今後の対応を行うこととし、前年度より進めてきたペレット製造工程設備および中央管理システムの製作設計は一時中断している。

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）では、7月19日より第11回定期検査を実施している。

(2) 混合転換技術開発

マイクロ波加熱直接脱硝法に関する技術開発成果について、集大成としてまとめるための作業を継続して実施した。

また、新たな粉末製造法である噴霧熱分解法を用いた「顆粒粉末製造試験」を実施した。

(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性向上に向けて、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引き続き行った。

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た。

（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

東海再処理工場では、95－1キャンペーン終了後、インターキャンペーンに入り、工程内機器の点検整備を実施した。その後、平成7年9月25日より（95－2キャンペーン）を開始した。

2. 再処理技術の開発

(1) 高信頼性機器の開発

新材料を用いた酸回収蒸発缶小型モックアップ試験設備は、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を継続した。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・効率化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を実施中である。

(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、Np共抽出を目指した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、耐圧盤（ベースマット）工事を終了し、地中梁工事を継続した。

内装工事は、先入機器の製作を開始した。

許認可関連では、平成7年8月11日建物設工認変更を申請し、9月22日に認可を受けた。

（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では、冬期試錐調査のためのキャンプ準備を行った。ドーンレイクでは、物理探査および試錐調査を実施した。

ウォーリーおよびウォーターファウンドリバーでは冬期調査結果の解析作業を行った。また、北西準州・プリンセスメリーでは、アンドリューレイク鉱床、エンド鉱化帯およびジェーン２鉱化帯における試錐で強い鉱化を確認した。

1.2 オーストラリア

西オーストラリア州・ルーダルでは、空中放射能調査の地上追跡調査結果の取りまとめを行った。

北部準州・アルンタでは、ヤンブラ鉱化帯において、試錐調査を実施し放射能弱異常を確認した。アーネムランドウエストでは申請鉱区認可のための先住民との交渉が合意に達し、次年度からの本格探査開始に向けての準備を行った。

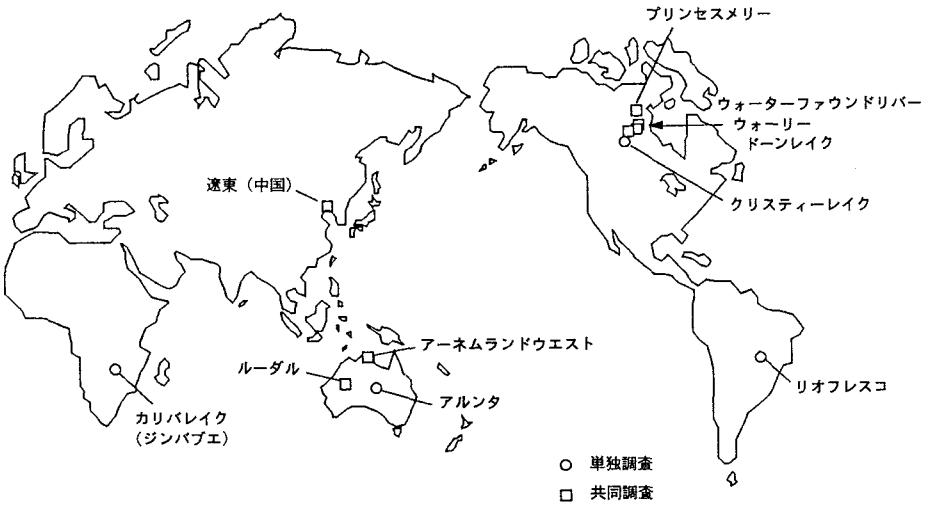
1.3 アフリカ

ジンバブエ共和国・カリバレイクではシジャリラ国立公園内での探査準備および現地調査を開始した。

1.4 中国

遼東において地質・放射能調査、トレンチ、試

調査探鉱プロジェクト



錐調査、坑道調査等を行った。

1.5 ブラジル

リオフレスコでの探査に関して関係機関との調整を行っている。

1.6 海外法人等

カナダおよびオーストラリアの現地法人、フランスおよび中国の海外事務所に長期滞在員を派遣し、各プロジェクトの実施、共同調査の管理および新規プロジェクト開拓のための情報収集を行っている。

1.7 資源情報調査

ウラン鉱業動向調査として、ウラン資源・ウラン産業に関する情報を収集・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、ウラン需給解析を行うとともにウラン協会、IAEA/NEA等の会議参加およびカザフスタン、キルギスタンの現地調査等の情報収集を行った。

ウラン資源ポテンシャル調査として、世界のウラン鉱床・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、旧ソ連の地図データのシステム(GIASURA)への入力を開始した。

マルチメディア資源データベース開発として、ウラン需給解析等を効率的に行うため、ウラン資源・ウラン産業に関する情報（ウラン鉱山等）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、風化表面と新鮮な面との比較、また、岩石含有鉱物との関係を解析するため、岩石試料の表面反射スペクトル測定を行った。

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および同地域の電磁探査シミュレーションを実施した。

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内に遠隔自動モニターを設置し、モニターの性能試験および防湿対策を行った。また、東濃鉱山坑道内でのラドン平衡係数の測定を行った。

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 (II) の解析を行った。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

鉱滓処置場設計技術開発として鉱滓処置設計について検討を行った。また、坑廃水処理技術開発では、バイオテクノロジーの応用技術として、ウラン吸着細菌の固定調査およびウラン吸着試験準備を行った。

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事象に係わる結合装置の改良等の復旧作業を終了した。9月18日より試運転を再開した。

2. 高レベル廃棄物処理技術開発

(1) 溶融技術高度化試験

ガラス固化技術開発施設試運転の支援業務を実施するとともに、炉内検査技術開発および耐火物の分別・除染技術に関する検討を進めている。

(2) 高減容処理技術開発

高減容プロセスの研究および高減容処理試験を行うとともに固化体特性評価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

TVFの模擬固化ガラスについて特性評価を実施し、ガラス固化体品質保証の検討を開始した。

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データの取りまとめを継続した。

(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・施工ならびに処分施設の設計・建設・操業・閉鎖の要素技術に関する工学的検討を進めている。

(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) 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推進している。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. 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行っている。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. 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

クリプトン回収技術開発施設については、高圧ガス取締法に基づく保安検査に合格し、定期検査受検のための運転準備を開始した。また、イオン注入固化法による回収クリプトンの長期貯蔵技術については、コールド試運転として注入容器中のプラズマ解析および固化体評価試験を実施している。

(2) TRU廃棄物管理技術開発

減容安定化技術開発として、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の評価および報告書の作成を行っている。

(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進めている。

(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進めている。

6. 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、減容処理を行った。

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行った。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、高周速ガスの抜き出し機構の解析・評価を行うとともに、高次曲げ危険速度通過型遠心機の分離特性試験を行った。

(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継続した。

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、全還流試験および設備機器の定期点検を実施した。

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、新型バッジケースを用いた中性子照射試験等を継続して行った。

TLDのグロー曲線解析システムの開発については、TLD測定データの取り込みとその解析を継続して実施した。また、1四半期分のTLD定期測定結果のすべてを一時的にリーダーのハードディスクに保管しておくことが可能となった。

(2) 内部被ばく線量測定・評価技術の向上

複数のGe検出器を用いた高感度高分解能型肺モニタシステムの実用化に向けて、検出装置の最終仕様を決定した。また、肺モニタによるプルトニウムの測定精度向上の観点から、個人の体格(特に胸部軟組織厚)に基づく計数効率の補正方法として、超音波診断装置を用いる方法を検討し、胸部撮影方法の標準化および測定画像の計算処理方法の整備を実施した。

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、ガスモニタ校正システムの設計を終了し製作を開始した。

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、申請書類の作成をほぼ終了した。なお、計量法第136条に基づく校正を受けた特定二次標準器(基準線量計)を用いて校正精度の評価を開始した。

(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。

現在は、中性子線サーベイメータの開発に資するために、円筒形^{3}He比例計数管の中性子線に対する応答解析を行うための計算コードを、より多くの種類の検出器に適用できるようにするための拡張整備を進めている。

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、95−1キャンペーンに実施した現場適用試験の結果から、実用における問題点および改良箇所等を検討した。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、実排気中における有機よう素濃度が極めて低く、有効な無機化率を得ることができないため、無機化技術の排気モニタへの適用検討を終了した。

(2) 放射線管理情報集中処理システムの開発

APDシステムの構築に関しては、運用時のヒューマンエラーに係わる対策を検討し、システム処理フローを決定した。また、システム処理フローに基づく実際の操作手順について、操作の容易性・確実性を検討し決定した。

放射線監視技術のエキスパートシステム展開法について、業務の流れ図に基づき、熟練者の知識を獲得するため「IF−THEN」形式のチェックシートによる検討を継続して行った。

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については、原子力安全研究協会にて第一回委員会

を開催し、広域環境影響評価および環境リスク評価という二つの観点から今年度の研究を行うこととした。また、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、核種の土壌粒子への吸着因子を調べるためトレーサ実験（バッチ法）を行った。なお、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と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

フィールドデータの収集および検討として、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、移行パラメータの検討としては、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。

(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(Eichrom 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の分離・精製法を確立した。また、^{79}Seの分析法の開発としては、揮発性物質の抽出剤として最近利用され始めたテトラメチル水酸化アンモニウムによる抽出法について、トレーサ実験を開始した。

(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実施した。

また、ラドン標準校正チェンバを利用した各種測定器の校正を実施した。

(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、これまでに採取した涸沼湖底堆積物について、過去の大気圏内核実験に起因するフォールアウト核種、特にα核種濃度の測定を実施した。その結果、^{137}Csと^{239}Puの推移変動が近似している等、有益な情報を得た。

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

物質輸送モデルのZ方向成分に重力沈降速度を加えることにより、汎用多次元熱流動気流解析コード(AQUA)に重力沈降モデルを組み込み、クリーンルーム内と核燃料施設内の気流解析および粒子拡散解析を行った。

(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、グローブボックスが複数連結された系における、火災時や消火ガス放出時の換気系応答評価を実施した。また、火災により発生する煤によるHEPAフィルタの目詰まり試験として、グローブが燃焼する時に発生する煤を用いて、煤の負荷量とHEPAフィルタの圧損に係わる試験を進めた。

(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およびCMPO／TBP／ドデカン混合溶液の引火点、発火点測定を継続実施するとともに、加速速度熱量計を用いて標準物質およびTBP／硝酸平衡試料を用いた試運転を進めた。

(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試験およびOECD／NEA燃焼度クレジット臨界ベンチマークのための計算を行った。遮蔽安全解析については、EGS4汎用ユーザコードの高度化のための作業を行うとともに、NPSS－Wを用いて中性子－ガンマ直達線について検討計算を行った。また、ガンマ線スカイシャインベンチマークデータ取得のための測定試験を実施した。

(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、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継続して行った。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作業を行った。また、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引き続き行った。

（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について、科学技術庁への説明を終了した。

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継続した。

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) 核不拡散分野における国際協力、核不拡散国際フォーラムの開催、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) 国への支援業務としてカザフスタン共和国に対する核物質管理制度確立への支援等プルトニウムの国際管理関係国会合のフォローを行った。

(4) 外部有識者を中心として構成される核不拡散対応研究会を開催した。(6月、8月)

3. 核物質防護

(1) 施設関係の核物質防護

9月28日に東海事業所使用施設の核物質防護規定の変更申請書を提出した。

(2) 輸送関係の核物質防護

輸送における取決めの締結確認申請書を科学技術庁長官へ8件提出した。

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資の使用に関する規則第7条に基づき、科学技術庁へ次の報告書を提出した。

〔件数〕

(a) 在庫変動報告書(ICR) ……75

(b) 実在庫量明細報告書(PIL) ……21

(c) 物質収支報告書(MBR) ……17

(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
東海	再処理工場
東海	プルトニウム転換技術開発施設
人形	研究開発施設
東海	プルトニウム燃料施設
大洗	照射装置組立検査施設
大洗	研究開発施設
大洗	照射燃料集合体試験施設
東海	プルトニウム燃料製造施設

(2) 技術開発

PNC/DOE保障措置技術協力協定の下、「もんじゅ」においては使用済燃料検認用の出口ゲートモニターの試験、プルトニウム燃料製造施設においては工程内核物質測定用の改良型非破壊測定装置(MAGB)の開発およびペレット製造工程内残留プルトニウム測定用非破壊測定システム(GBAS)の改良を実施している。なお、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、運用を開始した。

また、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実施中である。

5. 核物質の輸送

(1) 輸送業務

① 「もんじゅ」取替用新燃料

② 回収ウラン

(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、取りまとめを行った。

「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行っている。

「もんじゅ」使用済燃料輸送容器の開発については、詳細設計を実施している。

(核物質管理部)

技術報告

高燃焼度MOX燃料の燃料設計手法について

小貫 徳彦　中村 亘　栗田 一郎
植松 真一

東海事業所技術開発推進部

資料番号：96－1

Fuel Design Method for the High Burnup MOX Fuel

Norihiko Onuki　Takashi Nakamura　Ichirou Kurita
Shinichi Uematsu
(Technology Development Co-ordination Division, Tokai Works)

高燃焼度MOX燃料の燃料設計評価方法においては、より合理的な燃料設計評価を実施するために、これまでのATR燃料に適用してきた決定論的燃料設計手法を変更し、統計的燃料設計手法を採用することとしている。燃料設計には種々の設計コードを使用しており、その中心となるのが燃料要素照射挙動解析コード「FEMAXI－ATR」である。同コードの妥当性は、種々の照射試験データとの比較により確認している。

ここでは、高燃焼度MOX燃料の燃料設計手法について述べるとともに、燃料要素照射挙動解析コード「FEMAXI－ATR」等の妥当性について述べる。

1. はじめに

現行のATR燃料設計手法は、長年にわたり「ふげん」燃料設計に適用されてきた実績があり、また、多くの照射試験結果によりその信頼性が確認されている。しかしながら、現行の燃料設計手法は保守的な基準および評価方法に基づくものであるため、設計において過度の余裕が見込まれることにより燃料の性能を控えめに評価する場合も考えられる。

一方、軽水炉燃料の設計評価においては統計的評価方法等を採用しており、これらの動向も踏まえ、MOX燃料の高燃焼度領域における燃料の設計に際しては、最近の知見を反映し、燃料要素の熱的・機械的挙動をより精度良く予測できるコードを用いた評価方法および合理的な設計基準を採用することとしている。

ここでは、このような背景に基づき、高燃焼度MOX燃料設計に適用する燃料要素設計手法について紹介するとともに、主要な燃料設計コードである燃料要素照射挙動解析コード「FEMAXI－ATR」（以下、「FEMAXI－ATR」コード）および燃料要素間ギャップ評価コード「DYNAGAP」（以下、「DYNAGAP」コード）の妥当性について述べる。

2. 設計方針および設計基準

2.1 設計方針

高燃焼度MOX燃料は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であることが要求される。機械設計は、燃料材料、使用温度、圧力条件、照射効果を考慮し、次の設計方針を満足するように行っている。

① 安全評価で行う「運転時の異常な過渡変化の解析」に記載するいかなる運転時の異常な過渡状態においても、プラントの各系統の保護動作とあいまって、2.2(1)項の「燃料の許容設計限界」に記載する燃料損傷を起こさないこと。

② 被覆管応力は、3.2の「被覆管応力評価」に示す許容応力以下であること。

③ 設計応力サイクル条件およびサイクル数から計算された疲労の累積損傷率は、1未満であること。

④ 燃料集合体は、使用中に燃料要素の変化等による過度の寸法変化を生じないこと。

このほか、燃料被覆管の水素化、フレッティング腐食、ペレット－被覆管機械的相互作用、燃料集合体の輸送および取り扱い時の健全性等を考慮して燃料集合体を設計する。

2.2 設計基準

高燃焼度MOX燃料が機械設計方針を満足することを確認するため、以下の設計基準を設定している。

(1) 燃料の許容設計限界

燃料損傷が起こる機構として、

1）冷却不十分のために生じる過熱による被覆管の損傷

2）被覆管と燃料ペレットの相対的膨張によって生じる歪みによる被覆管の損傷

を設計上考慮し、これらの燃料損傷を防止し、燃料の健全性を確保するため、以下のように定めた燃料の許容設計限界を運転時の異常な過渡変化時においても満足すること。

① 最小限界出力比(MCPR)

安全限界MCPR以上

② 被覆管の円周方向平均塑性歪

1％以下

(2) 被覆管の応力に対する基準

被覆管に発生する応力は許容応力以下であること。すなわち、

応力設計比（＝発生応力／許容応力）≦1

であること。

(3) 被覆管の疲労に対する基準

炉内での使用期間中に被覆管に加わる繰り返し応力について、予想サイクル数とLanger－O'Donnell曲線から得られる許容サイクル数の比の累積として表わされる累積損傷率が1未満であること。

(4) 寸法変化に対する基準

1）燃料集合体の伸び

燃料集合体は炉心上部機構と干渉しないこと。

2）燃料要素の伸び

各燃料要素の軸方向伸び差は、ロッドスプリングの縮みにより吸収される範囲内であること。

(5) その他

炉内での使用期間中の照射効果、腐食、変動荷重等の影響を考慮しても被覆管の破損、過度の振動、フレッティング等を防止できるよう設計すること。

3. 評価手法

高燃焼度MOX燃料設計においては、図1に示す設計コードシステム（ATRの例）により、その流れにしたがい、各種の設計評価を行っている。ここでは、統計的評価方法も含め各設計評価での設計手法について述べ、4章で「FEMAXI－ATR」コード[1]および「DYNAGAP」コード[2]の概要および検証等について述べる。

3.1 燃料要素熱・機械設計評価

燃料要素熱・機械設計評価では、被覆管の円周

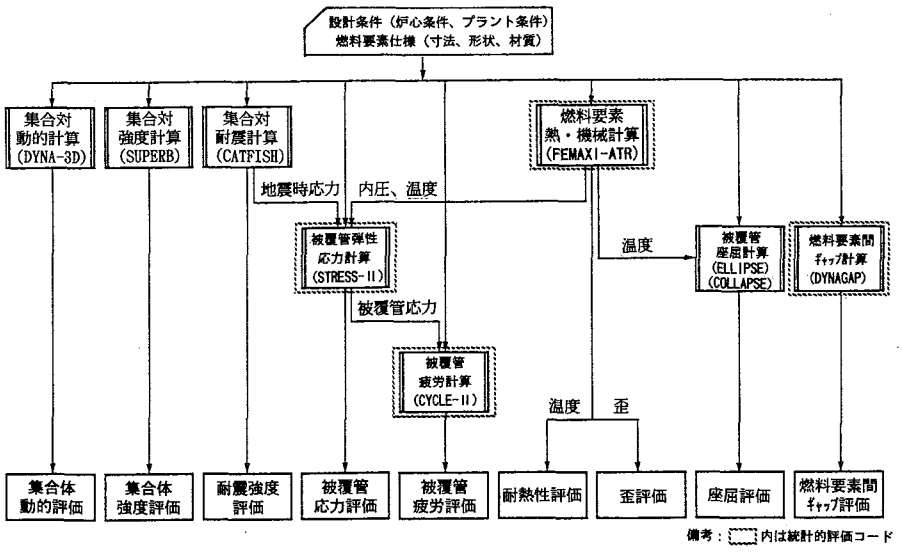


図1 高燃焼度MOX燃料設計コード体系（ATRの例）

方向塑性歪、燃料中心温度、被覆管温度、内圧等の燃料要素特性を評価する。

現行の燃料要素設計方法においては、照射中における燃料温度等の燃料要素特性の評価結果が保守的になるように燃料仕様寸法等の各々の入力条件を決定論的に仮定し、健全性を確認していた。新しく採用する本評価では、炉心内のすべての燃料要素が経験する出力履歴を包絡でき、かつこれに余裕を見た出力履歴が設計用出力履歴として仮定した上で、燃料要素仕様、炉心条件等の統計的分布や設計コードの予測の不確かさが考慮された統計的評価方法を用いる。温度、内圧等の燃料要素特性の統計分布の評価は、「FEMAXI－ATR」コードを用いて行う。すなわち、入力変数(X1、X2、・・・、Xn)のすべての値を公称値Xiとすることにより、燃料要素特性の公称値Yを得る。燃料要素特性の標準偏差σyは、個々の入力変数が単独に公称値XiからΔXiだけ変化したときの燃料要素特性の公称値Yからの変化Δyより誤差伝播理論に基づき評価する。なお、入力定数の統計的分布は製造実績、実機運転実績データ等に基づいて定めた値を用いる。

この方法により、運転時の異常な過渡変化時においても被覆管円周方向塑性歪は１％以下であることを確認する。また、被覆管応力評価時の入力条件となる被覆管温度、燃料要素内圧の統計的分布を評価する。

3.2 被覆管応力評価

燃料要素被覆管の応力評価は、プラント側条件、使用材料の性質等を考慮して、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時においても燃料要素が機械設計基準を満たすことを確認する。評価は、スペーサ間、スペーサ部および端栓連結部について行う。

応力評価方法は、従来のTrescaの最大せん断応力説に替えてvon Misesのせん断歪エネルギー説が用いられ、また、許容応力基準としては、従来のASME Sec.IIIに準拠した許容応力に替えて

表１　考慮する応力原因

応力原因	（応力分類）	スペーサ間	スペーサ間
(1) 内外圧差による応力	（一次）	○	○
(2) 被覆管楕円度による応力	（一次）	○	○
(3) 流力振動による応力	（一次）	○	－
(4) スペーサ保持力による応力	（二次）	－	○
(5) 被覆管径方向温度勾配による応力	（二次）	○	○
(6) 被覆管周方向温度差による応力	（二次）	○	○

（注）○印：考慮

表２　燃料被覆管の許容応力

応力の分類	許容応力
一次応力	Sy
一次応力＋二次応力	Su

Sy：降伏応力　　Su：引張強さ
（応力の評価はせん断歪エネルギー説に基づき行う）

降伏応力あるいは引張強さそのものを許容応力とする設計基準を用いる。

本評価においては、スペーサ間およびスペーサ部における応力評価は、モンテカルロ法により応力設計比の統計的分布を評価する。種々の原因によって被覆管に発生する応力計算では、弾性解析により三軸方向（軸方向、円周方向、径方向）の応力を算出し、それらよりせん断歪エネルギー説に基づき相当応力を評価する。ここで、スペーサ間、スペーサ部で考慮する応力は表１に示すとおりであり、応力計算に用いる入力値は、炉心条件、被覆管温度、燃料要素内圧、燃料要素寸法等の統計的入力変数である。

これらの入力変数の統計分布は、製造実績、「ふげん」運転実績データ等を考慮して設定した値を用いる。

ここで、モンテカルロ法では、各入力変数の統計分布にしたがう乱数からサンプリングを行い、この値を用いて相当応力および許容応力を算出し、１つの応力設計比をもとめる。これを繰り返すことにより応力設計比の統計的分布をもとめ、応力設計比の95％確率上限値が１以下であることを確認する。

なお、被覆管の許容応力を表２に示す。

端栓連結部については、形状が複雑なことから有限要素法(FEM)による応力評価を行い、計算された相当応力が許容応力以下であることを決定論的に確認する。

3.3 被覆管疲労評価

燃料要素被覆管の疲労評価は、燃料集合体が原子炉に装荷されてから取り出されるまでの間の出力変動および圧力変動によって被覆管に加わる繰り返し応力をもとめ、予想サイクル数と許容サイクル数の比の累積として表わされる累積損傷率を計算し、これが、１未満であることを確認する。

疲労評価に際しては、応力評価と同様に燃料要素のスペーサ間、スペーサ部および端栓連結部の交番応力をもとめる。疲労評価では応力として、次の７項目を考慮している。

① 内外圧差による応力
② 被覆管楕円度による応力
③ 被覆管径方向温度勾配による応力
④ 被覆管周方向温度差による応力
⑤ 端栓部圧力不連続による応力
⑥ 端栓部温度不連続による応力
⑦ PCMIによる応力

疲労計算においては、せん断歪エネルギー説に基づき、それぞれの運転モードについて交番応力を計算し、それに対応する許容サイクル数N1、N2・・・を設計疲労曲線からもとめ、これらの値に対する各運転モードごとの予測サイクル数n1、n2・・・との比の値の積算から累積損傷率Σni/Niをもとめる。

設計疲労曲線には、照射したジルカロイ－2材に関するO'DonnellおよびLangerによって与えられた設計疲労曲線[3]を使用している。この設計疲労曲線は、実測データの不確かさを考慮し、安全係数を用い保守的に設定される。

3.4 燃料要素間ギャップ評価

燃料の高燃焼度化に伴う照射成長量増大により、燃料要素の曲がりは大きくなる傾向にある。特に、ATR燃料の燃料要素間ギャップは約2㎜と狭く、また、燃料要素細径化により曲がりやすいため、照射中の燃料要素間ギャップの大きさを詳細に評価することが必要である。このため、ATR燃料設計においては、燃料要素間ギャップを評価している。

照射中の燃料要素には、次の要因により曲がりが発生する。

① 燃料要素周方向の温度勾配による熱曲がり
② 燃料要素周方向の高速中性子勾配による照射曲がり
③ 燃料要素製造時に発生する初期曲がり
④ 軸方向圧縮力（軸力）による弾性曲がり
⑤ クリープ曲がり

熱および照射曲がりは、燃料要素周方向のフラックス勾配差により曲がりが発生するものであり、これに曲げモーメントによるクリープ曲がりが永久歪量として加わる。初期曲がりについても曲げモーメントによるクリープ曲がりが加わる。また、熱および照射曲がり、初期曲がりとも、軸力により弾性曲がりが増幅する。このうち、熱および照射曲がりはフラックス勾配が決まれば曲がり方向は一義的に決まる。初期湾曲の方向は燃料集合体組立時に決まるものであり、その方向は0度から360度の間でランダムに分布している。このため、熱および照射曲がりの増幅と初期曲がりの増幅とを別々に計算した後、最終的に合成して燃料要素の曲がり量をもとめる。

また、照射中の燃料要素には、次の要因により外径変化が発生する。

① クラッド付着による外径増大
② 照射クリープによる外径変化

これらにより、照射中の燃料集合体には局所的に狭い燃料要素間ギャップが発生し、冷却性能が低下する可能性がある。

燃料要素間ギャップ評価は、これらの挙動を評価し、燃料集合体の照射期間を通して燃料要素間ギャップが閉塞しないこと（隣接する燃料要素が接触しないこと）を確認するものである。

本評価に当たっては、実際の燃料集合体形状および照射条件を考慮して、照射中の燃料要素に発生する曲がり量および外径変化量をもとめ、この結果を用いて隣接する燃料要素間ギャップ量を評価する。

燃料要素間ギャップ量を評価するためには、燃料集合体構成要素すべての連成関係を考慮し、燃料集合体単位で評価する必要がある。

4. 燃料設計コード

ATR燃料では、Pu－fissile富化度で約1～5％の低Pu富化度のMOX燃料を使用しており、低Pu富化度のMOX燃料については、「ふげん」燃料

表3 ATR高燃焼度燃料設計における物性、照射挙動の取り扱いのまとめ

項目		燃料設計での取り扱い
ペレット	融点	UO_2燃料をベースとしPu濃度増加により低下
	熱伝導度	UO_2燃料をベースとしPu濃度増加により低下
	熱膨張係数	UO_2燃料をベースとしPu濃度増加により低下
	ヤング率	UO_2燃料をベースとしPu濃度増加により低下
	ポアソン比	UO_2燃料をベースとしPu濃度増加により低下
	クリープ速度	UO_2燃料をベースとしPu濃度増加により低下
	ペレット内出力分布	核計算により評価（Pu濃度依存）
	焼きしまり	UO_2燃料と明確な差が見られないことから同等と見なしている
	スエリング	UO_2燃料と明確な差が見られないことから同等と見なしている
燃料要素	照射成長	UO_2燃料との明確な差異は見られず、UO_2燃料を含むデータに基づき評価
	FPガス放出率	UO_2燃料との明確な差異は見られず、UO_2燃料を含むデータに基づき評価
	Heガス放出率	UO_2燃料をベースとしPu濃度増加により増加
	Xe/Kr比	UO_2燃料をベースとしPu濃度増加により増加
	酸化膜生成	UO_2燃料と明確な差が見られないことから同等と見なしている。「ふげん」データを基に評価
	クラッド付着	UO_2燃料と明確な差が見られないことから同等と見なしている。「ふげん」データを基に評価
集合体	スペーサ保持力	保持力の低下飽和傾向があることを考慮し、実際には、「ふげん」における照射データを基に評価

の実績の他、「ふげん」および海外の照射炉での照射試験[4]によりデータが蓄積されつつある状況である。

MOX燃料設計および燃料設計コードにおいては、UO_2燃料の物性、照射挙動をベースとし、MOX燃料特有の物性および照射挙動特性を考慮している。表3に燃料設計上の取り扱いをまとめて示す。

4.1　FEMAXI－ATRコード

(1)　コードの概要

MOX燃料の燃料設計においては、燃料要素の熱的・機械的挙動を精度良く予測する必要がある。「FEMAXI－ATR」コードは、日本原子力研究所が開発した「FEMAXI－Ⅲ」コード[5]（ウラン燃料要素照射挙動解析コード）を母体とし、MOX燃料要素の照射挙動を解析できるように理論的データおよび「ふげん」等の照射試験データを基にMOX燃料特有の燃料物性モデルおよび燃料照射挙動モデルを組み込んだ。ここで、MOX燃料とウラン燃料の差異は、UO_2中に少量のPuO_2が添加されていることであるが、PuO_2の結晶構造はUO_2と同じ蛍石型の面心立方格子でありPu原子がU原子に置き変わる形で固溶するため、Puの含有に伴いMOXペレットの物性は連続的に変化するモデルとした。

なお、「FEMAXI－ATR」コードの幾何学的体系を図2に示す。

(2)　物性モデルおよび照射挙動モデル

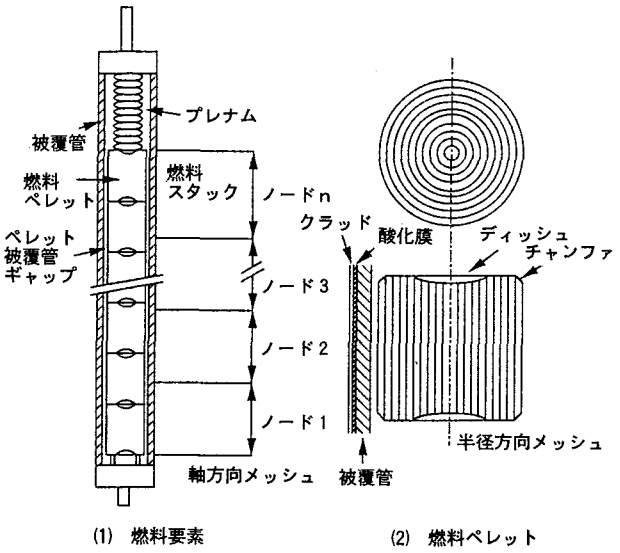


図2　「FEMAXI－ATR」コードに使用する燃料要素の幾何学的体系

Puを含有するペレットの主要な物性はこれまでの研究等により把握されており、また、MOXペレットの照射挙動についても種々の照射後試験により、確認されている。本コードに組み込んだ物性値および照射挙動モデルのうち、UO_2をベースとしPu濃度依存性を考慮したものは、ペレットに係わるモデルとしては、融点、熱伝導度、熱膨張係数、ヤング率、ポアソン比、クリープ速度、また、照射挙動に係わるモデルとしては、ペレット内径方向出力分布、He放出率、Xe/Kr比である。なお、FPガス放出率モデルについては、UO_2燃料とMOX燃料で有為な差が見られないことから同一モデルとした。

以下に、主な設計モデルの概要を示す。

①　融　点

PuO_2の融点はUO_2より低く、MOX燃料の融点はPuO_2の増加に伴い低下する。図3にW.L.Lyon等[6]の測定値と設計線を併せて示す。設計線は、固相線よりも保守側の値とした。また、照射による融点の低下については、照射による影響はほとんどない[7]との報告もあるが、設計ではChristensen等のデータ[8]を用いUO_2燃料と同じ低下割合（－32℃／10GWd/t）を採用した。

②　熱伝導度

ペレットの熱伝導は、主に低温側では格子振動、高温側では輻射および電子に起因しており、UO_2にPuO_2が添加された場合、Puが不純物として格子振動に影響を与える。PuO_2の熱伝導度は、UO_2の熱伝導度を示すLyonsの式をベースにGibbyの測定データ（図4）[9]を基にPuO_2添加による低下を考慮している（図5）。また、照射による熱伝導度の低下を示すデータが得られつつあることから、照射による熱伝導度の低下も考慮している。

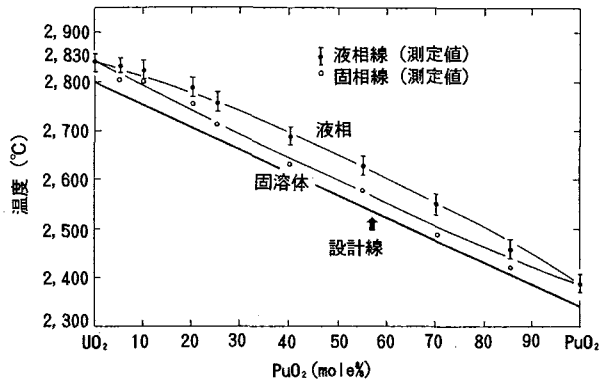


図3　MOX燃料の融点

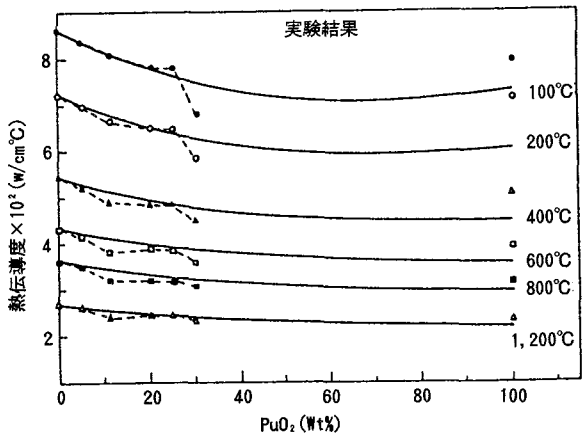


図４　熱伝導度のPuO_2含有率依存性

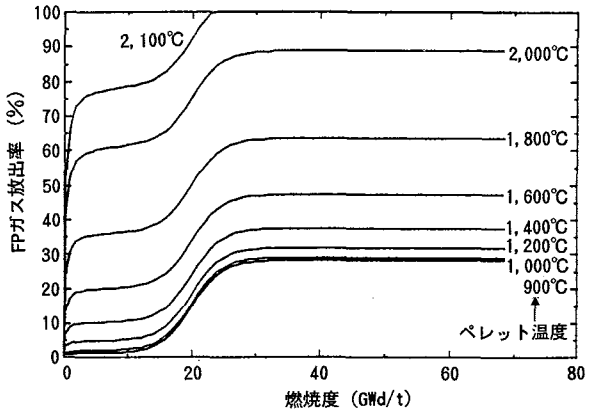


図６　FPガス放出モデルの温度依存性および燃焼度依存性

③　ヤング率

ヤング率は、PuO_2の増加によりわずかに増加する。PuO_2濃度20wt%において3wt%増加する[10]とのデータから、設計ではPuO_2濃度１wt%当たり0.15%増加するモデルとした。

④　FPガス放出率

FPガス放出率は、Vitanzaモデル[11]に燃焼度に依存する加速項を加えたモデルとした。図６にFPガス放出率の燃焼度依存性および温度依存性を示す。なお、FPガス放出率モデルについては、従来のUO_2燃料のデータベースに加え多くのMOX燃料の照射後試験データを基に設定しており、その妥当性は後述の検証結果で確認した。

⑤　ペレット内径方向出力分布

ペレット内径方向出力分布は、ペレットを円筒メッシュに分割し、初期のPuO_2濃度をベースとし、燃焼度解析によりもとめた出力分布を燃焼度の関数としてもとめる（図７）。寿命初期において、出力分布は、ペレット表面部で大きく、中心部で小さくなっている。燃焼が進むにつれ、燃料物質(^{239}Pu)が減少するが、その割合は出力の低い中心部で小さいため中心部の出力が相対的に増加する。表面部では、^{238}Uの捕獲反応による^{239}Puの生成が顕著であり相対的に出力は高くなる。

⑥　He放出率

MOX燃料の照射中におけるHe放出量は、He放出量＝He生成量×He放出率、によりもとめる。ここで、MOX燃料のHe生成量は、UO_2燃料と比べ、Pu濃度に依存する超ウラン元素のα崩壊に起因する生成量の増加

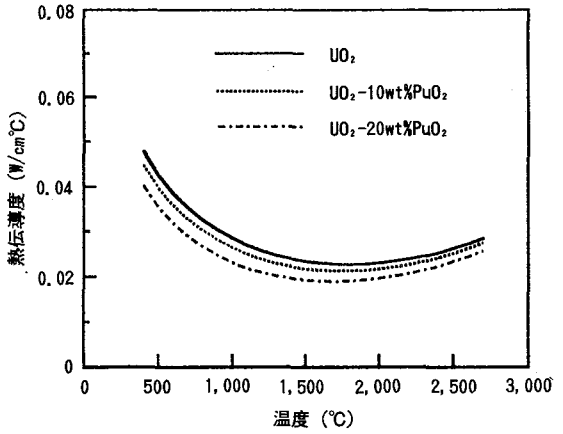


図５　ペレット熱伝導度

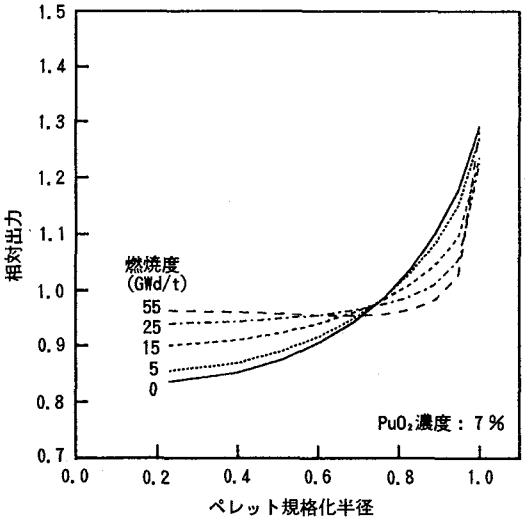


図７　ペレット内径方向出力分布

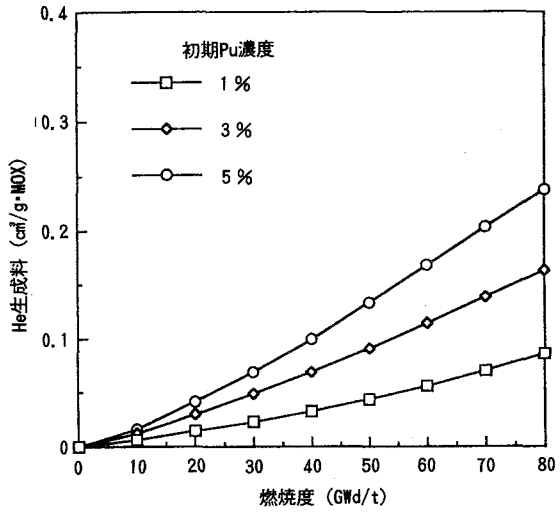


図８　燃焼に伴うHe生成量の変化

を考慮する必要があり、核種生成・消滅計算コードにより計算した値を用いる（図８）。また、Heの放出機構はFPガスと同様に主に拡散によるものであり、He放出率とFPガス放出率は相関が見られる[12]ことから、He放出率はFPガス放出率の関数とした。

⑦　Xe/Kr比

XeおよびKrは、燃料の核分裂により生成され、燃料棒自由空間に放出される。放出されたXeおよびKrの熱伝導度は初期封入ガスであるHeより熱伝導度が小さいためペレット－被覆管ギャップの熱伝導度を小さくする。ここで、XeとKrの熱伝導度は異なるためXeとKrの生成比を評価する必要があり、設計では、種々の照射後試験結果等を基にXe/Kr比を設定しており、Pu濃度の増加に伴い増加するモデルとした。

以上に示したように、MOX燃料に関する種々の知見を取り入れた「FEMAXI－ATR」コードにより、MOX燃料の特徴を詳細に評価できるようになった。

(3)　コードの検証

「FEMAXI－ATR」コードによる燃料中心温度、FPガス放出率、燃料要素内圧、燃料要素内Heガス量、被覆管外径変化の実測値と計算値の比較を図９から図13に示す。ここで、検証データは、表４に示すように、種々の熱中性子炉用MOX燃料および軽水炉燃料のものを含んでいる。

燃料中心温度は、図９に示すように高温領域で多少ばらつきが大きくなるものの実測値と計算値は良い一致を示している。

FPガス放出率については、図10に示すように低放出率領域から高放出率領域まで実測値と計算値は良い一致を示している。また、MOX燃料の実測値と計算値の差はウラン燃料と同程度となっている。

燃料要素内圧評価は、燃料要素機械的健全性に直接かかわる評価として重要である。図11に示すように実測値と計算値は良い一致を示しており、MOX燃料の実測値と計算値の差はウラン燃料と同程度となっている。

燃料要素内Heガス量の実測値と計算値の比較を図12に示す。Heガス自体は熱伝導度が良く燃

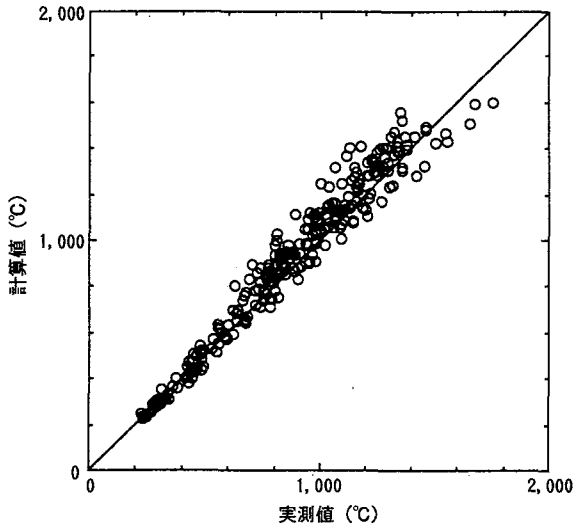


図９　燃料中心温度の実測値と計算値の比較（MOX燃料）

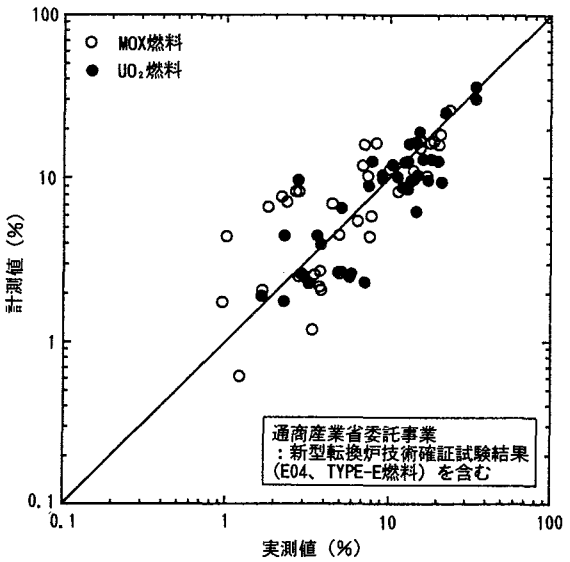


図10　FPガス放出率の実測値と計算値の比較

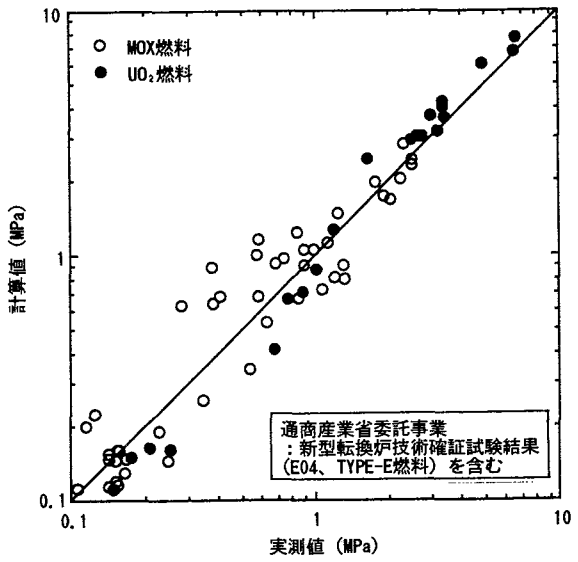


図11　燃料要素内圧の実測値と計算値の比較

料挙動に特に悪影響をおよぼすものではないが、過度の放出は燃料要素内圧の上昇をもたらす。実測値と計算値は比較的良い一致を示していることより、本コードに組み込んだモデル（Heガス放出量＝Heガス生成量×Heガス放出率）は、妥当であることを確認した。また、MOX燃料の実測値と計算値の差はウラン燃料と同程度となっている。

被覆管外径は、燃焼とともに、外圧による被覆管のクリープダウンにより初期外径より小さくなり、その後、被覆管がペレットと接触し、燃料ペレットのスエリング等により、被覆管外径が大き

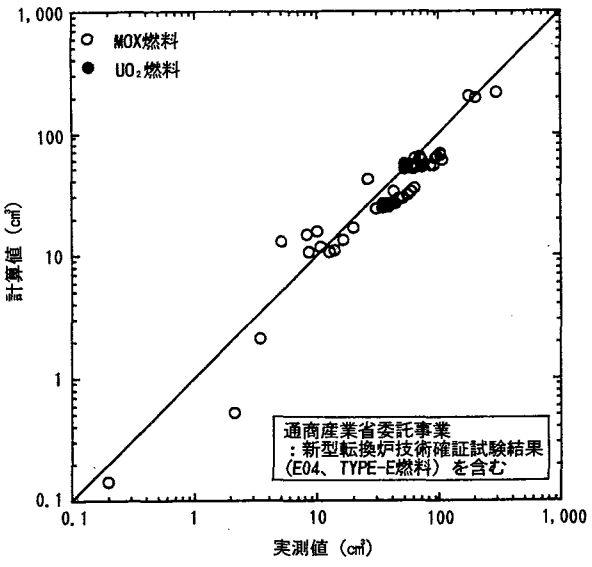


図12　燃料要素内Heガス量の実測値と計算値の比較

表4　FEMAXI-ATRコードの検証データの内訳

検証項目	燃料要素本数	データ範囲 ギャップ (mm)	ペレット密度およびPu富化度	He封入圧 (kg/cm²·a)	要素平均燃焼度 (GWd/t)	局所線出力密度 (kW/m)	データベース
燃料中心温度	5	0.18～0.31	93～95 (%T.D.) 4.5～7.6 (wt%)	1.0～2.96	≦45	≦41 (熱電対位置)	・ハルデン炉試験 (MOX燃料)
FPガス放出率	77	0.09～0.33	92～96 (%T.D.) 0.7～9.6 (wt%)	1.0～21.0	≦62	≦55	・ハルデン炉試験 (MOX燃料) ・SGHWR炉試験 (UO_2, MOX燃料) ・「ふげん」炉試験 (MOX燃料) *13) ・BWR信頼性実証試験 (UO_2燃料) ・NFIR試験(UO_2燃料) ・BR-3試験[14] (UO_2燃料) ・ドットワード炉試験 (UO_2, MOX燃料) ・インターランプ[15]試験(UO_2燃料)
燃料要素内圧	69	0.09～0.33	92～96 (%T.D.) 0.7～9.6 (wt%)	1.0～21.0	≦62	≦55	・ハルデン炉試験 (MOX燃料) ・SGHWR炉試験 (UO_2, MOX燃料) ・「ふげん」炉試験 (MOX燃料) ・BWR信頼性実証[13]試験 (UO_2燃料) ・NFIR試験(UO_2燃料) ・BR-3試験[14] (UO_2燃料) ・ドットワード炉試験 (UO_2, MOX燃料) ・インターランプ[15]試験 (UO_2燃料)
Heガス量	53	0.12～0.33	92～96 (%T.D.) 0.7～9.6 (wt%)	1.0～21.0	≦62	≦55	・ハルデン炉試験 (MOX燃料) ・SGHWR炉試験 (UO_2, MOX燃料) ・「ふげん」炉試験 (MOX燃料) ・ドットワード炉試験 (UO_2, MOX燃料)
燃料被覆管外径変化	42	0.09～0.30	92～96 (%T.D.) 0.7～3.3 (wt%)	1.0～21.0	≦56	≦55	・SGHWR炉試験(UO_2, MOX燃料) ・「ふげん」炉試験 (MOX燃料) ・NFIR試験(UO_2燃料) ・BR-3試験[14] (UO_2燃料) ・インターランプ[15]試験(UO_2燃料)

＊　入力データは推定値

くなっていく。被覆管外径変化の実測値と計算値の比較を図13に示す。被覆管外径変化はコードの機械計算部により計算しており、計算値は実測値に対し多少大きい傾向にある。このことは、実際の設計計算において、被覆管の塑性歪を保守側に評価することになる。

以上に示したように、「FEMAXI−ATR」コードは、燃料要素平均燃焼度で約60GWd/tまでの検証データにより、MOX燃料の燃料特性に関する照射挙動を予測することができることを確認できた。また、本コードによる計算値と実測値のばらつきについては、燃料要素熱・機械設計評

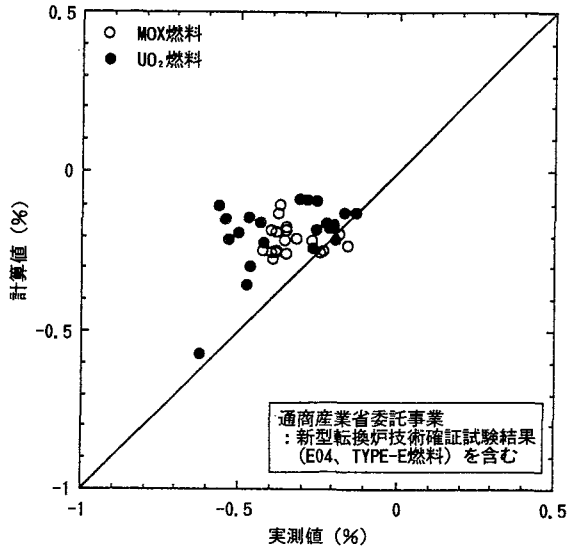


図13 被覆管外径変化率の実測値と計算値の比較

価において、コードの予測の不確かさとして考慮している。

4.2 「DYNAGAP」コード

(1) コードの概要

「DYNAGAP」コードは、照射成長に起因する燃料要素曲がりを実際の燃料集合体構成要素の連成関係に基づいて計算するとともに、燃料要素の初期曲がり方向がランダムであることを考慮して燃料要素間ギャップを統計的に取り扱う計算コードである。

(2) 解析手法・モデル

燃料要素間ギャップ量計算の流れを図14に示す。

まず、入力データを基に、燃料要素に発生する歪量を計算するために必要な被覆管温度、高速中性子束分布を、すべての燃料要素およびノードについてもとめる。これらは、スペーサ等の影響により局所的に変動する可能性があるが、燃料要素間ギャップ量に与える影響はほとんどないため考慮しない。

次に、各計算時点（タイムステップ）ごとに、燃料要素の歪量を熱膨張、照射成長、クリープ等により発生する歪量増分の和として計算する。これを基に、燃料集合体構成要素の連成関係を考慮して、各スパンの燃料要素の軸力の計算を行う。この燃料要素連成モデルの概念を図15に示す。燃料要素連成モデルは実際の燃料集合体の寸法、形状を模擬しており、境界条件は次のとおりである。

① 燃料要素は下部タイプレートと直接接して

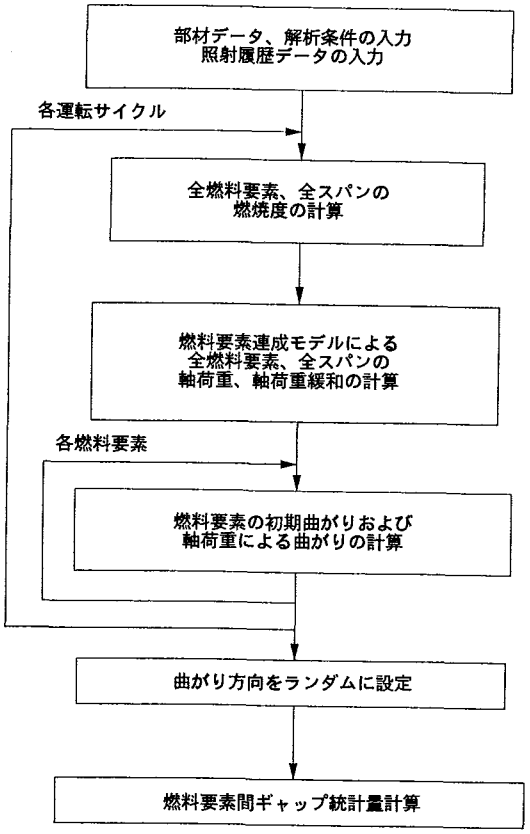


図14 「DYNAGAP」コードの計算フローチャート

おり、下方に伸びることはないので「下部タイプレートと燃料要素とは完全固定」とする。

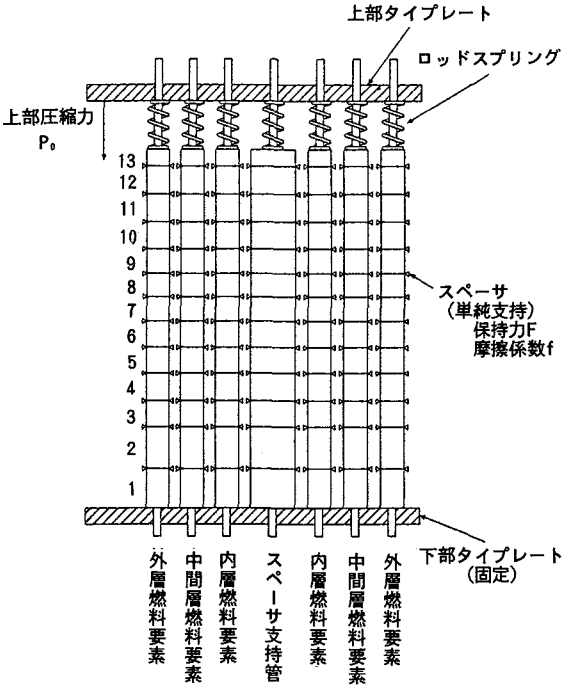


図15 「DYNAGAP」コードの計算体系

② スペーサのスペーサ支持管保持力は燃料要素保持力と比較して大きいので「スペーサはスペーサ支持管に完全固定」とする。また、燃料要素は「スペーサとは単純支持（上方向にのみすべる）」とする。

③ 燃料要素と上部タイプレートとの間にはロッドスプリングを設けており、燃料要素を下方に押し付けているので「燃料要素にはロッドスプリングによる上部圧縮力が働く」とする。

もとめた燃料要素の軸力の大きさによっては、燃料要素がスペーサによる拘束を超えてすべることもある。この場合には、軸力計算結果を歪量計算にフィードバックし、収束計算を繰り返す。

さらに、もとめた軸力と入力した初期曲がり量を基に、次に示す二次元ビーム近似を用いた湾曲方程式を解くことにより、燃料要素曲がり量を計算する。

$$\frac{\partial^2 y(x)}{\partial x^2} = \frac{M(x)}{EI}$$

x　：燃料要素下端からのx座標
y(x)　：燃料要素下端からのy方向変位
M(x)　：x位置に作用する曲げモーメント
I　：断面二次モーメント
E　：ヤング率

ここで、曲げモーメントM(x)は、燃料要素周囲の温度、高速中性子束分布、クリープ（熱および照射）および相互反力による曲げモーメントの和として与える。

以上のように計算した燃料要素曲がり量、曲がり方向のばらつきおよびクラッド付着、照射クリープ等による燃料要素外径変化量を合わせて燃料要素間ギャップ量を計算する。この概念を図16に示す。この計算を繰り返すことによって、燃料要素間ギャップ量の統計分布（平均値、標準偏差）を得る。

(3) コードの検証

燃料要素間ギャップ評価は、燃料集合体の中で最も狭くなる燃料要素間ギャップを精度良く予測することが重要となる。したがって、検証は最小の燃料要素間ギャップについて行った。

「DYNAGAP」コードによる燃料要素間ギャップ量の実測値と計算値との比較を図17に示す。実測値としては測定結果の最小値を、計算値としては「DYNAGAP」において最小値とみなしている計算結果の95%信頼下限値を用いた。ここで、検証データは、「ふげん」およびSGHWRで照射されたMOXおよびUO_2燃料集合体の全燃料要素間ギャップ測定値を用いている。

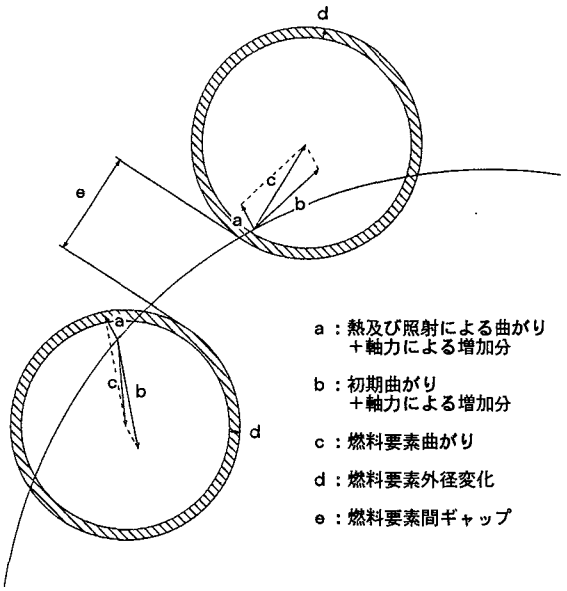


図16 燃料要素間ギャップの概念

図に示すように、若干のばらつきはあるが実測値は計算値と良く一致している。

前述の検証データは28本および36本燃料集合体であるが、燃料集合体構造が変更されても、以下に示すようにその集合体モデルを組み込むことで対応が可能である。

① 燃料要素連成モデル

「DYNAGAP」コードの主要部分である

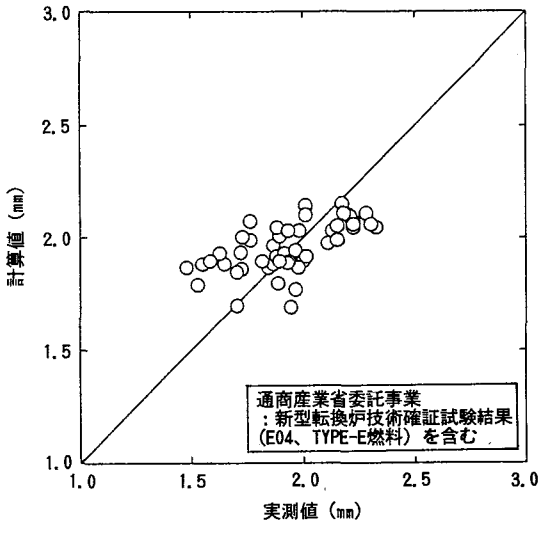


図17 燃料要素間ギャップ量の実測値と計算値との比較

燃料要素連成モデルを用いた軸力および曲がり量の計算は、前述のように、燃料集合体構造を考慮して基本的な力学方程式を解くことによりもとめている。したがって、燃料要素本数が異なる場合でも、基本的な構造が等しい燃料集合体には適用可能である。

② 燃料要素照射成長モデル

燃料要素に発生する軸力の直接の原因である照射成長については、軽水炉およびATR燃料集合体の照射後試験結果より、燃焼度に比例するという知見が得られている。「DYNAGAP」コードには、照射成長量が燃焼に伴って直線的に増加するモデルを導入している。燃料要素の照射成長については、燃焼度の増加による加速傾向などは観察されておらず、高燃焼度域においても本モデルは適用できる。

③ スペーサ部燃料要素拘束力緩和モデル

燃料要素の軸方向移動を制限するスペーサ拘束力も、燃料要素軸力の原因である。スペーサ拘束力については、ATR燃料集合体の照射後試験結果より、燃焼初期では急激に低下するが、燃焼度約15GWd/t以降は初期拘束力の2割程度に飽和するという知見が得られている。「DYNAGAP」コードには、この効果を考慮したモデルを導入している。上述の傾向は高燃焼度域においても維持されると考えられ、高燃焼度域においても本モデルは適用できる。

以上のように、「DYNAGAP」コードに導入している計算手法およびモデルは高燃焼度域についても適用できる。また、本コードの検証結果のばらつきについては、計算値がすべて保守側になるように入力条件等を考慮して、燃料要素間ギャップを評価している。

5. おわりに

軽水炉における最近の燃料設計手法等を勘案し、高燃焼度MOX燃料の燃料設計手法を確立した。すなわち、高燃焼度MOX燃料の燃料設計に統計的評価手法を導入するとともに、原子炉における燃料の照射期間を通して燃料要素の照射挙動を予測できる「FEMAXI－ATR」コード（「FEMAXI－Ⅲ」コードをベースとしMOX燃料特有の燃料物性モデルおよび燃料照射挙動モデルを組み込んだ）を作成した。さらに、燃料要素間ギャップを評価する「DYNAGAP」コードを開発した。これらのコードは理論的データおよび種々の照射試験データを基に作成されたものであり、検証結果から、組み込みモデル等の妥当性を確認できた。

以上の結果から、従来の過度の保守性を有する決定論的燃料設計手法を用いた場合「ふげん」燃料の実績である燃料集合体最高燃焼度40GWd/tが燃料設計の限界であったが、統計的な設計手法を含む本燃料設計手法の導入により、より現実的な燃料設計可能となり、「ふげん」用燃料で燃料集合体最高燃焼度55GWd/tの燃料の設計が可能となった。

なお、「FEMAXI－ATR」コードについては、ATR燃料と軽水炉MOX燃料は燃料要素等の構造がほぼ同等であること、検証データに軽水炉MOX燃料が含まれていることから軽水炉MOX燃料設計にこれを適用することは基本的に可能であると考える。このために、今後も照射データを充実し、コードの検証を通して照射挙動予測精度を確認していく。

6. 謝辞

本解析を行うにあたり御協力を頂いた、原子力システム株式会社長山政博氏、原子力技術株式会社白井隆夫氏に対し、感謝の意を表わします。

参考文献

1) 小貫，他：日本原子力学会　1995年秋の大会，H38 (1995).
2) 中村，他：日本原子力学会　1995年春の年会，L38 (1995).
3) W.J. O'Donnell and B.F. Langer, Nucl.Sci. Eng., 20, 1 (1964).
4) 植松，他：「ATR実証炉燃料設計手法について」，動燃技法，No.87 (1993).
5) 中島，他：「FEMAXI－」一軸対称有限要素法による燃料ふるまいコード」，JAERI－M9251, (1981).
6) W.L. Lyon et al.：The solid－liquid phase diagram for the UO_2－PuO_2 system, J.Nucl. Mater. 22, P.332, (1967).
7) 大森，他：軽水炉照射ウラン燃料の融点測定，日本原子力学会昭61分科会，K42.
8) J.A. Christensen et al.：Melting Point of Irradiatfd Uranium Dioxide, WCAP－6065 (1965).
9) R.L. Gibby：The effect of Plutonium content on the thermal conductivity of $(U, Pu)_2$ solid solution, J. Nucl, 38, 163, (1971).
10) Donald L.Hagrman et al.：MATPRO－VERSION.11(REVISION2) A Handbook of Materials for Light Water Reactor Fuel Rod Behavior, NUREG/CR－0497, TREE－1280, Rev.2, Aug.(1981).
11) C.Vitanza et al.：ANS Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Portland (1979).
12) M.Billaux et al.：Production of Helium in UO_2－PuO_2 Mixed Oxide Fuel, IAEA－TC－659/3.6 (1989).
13) 三島，他：日本原子力学会誌 Vol.29, No.2, P.90 (1987).
14) M.C. Balfour et al.：BR－3 High Burnup Fuel Rod Hot Cell Program, Vol.2 Data Summary WCAP－10238, DOE/ET 34073－1.
15) Final Report of the Inter－Ramp Project STIR－53 (1979).

技術小論

「もんじゅ」ブランケット取替用燃料集合体輸送容器の開発

柴田　寛　大内祐一郎*　松崎　壮晃*2
奥田　芳久*3
本社核物質管理部
* 東海事業所技術開発推進部
*2 東海事業所プルトニウム燃料工場
*3 もんじゅ建設所技術課

資料番号：96－2

Development of Packagings for "MONJU" Blanket Fuel Assemblies

Kan Shibata　Yuichiro Ouchi*　Masaaki Matsuzaki*2
Yoshihisa Okuda*3
(Nuclear Material Control Division
* Technology Development Co-ordination Division, Tokai Works
*2 Tokai Fuel Plant, Tokai Works
*3 Reactor and Systems Engineering Section, Monju Construction Office)

「もんじゅ」のブランケット燃料集合体は、劣化ウランを用いることから、燃料加工メーカーで製造されているが、輸送にあたっては、その設備の関係で輸送容器を横置きにして収納する必要がある。それに対し、「もんじゅ」側ではブランケット燃料集合体を縦置き状態で取り出すように設備が造られたため、取替用以降は、両者で取り扱い可能となるような輸送容器を開発する必要が生じた。

輸送容器は、２年弱の開発期間をかけて平成７年３月には製作を完了し、平成７年６月に実施された第１回取替用ブランケット燃料集合体の輸送に供することができた。

本報では、その輸送容器の概要および開発における各種確認試験等を紹介する。

1．はじめに

「もんじゅ」のブランケット燃料集合体は、国内の燃料加工メーカーで製造し、「もんじゅ」に輸送し、炉に装荷する。

その場合、加工メーカーおよび「もんじゅ」では、燃料集合体の取り扱い方法が異なるため、それに対応できる輸送容器を開発する必要性が生じた。

今般当該輸送容器を開発したので、その概要および開発における各種確認試験等を紹介する。

なお、ブランケト燃料集合体が初めて「もんじゅ」に輸送された際には、「もんじゅ」が建設段階にあり、加工メーカーおよび「もんじゅ」両方で取り扱うことが出来る輸送容器は必要なかった。

2．専用輸送容器開発の必要性

国内燃料加工メーカーでは、ブランケット燃料集合体を輸送容器に収納する場合、設備上、輸送容器を床面に横置きし、輸送容器の上蓋を開口し、集合体を水平状態にして収納する。

一方、集合体を搬入する炉サイトでは、輸送容器を輸送容器取扱装置に載せ、床面下のピットで90°回転し直立（縦置き）にし、端面の横蓋を開けた状態で、クレーンで燃料集合体だけを垂直に引き抜く方式をとっており、加工メーカーで実施している方式はスペースおよび輸送容器取扱装置との取り合上採用できない。

したがって、上述の基本的に異なる取扱い方式を満たす輸送容器を製作する必要があった。

また、輸送容器は輸送中の振動の緩和、共振の防止のため、収納物を輸送容器内で適切に固定するように設計する必要があり、かつ、作業効率向上を図るため自動固定が可能な構造が求められた。

さらに、本輸送容器を車両に固定する専用の固縛装置も合わせて設計、製作した。

表１　燃料集合体の主要仕様

項　　目	仕　　様
(1)　燃料集合体	
全　長	約　4,200mm
外対面寸法	約　110.6mm
重　量	約　192kg
材　質	ステンレス鋼材
燃料要素数	61本
(2)　燃料要素	
全　長	約　2,800mm
外　径	約　16.6mm
材　質	ステンレス鋼材
(3)　核燃料物質	
種　類	二酸化ウラン
性　状	焼結ペレット
ウラン濃縮度	約　0.2wt%

表２　輸送容器の概略仕様

項　　目	仕　　様
輸送対象燃料	「もんじゅ」ブランケット燃料集合体
輸送容器の名称	MONJU－BLK型
輸送容器の種類	A型輸送物
輸送物の総重量	約　2,500kg
輸送容器の外寸法	
全　長	約　4,800mm
全　幅	約　650mm
全　高	約　750mm
輸送容器の主要材質	
容器本体	ステンレス鋼
上蓋、横蓋	ステンレス鋼
燃料ホルダ	ステンレス鋼、緩衝ゴム

3.　収納物の仕様

収納する「もんじゅ」ブランケット燃料集合体の主要仕様および概略構造をそれぞれ表１および図１に示す。

「もんじゅ」ブランケット燃料集合体は、正六角形断面のラッパ管内に燃料要素61本を所定のピッチで三角格子状に配列し、下部端栓で固定した構造となっている。燃料要素には、ブランケット燃料ペレットが充填され、両端を上・下部端栓で溶接密封している。

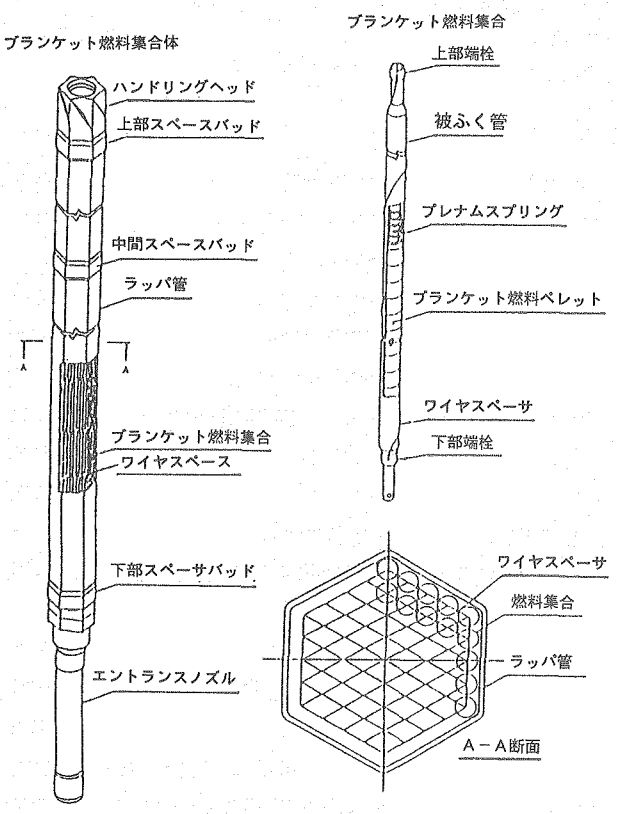


図１　「もんじゅ」ブランケット燃料集合体構造図

4.　輸送容器の設計基準

本輸送容器は、「核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律」に基づき国が定めている『A型輸送物』に係わる技術上の基準を満足するように設計した。

5.　輸送容器の構造、機能

5.1　燃料集合体収納体数

本輸送容器は「もんじゅ」ブランケット燃料集合体を4体収納することができ、輸送時にはトラック荷台に固定した専用の固縛装置上に３基積載できる。

5.2　構造

本輸送容器の概略仕様および外観をそれぞれ表２および写真１に示す。

輸送容器の主な構成要素は、容器本体、上蓋、横蓋および燃料ホルダである。

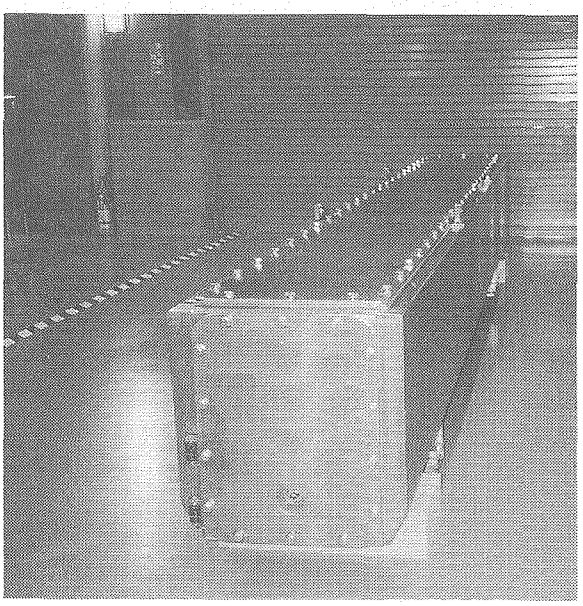


写真１　輸送容器の外観

容器本体はステンレス鋼製の直方体（箱型）形状であり、落下衝撃等から燃料集合体を保護するための機能を有している。輸送容器を横置きした状態で燃料集合体の出入れを行うため、容器本体の上側に設けられた開口部に上蓋、縦置きした状態で出入れを行うため長手方向端面部の開口部に横蓋が取付けられている。

燃料ホルダは、容器本体内に収納された状態から、ホルダ下端部を支点として、垂直に起こすことができる機構となっている。

なお、輸送中の燃料集合体への結露を防止するために、これらの蓋には不活性ガスを注入したり、パージするためのノズルが取付けられている。

5.3　特徴

本輸送容器は、従来の新燃料集合体輸送容器と比べ以下の特徴を有している。

(1)　燃料集合体の収納および取出し方式

輸送容器への燃料集合体の収納・取出方法が異なる燃料加工メーカーと炉サイトのどちらでも使用できるようにするため、容器横置きおよび容器縦置き状態のどちらの姿勢からでも収納、取出が可能なように、容器本体上側面および長手方向端面の２ヶ所に開口部が設けられている。

１）燃料加工メーカーでの収納

燃料加工メーカーでの収納方法を図２に示す。

燃料加工メーカーでの収納作業は、輸送容器を横置きにして、容器本体の上蓋を取外し、クレーン操作により燃料ホルダを縦に起こしておき、垂直吊りした集合体をホルダの側面から装着し、燃料ホルダを倒し、集合体を水平にした状態で、輸送容器に収納する。

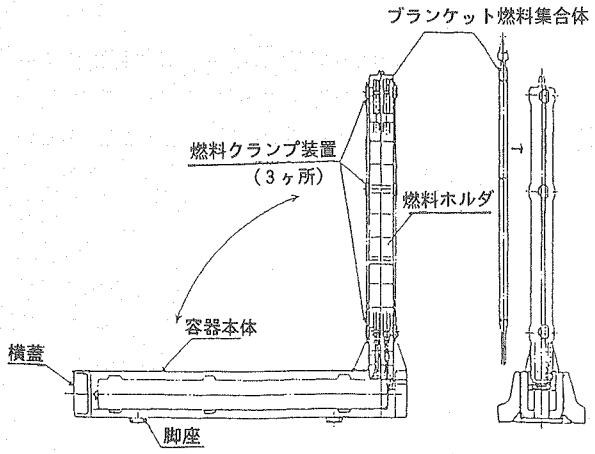


図２　燃料加工メーカーでの集合体収納方法

なお、この場合、輸送容器を縦置きにすると設備上、集合体の収納ができない。

２）もんじゅサイトでの取出し

一方、炉サイトでの取出作業は、容器本体の横蓋を取外し、輸送容器取扱装置を用いて輸送容器本体を床面下のピット内に振り下げ、垂直とし、遠隔自動操作によるクレーンで集合体を垂直に引き抜くように取出すことが可能である。

(2)　燃料ホルダ固定機構

炉サイトでは容器本体を垂直とし、遠隔自動操作により集合体を取り出すため、容器本体に燃料ホルダを収納したままの状態で、集合体の固定を解除する必要がある。

このため、本燃料ホルダによる固定には、ホルダ上端部からウォーム駆動軸を回転させる操作のみで、燃料集合体を２体ずつ同時に固定あるいは解除できる機構を採用している。

本燃料ホルダの本固定機構の概略を図３に示す。

本固定機構は、クランプ装置、ウォーム、ウォームホイールおよびウォーム駆動軸より構成される。クランプ装置は、3ヶ所の燃料集合体パッド部位置に設けられており、集合体はクランプ装置の開閉によりパッド部が挟み込まれるようにして固定される。このクランプ装置の開閉には、ウォームとウォームホイールの機構を利用し、各クランプ装置に設けたウォームホイールに連結しているウォーム駆動軸を回転させることで作動する構造となっている。

本機構の採用により、従来のボルトによる固定方式に比べ、作業量の大幅な軽減化につながった。また、炉サイトでは燃料ホルダを容器本体から取出すことなく、集合体の固定解除が行えるようになった。

6.　輸送容器設計、製作の妥当性確認、開発における確認

設計および製作の妥当性および詳細仕様の確定を行うために本輸送容器の製作途中において、試作容器を用いて炉サイトおよび燃料加工メーカーでの取扱いを確認する必要があった。

さらに、燃料集合体を炉に装荷する際には、輸送後の燃料集合体の品質を保証する必要がある。

このため取り扱い確認試験および輸送試験を実施し、輸送容器の妥当性の確認を行った。

なお、開発期間が約２年弱であり、設計段階で決定した基本構造をもとに実機製作を進めるとと

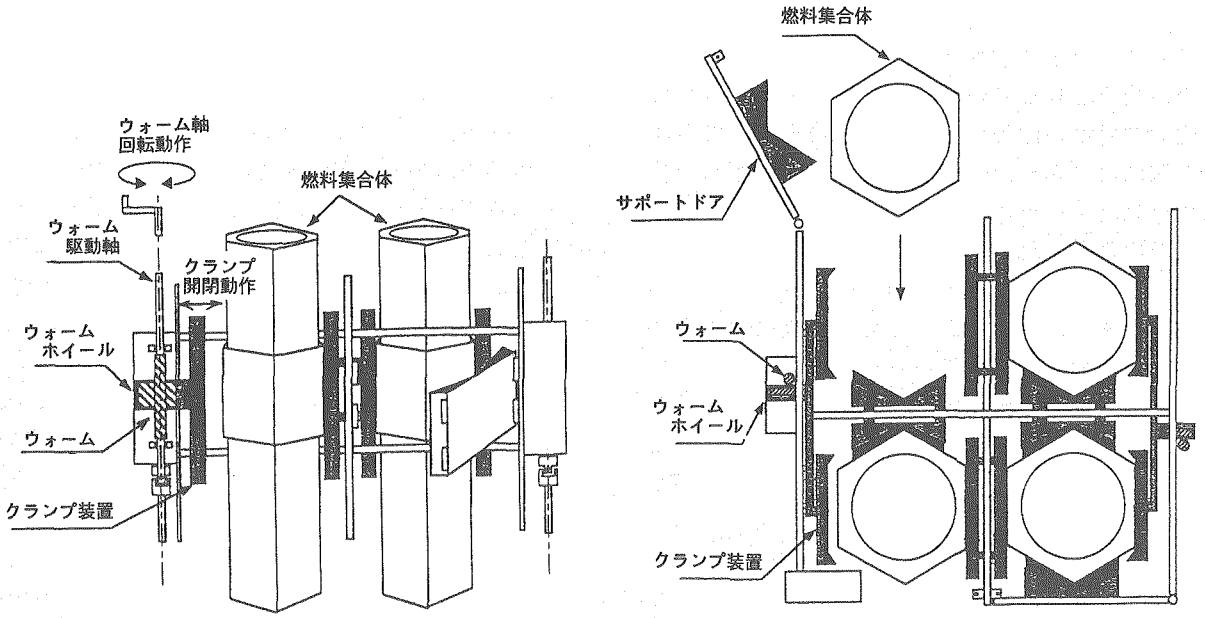


図３　燃料ホルダの固定機構

もに、並行して試作容器を用いて両施設での取扱確認試験を実施し、取合いに係わる詳細仕様を確定した後、実機全数の製作を行うこととした。

6．1　取り扱い確認試験

取扱確認試験は、「もんじゅ」および燃料加工メーカーで試作容器（模擬燃料集合体を含む。）を用い実際の取り扱いを模擬し、集合体の装荷、取り出しを行い基本構造に問題ないことを確認した。

なお、実際の取り扱いを確認することで、輸送容器の重心の微妙な調整の必要性が確認されたこと等詳細仕様の確定のためには必須のものであった。

6．2　輸送試験

実際に輸送する場合と同一の輸送状態で輸送試験を実施するため、模擬燃料集合体を使用した輸送試験を実施した。

輸送試験では、模擬集合体を収納した試作容器および残り２基の輸送容器を模擬するため重量を合わせた２基の模擬体を一緒に、トラック荷台上の専用固縛装置に積載し、一般道・高速道路を走行した。試験中はトラック荷台、固縛装置、容器本体、燃料ホルダおよび模擬集合体に取り付けた振動加速度計により各部位に生ずる加速度データを計測した。本試験により、輸送前後におけるクランプ装置の固定の状況および集合体の健全性を確認することができ、また輸送中に生ずる最大加速度は集合体の設計条件以下となることが確認できた。

7．　おわりに

本開発の設計、製作については種々制約があったものの、綿密な調査、試作容器を用いた取り扱い確認試験等を経て輸送容器が開発できた。

輸送容器開発について、改めて、関係者との綿密な連携、実際の確認試験の重要性を強調したい。

なお、本開発において炉サイト、燃料加工メーカー等多数の関係者の協力を頂いたが、それらの協力があって開発できたものであり、ここで改めて感謝の意を表したい。

技術小論

PNC－欧州共同炉内安全性試験 CABRI－2計画の総合評価

佐藤　一憲

大洗工学センター安全工学部

資料番号：96－3

Synthesis Evaluation on PNC-Europe In-Pile Safety Experimental Program CABRI-2

Ikken Sato
(Safety Engineering Division, O-arai Engineering Center)

高速炉燃料の破損挙動と破損後物質移動挙動の解明を目的としたCABRI－2炉内試験計画(1987年～1992年に過渡試験を実施）では、これに先行して行われたCABRI－1試験計画での急激な過出力条件下での知見を踏まえ、より緩慢な過出力条件下での挙動、および燃焼度やスミア密度等の燃料条件の影響の解明に重点をおいた試験を実施した。これらの試験に対する評価を通じて、FPガスに起因する過渡時燃料スエリングのメカニズムと破損限界の支配要素、破損後物質移動に係わる支配要素等の解明が進められ、この知見を解析コードの改良に反映することにより、安全評価手法の高度化が図られた。また、本総合評価は欧州の研究機関と共同によって行われ、現象の理解や評価の考え方等についての共通認識が形成された。

1．はじめに

CABRI－1試験計画では、図1の概念に示される「高過出力」条件(100ms程度以内の時間スケールのパルス型過渡）を用いて、ULOF事象(Unprotected Loss of Flow＝主循環ポンプ停止時に炉停止失敗を仮定）評価における急激な過出

非破損	破損	燃料名称	ペレット形状	燃焼度
○	●	Viggen-4	中実（高スミア密度）	12a/o
□	■	Opheiie-6	中空（低スミア密度）	5a/o

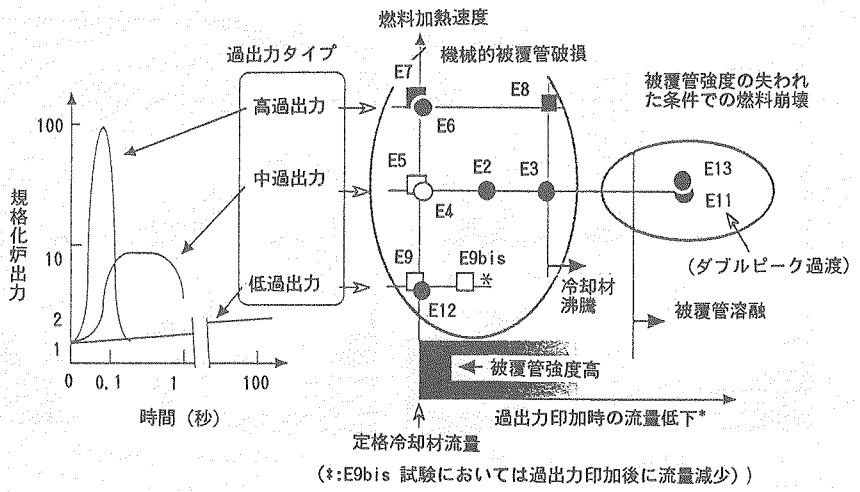


図1　CABRI－2試験条件の概要

力シーケンスに対応した燃料ピンの破損挙動、および破損後物質移動挙動の解明を行った[1)~4)]。これに対してCABRI－2計画[5)]では、ULOF事象評価の緩慢な過出力シーケンスに対応した「中過出力」条件（1秒程度の時間スケールのパルス型過渡）、および制御棒誤引抜事象に相当する「低過出力」条件（1分程度の時間スケールのランプ型過渡）を主体としている。また、CABRI－1計画では燃焼度5 a/oまでの中実燃料を対象としているのに対して、CABRI－2試験計画では12 a/oの高燃焼度燃料および中空燃料を使用することにより、燃料条件への依存性の解明にも重点を置いている。すなわち、CABRI－2試験計画ではCABRI－1計画の成果を踏まえ、より広範な燃料条件、過出力条件へと拡張することにより、種々の設計条件や事象シーケンスに対応した合理的な安全評価手法の整備に主眼を置いている。

動燃事業団では、このようなCABRI－2試験データの分析・解釈、および計算コードを用いた解析評価からなる総合評価を、仏(CEA)、独(FZK＝旧KfK)、英(AEA)の欧州研究機関と共同で実施した。この中で動燃事業団は、燃料破損挙動評価を主担当するとともに、破損後の物質移動挙動評価についても、試験データの詳細分析を通じた基本メカニズムの明確化、詳細な物理モデルを有するSAS4Aコードの適用等によって本総合評価に貢献した。

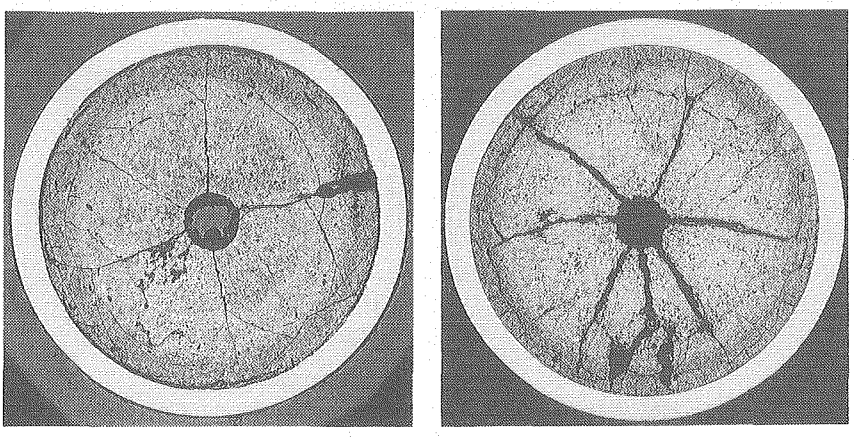
以下に、本総合評価を通じて得られた動燃事業団としての主要な研究成果を示す。

2.　燃料ピン破損挙動

前述の「中過出力」および「低過出力」といった緩慢な過渡条件においては、燃料ペレット内に保持されたFPガスによる過渡時のスエリングが顕著となることが示された[6,7)]。図2は高スミア密度（中実）の高燃焼度燃料を用いた「中過出力」試験（E 4 試験＝非破損）の断面金相写真であり、この部位での被覆管の残留歪みは過渡前後での外径測定から、約1％ΔD/Dであることが確認されている。過渡を加えていないサンプル燃料と比較すると、燃料と被覆管の間のギャップが閉じており、また燃料内部には大きなラジアルクラックが形成されている。「中過出力」の条件においては、過渡時の燃料温度の径方向分布が一様であり、燃料内部の大きなクラックは熱膨張差で生じたものではなく、また燃料外側領域には大きなクラックが残っていないことから、燃料外側領域のスエリングと熱膨張が被覆管の残留歪みを生じさせていることが分る。一方、低スミア密度燃料の場合は、燃料のスエリングが燃料内の空間に吸収される傾向が見られ、緩慢な過渡条件下においても高い破損限界を有していることが示された[5),8)]。

このように、燃料スエリングと被覆管変形との関係は燃料スミア密度に依存するが、「中過出力」と「低過出力」では燃料スエリングが顕著となる温度が大きく異なっている。

そこで、燃料スエリングの顕著となる温度と過渡の時間スケールとの関係を、軽水炉燃料を含む既存炉内・炉外試験データについて広くサーベイした。この結果、図3に示されるように、燃料スエリングの顕著となる温度の逆数は過渡時間スケールの対数に対してほぼ直線状に並んでおり、燃料の照射条件には余り依存していないことが理解された。これは、燃料の過渡スエリングが何ら



(a) 過渡を加えないサンプル燃料　　(b) 中過出力後（E4試験）

図2　高スミア密度高燃焼度燃料の中過出力前後での断面金相

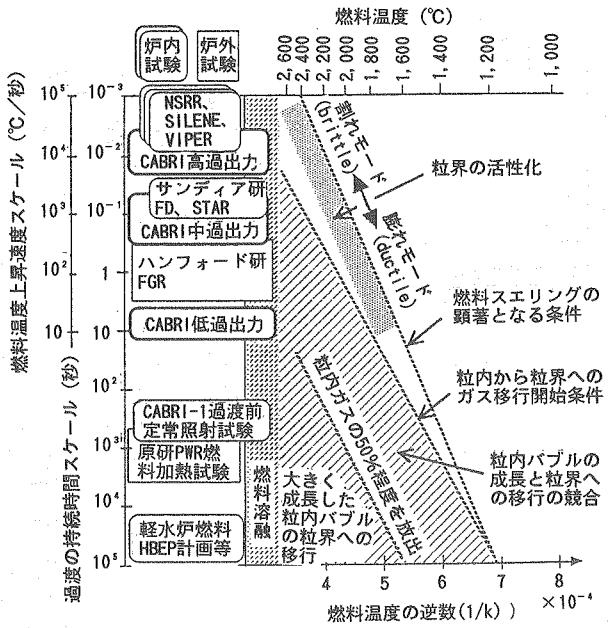


図３　時間スケールおよび燃料温度に依存した過渡時FPガス挙動のマップ

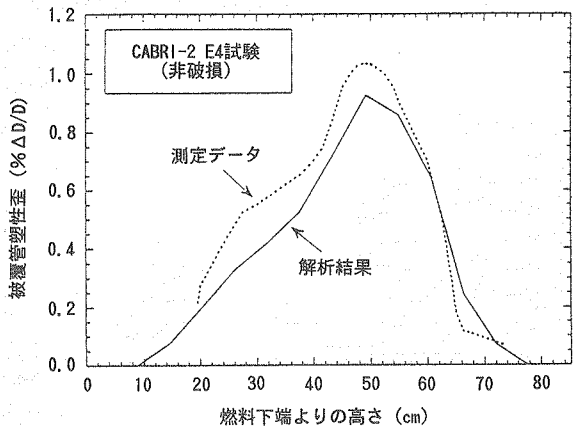


図４　過出力における被覆管変形解析モデルの検証例

かの拡散過程に支配されていることを示唆するものといえる。例えば最近の軽水炉燃料の微細構造の研究[9]によると、燃料粒界面がナノメーターサイズの極めて微小なガスバブルによって覆われていることが確認されているが、このような微小バブルが過渡時の粒界面上の空孔拡散の増加によって成長し、粒界面のボンディング機能が喪失することによって顕著なスエリングを生じているとの理解によって説明し得る。また、燃料スエリング条件下での被覆管変形は、スエリングを駆動するFPガス圧と被覆管強度の大小関係によって決まるため、被覆管による拘束力（本照射済被覆材の材料物性は炉外試験から既知）と燃料スエリングを結合した解析評価によって適正に模擬し得る。図４はこのような状況をPAPAS－2Sコードのモデルに反映することにより得られた被覆管変形の評価結果と測定結果の比較であり、良好な一致が示された。なお、E4試験では顕著な被覆管の残留歪みにもかかわらず被覆管は破損しておらず、被覆管の延性が燃料スエリングに対する破損限界の観点から重要であることを示している。

図５は高スミア密度燃料の破損試験に対する各パートナーの解析での破損時の被覆管温度と非弾性歪の関係である（動燃事業団：PAPAS－2S、CEA：PHYSURAC、FZK:SAS4A－REF94）。各パートナーのモデルの詳細内容は異なるものの前述のようなCABRI－２試験結果に基づく物理メカニズム把握の共有と、これに即した解析モデルの改良により、高スミア密度燃料の燃料スエリングと被覆管変形の関係を適正に模擬することが可能になっている。

3．破損後物質移動挙動

CABRI－1の急激なパルス過出力条件においては、破損時の燃料溶融割合が高いため、破損後の燃料移動は流動性の高い溶融燃料がFPガス圧に駆動されて急速に軸方向上下へと分散することが示されている[4]。このような急激な分散挙動はULOF事象推移の評価においては負の反応度効果として重要である。

一方、CABRI－2の中過出力条件においては、燃料スエリングの寄与によって高スミア密度燃料では燃料溶融が比較的少ない段階で破損を生ずるが、この場合の破損後物質移動は可動性の小さい低エンタルピー燃料が、継続している過出力の下で高エンタルピーとなり流動化してゆく過程によって支配されている。このような破損後の物質

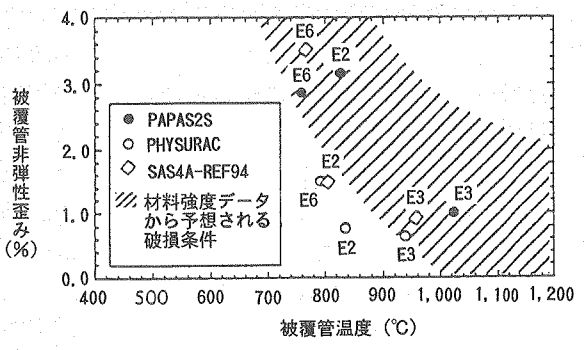


図５　被覆管破損観測時の解析での被覆管温度と非弾性歪み

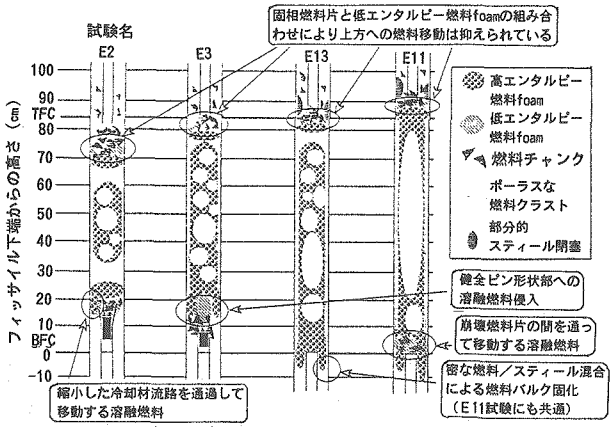


図６　中過出力試験での過渡後の物質分布状況の概要

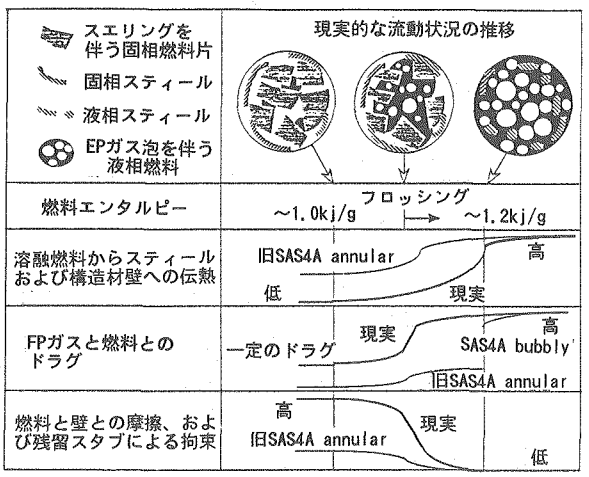


図７　燃料崩壊・移動挙動における伝熱流動特性

移動挙動に関する理解は、過渡後の試験体に対する照射後検査結果の詳細な分析によって得られた。

図６は、除熱条件あるいは加熱条件の異なる幾つかの中過出力試験について、過渡試験後の破壊・非破壊検査結果の詳細な分析に基づき、その状況を模式的に示したものである。これらの各試験では各々に熱条件が異なるものの、何れの場合にも燃料溶融の進んだ「高エンタルピー燃料フォーム」の範囲では十分な流動性を得た燃料が軸方向に移動しており、軸方向への燃料の移動は固相主体の崩壊燃料である「低エンタルピー燃料フォーム」や「燃料チャンク」によって制限されている[10]。このような過渡後の終状態でのデータの他、中性子ホドスコープ（試験体の燃料から放出される中性子をコリメータを介して直接計測することによって、燃料の質量分布を測定する技術）による過渡中の燃料移動の情報等を総合し、破損後の崩壊燃料を中心とした物質間の伝熱・流動について図７に示される概念を把握した[10]。被覆管による拘束力の失われた状況においては、燃料エンタルピーが１kJ/g程度に達すると燃料は崩壊を開始する。この時点での崩壊燃料は大規模なスエリングを伴った固相燃料片（チャンク）であるが、このような燃料は試験体壁との摩擦および上下の未崩壊燃料による軸方向の拘束力を受け、その流動性は低い。また、崩壊燃料から被覆材や周辺の構造材壁への伝熱は低いものと考えられる。この状況から継続した過出力が加えられると燃料溶融は進展し、溶融燃料が主体となるにつれてその流動性は急激に増加し、燃料から被覆材あるいは構造材への伝熱もまた急激に増加する。

これに対して従来のモデルでは、低エンタルピー側での伝熱や物質移動の模擬が十分ではなかった。このような低エンタルピー状態の持続する時間は過出力の速度に依存し、「高過出力」に相当する条件ではその影響は殆どないが、「中過出力」のように緩慢な過渡条件の模擬には改善の必要があった。そこで、この概念に基づいてSAS4Aコードのモデルを改良し、CABRI－2の中過出力条件の試験に適用した。図８はこの改良SAS4Aコードによる評価と中性子ホドスコープによる過

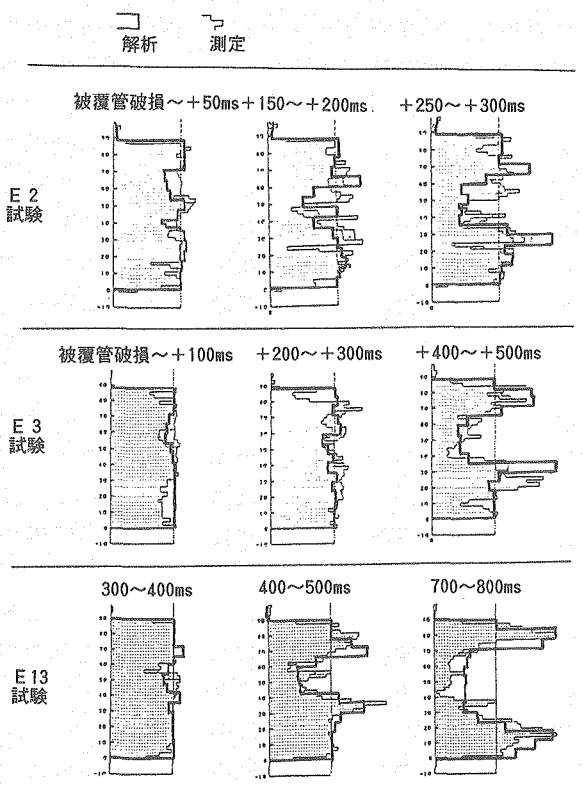


図８　各試験における軸方向燃料分布の解析と測定結果の比較

渡中の燃料の軸方向分布を、幾つかの過渡時間範囲について比較したものである。

E2、E3試験では冷却材が未沸騰の条件で被覆管が破損し、溶融燃料の放出とこれによる冷却材のボイド化[11]（破損後100ms程度まで）、除熱を失った被覆材の急昇温による強度低下からの燃料崩壊[12]（破損後100ms程度以降）、および継続した過出力条件での軸方向への移動[12]（破損後500ms程度まででスクラムにより停止）を生じている。一方、E13試験においては冷却材沸騰と被覆材溶融の後に過出力を加えており、過出力印加後300～400msで燃料崩壊を生じ、過出力印加後800ms程度で過出力が停止するまで軸方向への燃料移動を生じている[10]。

このように、低エンタルピー崩壊燃料の特性を適切に模擬することにより、「中過出力」のような緩慢な過渡条件においても燃料分散挙動を適切に模擬することが可能になった。また、緩慢な過渡条件においても燃料の軸方向への分散によって負の反応度効果が得られることが実験的に確認されたと言える。このような解析モデルの改良と実験的な研究の進展により、広範な過渡条件範囲での破損後物質移動挙動の評価を精度良く行うことができるようになった。

4. おわりに

CABRI－2計画においては、CABRI－1計画の成果を踏まえ、より広範な燃料条件、過出力条件での燃料破損挙動、および破損後物質移動挙動に係わる知見を得た。特に制御棒誤引抜事象に相当するランプ型過渡条件下での燃料ピン破損限界については、従来のCABRI計画のスコープには含まれていなかったものであり、燃料設計、燃料開発の観点からも有効なデータが得られた。ULOF事象に関しては、燃料条件依存性というよりも、破損時エンタルピーの燃料条件依存性、および破損後の継続した過出力の速度依存性など、燃料のエンタルピーによって破損後物質移動挙動を一般的な観点からとらえることができるようになった。

またCABRI－2計画では、試験計画の立案・実施および試験結果の評価を、参加各パートナーの共同によって一貫して行うことにより、安全評価手法の高度化という大きな成果が得られるとともに、物理現象の理解、モデル化の考え方や具体的方策など、安全評価のアプローチに関する国際的なコンセンサスの形成が促進された。

なお、動燃事業団では現在、CEA、FZKとともにCABRI－FAST計画を実施しており、中空高燃焼度燃料の破損限界、および破損の前後での燃料内中心空孔を通じた溶融燃料移動等の新たなデータが得られている。今後はこれらの試験についてもCABRI－2同様の総合評価を実施し、試験データを最大限の成果にまとめてゆく予定である。

参考文献

1）G.Kussmaul, et al.:"The CABRI Project－Overall Status and Achievements", Proc. of BNES Conference on Fast Reactor Safety, Guernsey, Vol.l, pp.103－108 (1986).

2）丹羽，野中，佐藤：「CABRI－1炉内試験評価(1)：過渡的な冷却材挙動および破損前燃料挙動」，原子力学会1990年年会　要旨集C20 (1990).

3）野中，佐藤，丹羽：「CABRI－1炉内試験評価(2)：燃料破損挙動」，原子力学会1990年年会　要旨集　C21 (1990).

4）野中：「CABRI－1炉内試験評価(3)：破損後燃料移動挙動」，原子力学会1990年年会　要旨集　C22 (1990).

5）M.Haessler, N.Nonaka, I.Sato, et al.:"The CABRI－2 Program－Overview on Results", Proc. of Int. Fast Reactor Safety Meeting, Snowbird, Utah, U.S.A., Vol.2, pp.209－222 (1990).

6）I.Sato, et al.："Transient Fuel－Pin Behavior and Failure Condition in the CABRI－2 In－Pile Tests", Proc. of Int. Topical Meeting on Sodium Cooled Fast Reactor Safety, Obninsk, Russia, Vol.2, p.134 (1994).

7）佐藤：「CABRI－2炉内試験評価(1)：破損前燃料挙動の解釈とモデル化」，原子力学会1993年秋の大会　要旨集　C2 (1993).

8）J. Papin, et al.："Fuel Pin Behavior under Conditions of Control Rod Withdrawal Accident in CABRI－2 Experiments", Proc. of Int. Topical Meeting on Sodium Cooled Fast Reactor Safety, Obninsk, Russia, Vol.2, p.122 (1994).

9）L.E. Thomas, et al.:"Microstructural Analysis of LWR Spent Fuels at High Burnup", J. of Nucl. Mater. Vol.188, p.80 (1992).

10）佐藤：「CABRI－2炉内試験評価(4)：ボイド化冷却材チャネル中での燃料移動挙動」，原子力学会1994年秋の大会　要旨集　B52 (1994).

11）佐藤：「CABRI－2炉内試験評価(3)：単相冷却材中での破損後挙動」，原子力学会1994年年会　要旨集　H17 (1994).

12）川田，佐藤，丹羽：「CABRI－2炉内試験評価(2)：破損後物質移動モデルの改良と適用」，原子力学会1993年秋の大会　要旨集C3 (1993).

技術小論

2重管蒸気発生器の開発 －内管リーク検出特性評価－

寺奥　拓史　　木曽原直之

大洗工学センター安全工学部

資料番号：96－4

Development of the Double-Wall-Tube Steam Generator
－Evaluation of Inner Tube Leak Detection System－

Takuji Teraoku　　Naoyuki Kisohara
(Safety Engineering Division, O-arai Engineering Center)

FBRの2次系削除プラントを成立させるために必要な蒸気発生器(SG)の開発を目標として、2重管SGの伝熱管内管／外管破損検出の試験・評価を実施している。本報では、このうち内管破損（蒸気リーク）検出評価について報告する。これまでに要素試験および1MWt2重管SG小型モデルにより内管リーク検出試験を実施し、本結果から湿分計を利用した検出システムが有効であることを確認した。また内管リーク検出特性の評価上重要な項目である、①蒸気リーク流量、②酸化膜生成の影響、③移送遅れ要素および④湿分計感度を把握し、これに基づき大型SGの蒸気リーク流量と検出時間の関係を定量的に予測解析することによりシステムの検出性能を評価した。

1．はじめに

高速増殖炉の実用化に向けたキーテクノロジーとして中間熱輸送系である2次冷却系を削除したシステム[1)]が考えられる。しかしながら、2次系を削除するためには、従来型プラントの2次冷却系が有していた安全上の役割の一つである「蒸気発生器でのナトリウム－水反応事故の影響を炉心まで及ぼさないこと」に関して、2次系を削除したシステムにおいて経済性の優位さを損なわずに成立させることが重要である。この2次系削除システム用蒸気発生器としては、ナトリウム－水の境界をすべて2重壁とした2重管蒸気発生器が有望であり、上記安全上の役割を担保できる高信頼性2重管蒸気発生器を実現し得るかどうかが、2次系削除型システムの成立性に影響を与える一要因となる。

このため、2重伝熱管の開発、管－管板等の基本構造要素の開発および健全性の確認、2重伝熱管片側破損の検出システム（リーク検出システム）の開発および両側破損時の安全評価等の各種研究開発を進めている。本報告書では、そのうち内管リーク発生時のリーク流体の挙動および検出特性（リーク流量と検出時間の関係）について述べたものである。今後これらの知見に基づき、安全論理の構築および検出システムの性能向上に反映する。

2．内管リーク検出システム

貫通リークによるナトリウム－水反応を未然に防止できる2次系削除の概念を成立させるためには、2重管蒸気発生器における内管および外管のいずれかが破損した段階で、それを検出できるシステムを開発する必要がある。

現在考えられている2重管蒸気発生器のリーク検出システムを図1に示す。2重管は、図2に示すように1～3μmの間隙（ギャップ部）で接している内管と外管から構成され内管内壁を水／蒸気と、外管外壁をナトリウムと接しており、外管内面に周方向90°毎に半だ円形状の検出溝（溝部）を有する構造となっている。本システムは、2重管境界部（内外管間の間隙部）の中間系ガスを、Na側圧力＜中間系ガス圧力＜水・蒸気側圧力に維持した状態で、内管が破損した場合に水・蒸気が中間系ガス中へリークし上下プレナム部で

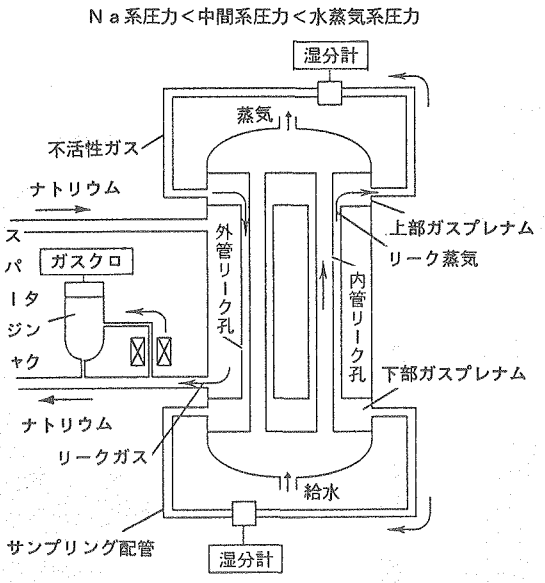


図１　２重管SGリーク検出システム概念

の湿分濃度上昇により内管リークを検出する。一方、外管が破損した場合に中間系ガスがNa中へリークし、Na中の中間系ガスの濃度上昇により外管リークを検出するしくみとなっている。

内管破損の場合の湿分検出時間に影響を与える要因として、

① 蒸気リーク流量
- ２重管境界部形状（溝形状、ギャップ幅）
- 水／蒸気の圧力・温度条件

② 酸化膜の生成によるリーク流量減衰
- 水／蒸気の圧力・温度条件

③ 検出時間遅れ要素
- ２重管部およびサンプリング配管部
- SGガスプレナム部

④ 湿分計の感度

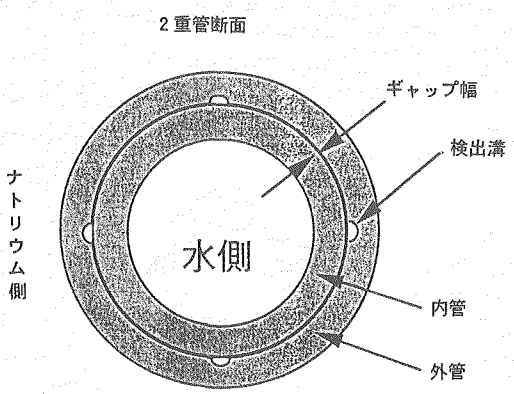


図２　密着２重管断面図

- 検出限界値への影響

が挙げられ、検出システムの評価には各要因の定量的把握が必要となる。

3．内管リーク試験

上述した検出特性に影響を与える要因を把握するために、現在までに以下の試験を行った。

3．1　内管リーク要素試験[2)]

実際の蒸気発生器と同じように、欠陥孔→２重管境界部（内外管間）→ガスプレナム部→ガス循環配管→湿分計までのリーク流体（蒸気）輸送パスを模擬できる長さ１mおよび20mの２重管を用いた試験装置を製作し、２重伝熱管の内管破損（蒸気漏洩）検出試験を行い、湿分計応答を測定し、その飽和点より蒸気リーク流量を求めた。本試験により、破損条件（破損孔位置、破損孔径）、蒸気条件（温度、圧力）２重管仕様（溝寸法、ギャップ幅）および中間系ガス条件（圧力、流量）による影響を把握するとともに、２重管溝部およびギャップ部の流れの圧損式を解析コードへ組み込み、検出性にもっとも大きな影響のあるリーク流量を精度良く計算できるようにした。

また、蒸気リークが生じた時には、高温蒸気によりギャップ部に酸化膜が生成し、リーク流量が減衰して検出性に影響を及ぼす可能性があり、その生成状況の確認試験も行った。

3．2　２重管SG小型モデル試験[3)]

実機と同等の伝熱管長さと温度分布を有する２重管SG小型モデル（熱出力１MWt）を用いた試験を行い、システムとしての検出特性を評価した。試験装置系統図を図３に示す。同図下部に示すように、２重管上部および下部に模擬欠陥孔を設け、伝熱管片端部を閉塞させ上部に注入した蒸気はすべて下部プレナムへ流れるような構造となっている。

２重管SG小型モデルは、図４に示すように、有効伝熱管長18mの２重管10本から構成される交換熱量１MWtの直管型２重管蒸気発生器である。そして蒸気発生器の上下部には、二重管板に挟まれ内外管境界部と連通しているガスプレナムが存在し、リーク検出システムが接続されている。

試験は、実機相当の温度分布が生じたSG小型モデル定格運転状態において、上下欠陥孔部へ蒸気を注入し、２重管界面部、ガスプレナム部および湿分検出系に移送された湿分を湿分計によって

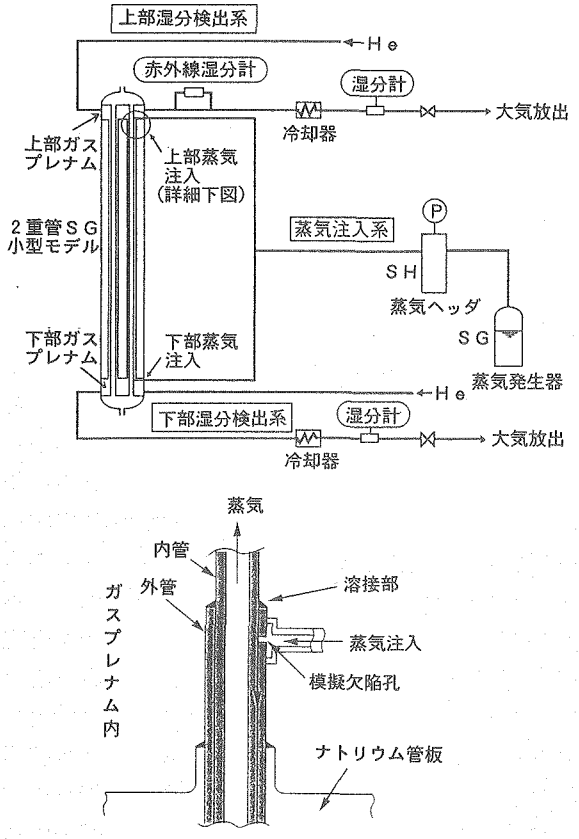


図３　２重管SG小型モデル試験装置系統図

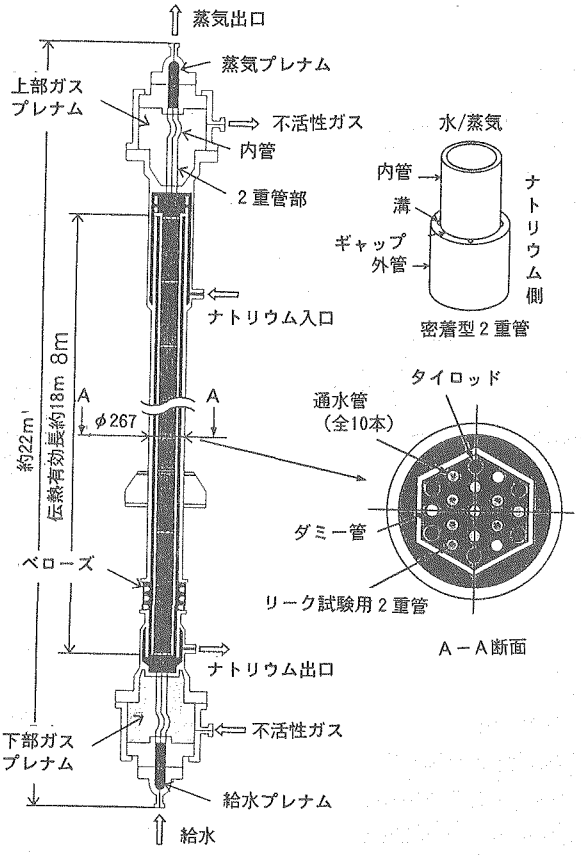


図４　２重管SG小型モデル試験装置

測定した。湿分計は酸化アルミニウムの静電容量の変化を利用した従来型のものと赤外線吸収型の高温仕様のものを用いた。

4.　試験結果および得られた成果

２章で述べた評価項目に基づいて、順次以下に示す。

4.1　蒸気リーク流量

図５に示すように、検出溝部に欠陥孔を設け蒸気注入した場合の蒸気リーク流量は、欠陥孔径に依存し、欠陥孔径が0.03～0.5mm φの範囲で0.01～0.1(g/sec)のオーダーである。ギャップ部（検出溝間の間隙部）に設けた欠陥孔からの蒸気リーク流量は10^{-3}～10^{-4}(g/sec)の範囲で、ギャップ幅に依存し、そのリーク流量は溝部に欠陥孔がある場合のリーク流量のおよそ1/100～1/1000である。これは、ギャップ部欠陥孔からのリーク蒸気はギャップ部の幅１～３μmの非常に狭い間隙を通過するためであり、μmオーダでのギャップ幅のばらつきが、蒸気リーク流量に影響を与えると考えられる。

4.2　酸化膜生成の影響

内管リーク時の蒸気による高温水蒸気酸化によりギャップ面に生成される酸化膜がリーク検出に与える影響を評価するため、時間および温度をパラメータとして酸化膜生成確認試験を行った。

図６に示すように蒸気注入後、ギャップ部欠陥

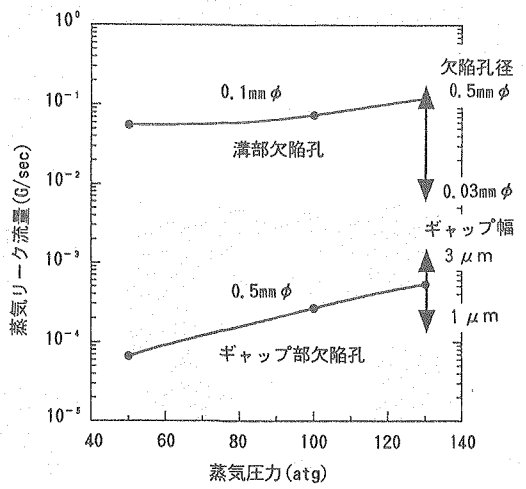


図５　蒸気圧力とリーク流量

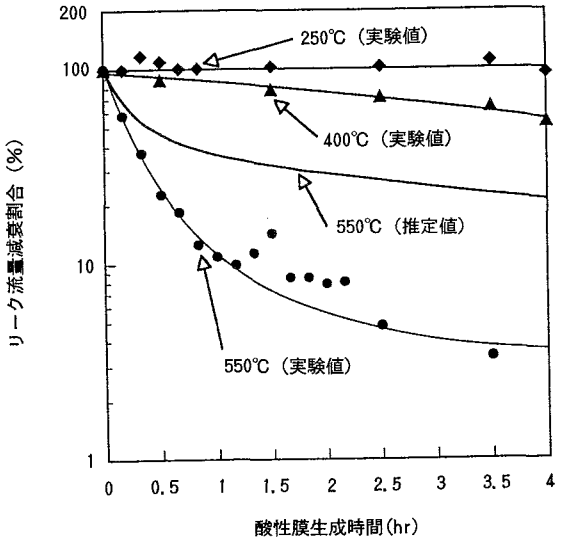


図６　酸化膜によるリーク流量変化

孔からヘリウムガスを注入し酸化膜の影響を測定した結果、欠陥孔部温度および蒸気温度が250℃では通気流量の低下は認められなかったが、温度の上昇とともに酸化膜生成によって通気量が低下し、550℃では１時間の蒸気注入で初期の10%、3.5時間で初期の３%まで低下した。

本減衰割合から酸化膜生成によるリーク流路幅(ギャップ幅)の減少を計算し、この流路幅での蒸気流動モデルから推定した蒸気リーク流量の減衰曲線および上述したガス通気減衰曲線を比較すると後者の減衰割合の方が大きいことが分かった[4]。このことから、図６に示すように、250℃、400℃および550℃での実験結果をもとにギャップ欠陥孔部500℃での蒸気リーク流量減衰をガス通気量減衰曲線から推定した。この減衰が、後述する検出時間の下限値に影響を及ぼす。

4.3　検出時間遅れ要素

(1)　２重管部移送遅れ時間

蒸気リークの湿分応答は、蒸気移送経路の長さに応じて時間遅れが生じる。主な経路には、２重管部、ガスプレナム部、中間系配管部（サンプリング配管部）および湿分計プレナムであり、このトータルの時間遅れは湿分計の応答時間として知ることができる。２重管SG小型モデル試験結果から、蒸気注入開始から湿分計が応答する湿分検出時間は２～３分であり、この検出時間には、伝熱管20mでの移送遅れ時間に加えガスプレナム部での湿分混合による遅れ時間も含まれていることから、２重管部での遅れ時間は、最も保守的に考えてこの移送時間以内であると考えられる。

(2)　SGガスプレナム内湿分混合

２重管SG小型モデルでの蒸気リーク試験で得られた湿分計応答特性を用いて、２重伝熱管界面部からSGガスプレナム内へ移動したリーク湿分の挙動を検討する。計算モデルは、図３に示す本試験装置と同様に、検出系ガスを大気放出するワンス・スルーとした。

(i)　SGガスプレナム内瞬時混合のモデル化

図７に示すようにガスが流れているSGガスプレナム部にリーク蒸気が侵入し、プレナム内において瞬時に混合するモデルを考える。

微少時間dtにプレナムへ流出したリーク蒸気重量($G_{LK}\cdot dt$)は、プレナムから検出系へ湿分濃度Cで流出する量($C\cdot F\cdot dt$)およびプレナム内湿分重量の変化($V\cdot dC$)の和と考えることができるから、

$$G_{LK}\cdot dt = C\cdot F\cdot dt + V\cdot dC$$

が求まる。上式を(t,C)＝(0, 0)の初期条件で解くと、

$$C(t) = (G_{LK}/F)\cdot(1-\exp(-t/\tau))$$

(時定数 $\tau = V/F$)

V：プレナム容積（m³）

F：ヘリウム循環流量（m³/sec）

G_{LK}：蒸気リーク流量(g/sec)

C：湿分濃度(g/m³)

となり、湿分計応答は、流量Fと容積Vで決まる時定数τによって特徴づけられる１次遅れ応答を示す。試験結果での湿分計指示値はステップ入力に対する１次遅れに近い応答を示しているため、このモデルを用いて検討する。

(ii)　瞬時混合モデルの適用

実験より得られた湿分計応答曲線および混合容積をパラメータとして計算した湿分応答曲線を図８に示す。プレナム内全域に瞬時混合すると仮定した場合の湿分応答時定数τ(＝V/F)と今回実験値から求めたτ'を比較すると後者の方が極めて小さい。このことは、リーク蒸気がプレナム体積

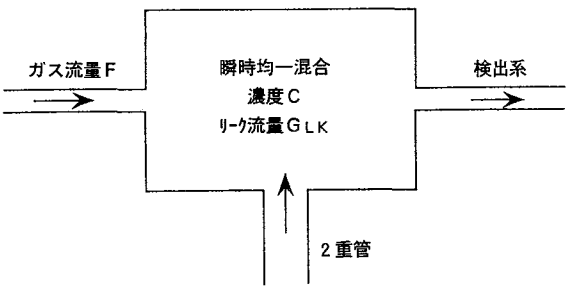


図７　SGガスプレナムモデル

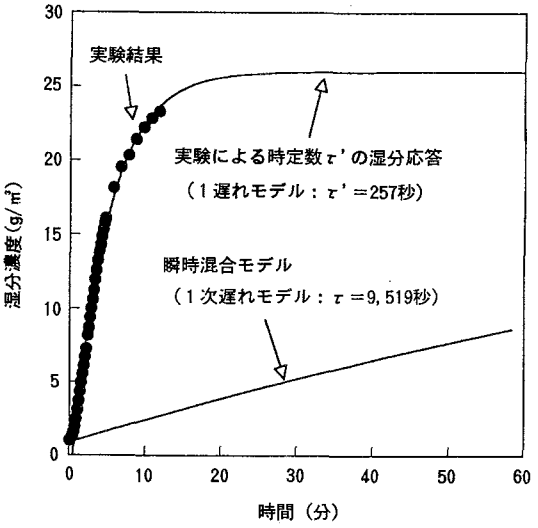


図8　湿分応答の実験および計算結果比較

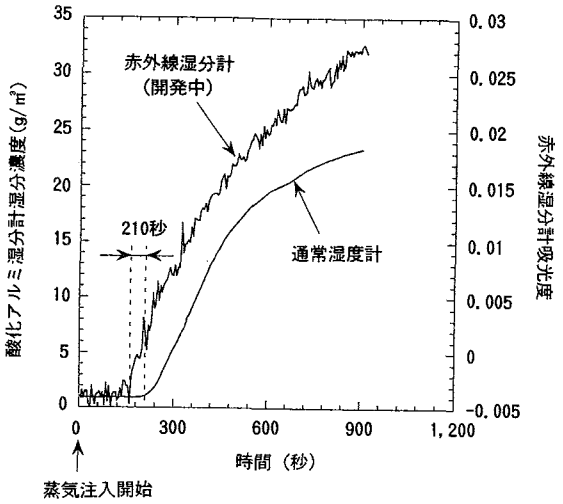


図9　下部ギャップ欠陥孔の蒸気リーク試験結果

内のある限られた領域内においてのみ瞬時混合すると仮定できる可能性があることを示す。湿分応答曲線により得られる時定数τ'と実際のプレナム容積に基づいてτ＝F/Vの関係から混合に寄与する有効仮想体積V'を求めたところ、3回の蒸気注入試験結果から体積比V'/V（＝τ'/τ）が3～15%の範囲となっており、等価的にSGガスプレナムのごく限られた領域のみにリーク蒸気が混合していると仮定すれば実験値と良く一致することが分かった。ただし、2重管SG小型モデルの試験ではプレナム内部の詳細な挙動は不明であるため、現在別途ガスプレナム内湿分混合挙動流動現象を明らかにするための要素試験を実施している。

4.4　湿分計感度

現在使用している湿分計は、酸化アルミニウムが湿分濃度によりその静電容量が変化することを利用した一般産業界で使用されているセンサーであり、－80℃の露点温度（0.4mg/m³相当）まで測定が可能である。

一般的に信号検出のS/N比は、16～20dBといわれており、大型SGの場合、中間系ガス雰囲気におけるバックグランド湿分は50～100mg/m³と想定されるため、信号検出S/N比を考慮してシステム上の湿分検出判定値を500mg/m³とする。

また、ギャップ欠陥孔部における蒸気リーク流量10^{-4}g/secオーダを検出するために、中間系ガス流量1Nm³/hrとすることによって10g/m³以上の湿分濃度が得られており、検出判定値500mg/m³に対して20倍以上の裕度を持つ。

以上より、検出システムとしての感度は、内管リーク検出システムでの検出判定値に対して十分な余裕があることが分かった。

4.5　2重管SG小型モデル試験

2重管SG小型モデルにおける伝熱管下部ギャップ欠陥孔部からの蒸気リーク流量は3.5×10^{-4}g/secであったが、図9に示すように、蒸気注入開始から210秒後に湿分上昇を観測した。また、高温領域（500℃）で使用可能であるため冷却器を必要としない赤外線湿分計は、従来の湿分計よりもSGに接近させて設置することから、今回の試験においてギャップ欠陥孔からの蒸気リーク（10^{-4}g/secオーダー）を従来型湿分計よりも速く検出し、その有効性を確認することができた。

5.　大型SGにおける検出特性

実用化を目指した大型SGでの湿分検出特性を評価するために、これまでに得られた上記の知見に基づいて、ある検出システム条件を想定して蒸気リーク流量と検出時間の関係を計算した結果を図10に示す。

伝熱管高温部（ギャップ部）でリークが発生した場合に酸化膜の生成により、検出下限値（リーク量2×10^{-4}g/sec）が存在するが、伝熱管低温部では酸化膜は発生しないためにさらに低リーク流量まで検出可能であると予測される。これに対し今までに実施した伝熱管欠陥孔部（ピンホール）からのリーク流量は、$2\times10^{-4}\sim1\times10^{-1}$(g/sec)であり（図5）、また、引張り圧縮繰り返しによる疲労クラック欠陥においては、開孔時、10^{-4}g/sec程度の蒸気リーク流量であることが別途実験[5]か

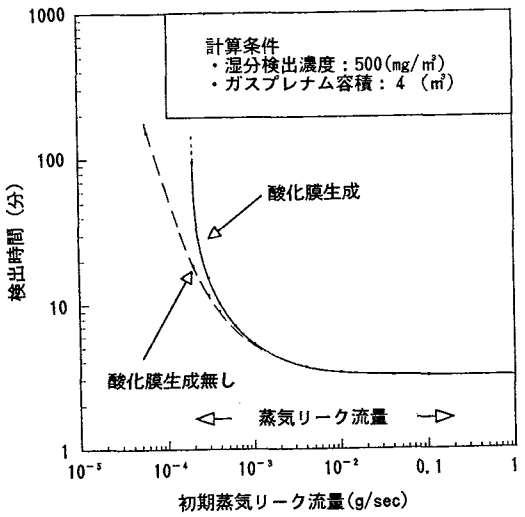


図10　大型SGにおける蒸気リーク流量および検出時間の予測解析結果

ら分かっている。したがって上記仮定においては、最もリーク流量の少ない場合とシステムの検出下限値がほぼ同じであると予測される。

6. おわりに

リーク流体の挙動について把握し、2重管SG小型モデルにおいて湿分検出可能であることを確認した。また、得られた知見に基づいて大型SGの予測解析を行い、現状レベルでの検出性能とその検出下限値を予測した。今後は、検出システム性能の向上のため、湿分検出時間の短縮およびシステムの簡素化を目標とした赤外線湿分計の開発を行い、さらに、ここで得られた内管リーク検出時間を、今後詳細に評価する予定である外管リーク検出時間および2重管破損モードと併せて内外管同時破損によるナトリウム／水反応防止のための安全性評価に用いる予定である。

参考文献

1）N.Kisohara, S.Nakai et al.: Feasibility Study on Double−Wall−Tube−Type Primary System Generator, FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES, Kyoto Japan (1991).
2）木曽原　直之，中垣　正悟，他：2次系削除用蒸気発生器の開発−内管リーク検出特性評価−，日本原子力学会要旨集，(3. 1995).
3）寺奥　拓史，木曽原　直之，他：小型2重管蒸気発生器内管リーク検出特性評価，日本原子力学会要旨集，(10. 1995).
4）I.M.Rehn：Corrosion Probrems in Coal−Fired Boiler Superheater and Reheater tubes, Steam−Side Oxidation and Exfoliation, EPRI CS1811 Project 644−1 (1981).
5）古川　智弘，渡士　克己，他：2重伝熱管の疲労き裂面通気特性におよぼす蒸気酸化と応力状態の影響，日本原子力学会要旨集，(10. 1995).

技術小論

リサイクル機器試験施設分析設備の概要

広木　俊男　　石黒　信治　　狩野　元信

東海事業所建設工務管理室

資料番号：96－5

Summary of Analytical Methods and Adopted Equipments in Recycle Equipment Test Facility (RETF)

Toshio Hiroki　Nobuharu Ishiguro　Motonobu Karino
(Construction and Maintenance Office, Tokai Works)

リサイクル機器試験施設（RETF）は、実際の高速炉使用済燃料を用いて、工学規模で高速炉燃料再処理用の機器やプロセスの試験を行う施設である。ここで得られた試験成果は、将来施設の設計、建設、運転に反映することとしている。

RETFには、各種の試験設備とともに、プラントの試験データ等を得るためのウラン、プルトニウム等の濃度分析等を行う分析設備を用意している。

分析設備は、分析セル、グローブボックス、ヒュームフード、分析廃液中間貯槽、各種分析機器等より構成され、東海再処理工場、ガラス固化技術開発施設等既存施設の分析設備の設計、運転経験およびR&D成果等を反映し、設計製作する。

以下、RETF分析設備の設計方針や採用予定の分析機器、分析方法、保守方法等の設計概要について記述する。

1.　はじめに

RETFは、高速炉使用済燃料再処理のためのプロセスおよび新型機器（溶解試験機、清澄試験機、抽出試験器（遠心抽出器）等）のホット工学規模での確証試験を行い、将来施設の設計、建設、運転に必要な工学データの蓄積を目的に建設する試験施設である。試験対象燃料は、高速増殖原型炉「もんじゅ」の使用済炉心燃料および使用済ブランケット燃料、高速実験炉「常陽」の使用済ブランケット燃料である。使用済燃料取扱量としては、炉心燃料集合体のみを試験に使用する場合、年間最大1.3トン(金属ウラン・プルトニウム換算）である。炉心燃料集合体およびブランケット燃料集合体を合わせて試験に使用する場合は、年間最大６トン（金属ウラン換算または金属ウラン・プルトニウム換算）であり、その内訳は炉心燃料１トン（金属ウラン・プルトニウム換算)、ブランケット燃料５トン（金属ウラン換算)である。

建家は、概略リサイクル機器試験棟、非常用発電機棟およびリサイクル機器試験施設管理棟からなる。リサイクル機器試験棟は、地下２階、地上６階、建家面積約3,800㎡／延床面積約20,000㎡の鉄骨鉄筋コンクリート造りである。

分析設備は、地下１階および地下２階の一部に配置され、分析セル、グローブボックス(G. Box)、ヒュームフード(FH)、分析廃液中間貯槽、各種分析機器等より構成される。

図１に地下１階平面図を示す。

以下、RETF分析設備の設計方針や採用予定の分析機器、分析方法、保守方法等の設計概要について記述する。

2.　分析設備の設計基本方針

分析設備の設計にあたっては、試験データの取得、プロセスの工程管理、核物質の計量管理等に必要な分析データを効率的に得るために、下記事項を設計方針とした。

(1)　RETF各プロセスから依頼されるすべての分析試料は、一箇所の分析設備にて集中的に処理

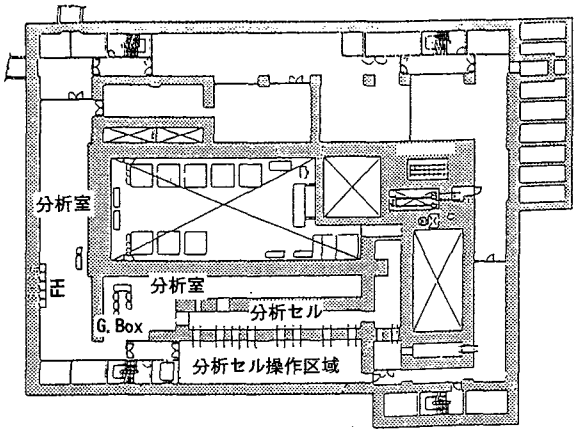


図１　リサイクル機器試験棟　地下１階平面図

する。

(2)　分析方法、分析設備等の設計においては、既存の施設である東海再処理工場(TRP)、ガラス固化技術開発施設(TVF)や高レベル放射性物質研究施設(CPF)等の実績および開発成果等を反映する。

(3)　分析設備はプロセス溶液を直接取り扱い、各種分析操作を行う設備であることから、放射性物質の閉じ込め、生体遮蔽、臨界防止、耐震等の安全設計を考慮した設備とする。

(4)　RETF各プロセスで採取された分析試料は、気送設備等により分析セル等の分析設備へ効率的に移送する。

(5)　分析機器等の保守は、分析セルにおいてはマニプレータによる遠隔保守を基本とし、グローブボックスにおいては、グローブ等を介した直接保守を基本とする。

(6)　分析機器は、極力接液部のみを分析セルあるいはグローブボックス内に配置し、その他の制御部等は操作区域側に配置することで、保守性、操作性の向上を図る。

(7)　分析データの管理や分析の依頼、結果の報告等においてコンピュータの有効活用を図る。

(8)　分析廃液は、性状等により分別収集し、適切な処理設備へ移送、処理する。

(9)　分析セルからの固体廃棄物は、高放射性固体廃棄物貯蔵施設へ、また、グローブボックスからの廃棄物は、低放射性固体廃棄物貯蔵施設へ移送する。

(10)　分析セル、グローブボックスの廃気は、高性能フィルターにより放射性物質を除去した後、TVF付属排気筒より放出する。

3.　分析設備の概要

RETFの分析設備は、コンクリート遮蔽構造の分析セル、核物質等を閉じ込める気密グローブボックス、空気の流れをコントロールしたヒュームフード等で構成する。

3.1　分析セル

分析セルは、高放射性試料溶液を取り扱うための分析設備であり、生体遮蔽を施すとともに、遠隔操作性等を考慮した設計とした。

以下に分析セルの概要を記す。

(1)　配置および運転機具

分析セルは、長さ約24m、幅約３m、高さ約４mの大型コンクリートセルである。分析セルには、８基の遮蔽窓および16本のマニプレータが装着され、分析セル内の機器等を遠隔にて操作する。

また、分析セル内にはインセルクレーン、テレビカメラ(ITV)、インセルマイクを設置し遠隔操作を補佐する。

(2)　エリア管理

分析セル内は、工程管理分析エリア、計量管理分析エリアおよび廃棄物搬出エリアの３作業エリアに分け、それぞれに必要な分析機器等を配置した。

(3)　分析廃液の処理

分析セル内で発生する分析廃液は、分析試薬を含んでいないもの、分析試薬を含んだもの等に分別し、分析廃液中間貯槽に収集する。

(4)　分析試薬等の分析セル内外入出力

分析試薬、分析機器用電源、制御信号等の分析セル内外のやりとりは、壁貫通プラグ等を介し行う。

(5)　分析機器

分析セル内に設置される分析機器類は、保守性向上のため必要な治具等の取り付けや、廃棄物としての搬出を容易にするため寸法、重量等の制限を設け設計した。

(6)　保守

①　分析セル内機器の保守は、通常マニプレータによる遠隔操作で行う。

マニプレータによる遠隔保守が困難なインセルクレーンは、分析セル天井のクレーン保守用ハッチより、上階のクレーンホールに引き出し直接保守する。

また、分析セル内の機器類を直接保守するために、分析セル背面に扉を設けた。

②　分析セル内に設置した分析機器類の更新を

容易にするため、分析セル天井に物品搬入用ポートを設けた。

また、小型の機器類については分析セル背面に取りつけた搬入筒（トボガン）により搬入する。

(7)　分析試料の受け入れ、移送

分析セル内に、試験セルおよびサンプリングベンチからの分析試料を受け入れるための気送設備を設けた。また、グローブボックスとの分析試料のやりとりのため送・受信兼用の気送設備を設けた。なお、分析セルからグローブボックスへ試料を移送する場合は、試料の放射線量を測定し基準値以下であることを確認する。

3.2　グローブボックス

グローブボックスは、中または低放射性試料溶液を取り扱うための分析設備であり、放射性物質の閉じ込め等を考慮した設計とした。

以下に、グローブボックスの概要を記す。また、図2にグローブボックスの概要図を示す。

(1)　配置

グローブボックスラインは、分析試料の受け入れおよび分配を行うボックスの左右端にボックスを連結したU字型の配列にし、少ないスペースの中に機能的に配置した。

また、極少量の試料を取り扱う質量分析前処理用グローブボックスは、上記のラインとは完全に分離したラインとし汚染の交雑の防止を図った。

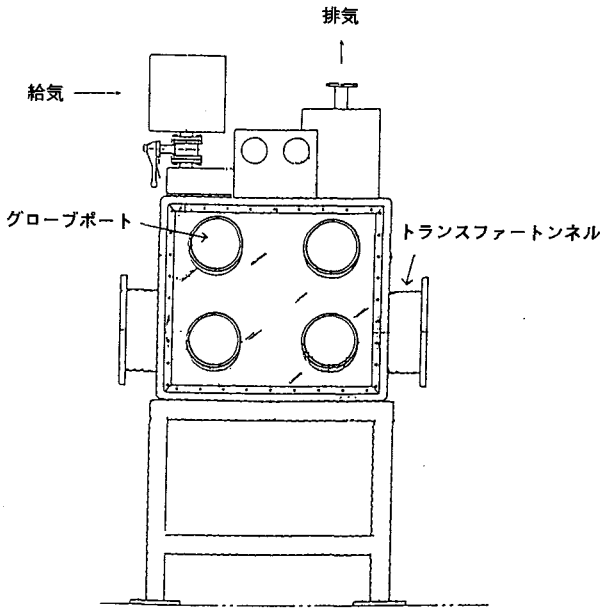


図2　グローブボックスの概要図

(2)　ハンドリング装置

トングおよびグローブが用意されており、被ばくや操作性の面から適宜選択される。ほとんどのボックスにはグローブを装着するが、試料受け入れ・分配ボックスにのみトングを装着した。

(3)　ボックスサイズ

各ハンドリング装置の取り付け本数に応じて標準化したボックスを用意するとともに、設置機器がグローブ等によって充分操作できるサイズとした。

(4)　換気

グローブボックスの閉じ込め機能等を維持するため、ボックス内は、常時負圧状態になるよう換気システムを運転する。

(5)　分析試料受け入れおよび移送

分析試料受け入れ・分配ボックスに分析セルとグローブボックスを相互に結ぶ送・受信兼用の気送管とサンプリングベンチからの試料受け入れ用気送管を設置し、分析試料の受け入れを行う。

また、ヒュームフードあるいは質量分析前処理ボックス等への分析試料の移送にはダブルシール式廃棄物缶（小型）を使用する。

(6)　分析廃液の収集

分析廃液は、分析セルと同様廃液性状による分別収集を行う。また、廃棄する廃液の性状により設置する位置、高さを変えるとともに、それぞれに蓋を設ける等誤廃棄を防止する工夫を行った。

(7)　廃棄物搬出

グローブボックス内で発生する低放射性固体廃棄物はビニールバッグ方式による搬出と、ダブルシール式廃棄物缶を使用し搬出する2方法を用意した。

(8)　物品搬入

分析試料受け入れ・分配ボックスに物品搬入ボックスを設置し、このボックスから分析試薬やビーカ等の分析消耗品等を搬入する。

これにより、ビニールバッグによるバッグイン操作がなくなるため、安全性の向上が期待されている。

(9)　ボックス間接続

ボックス間をトランスファートンネルで接続し相互の連絡、試料移送が容易にできるようにした。

(10)　グローブポート

グローブポートは、Pu燃料工場にて開発さ

れたPNCIII型ポートを使用する。

3.3　ヒュームフード

ヒュームフードは、放射能分析前処理および測定等に使用する。

以下に、ヒュームフードの概要を記す。また、図3にヒュームフードの概要図を示す。

(1)　配置

ヒュームフードは、フード間の連係の容易性、分析試料の流れ等を考慮し、複数のフードを直線的に連結したラインとして配置した。

(2)　ハンドリング装置

基本的には手による直接操作であるが、一部グローブが取りつけられるパネルを有したフードを用意し、汚染管理が容易にできる構造とした。

(3)　分析廃液の収集

グローブボックスと同様に分析廃液を分別収集する。

(4)　廃棄物搬出

フード内で発生する低放射性固体廃棄物はビニール袋で養生し搬出する。

(5)　分析試料の受け入れ

分析試料は、主にグローブボックスにて希釈された放射能濃度分析用試料であり、ダブルシール式廃棄物缶（小型）を使用し受け入れる。

(6)　ヒュームフード間接続

フード間をトランスファートンネルで接続し相互の連絡、試料移送が容易にできるようにした。

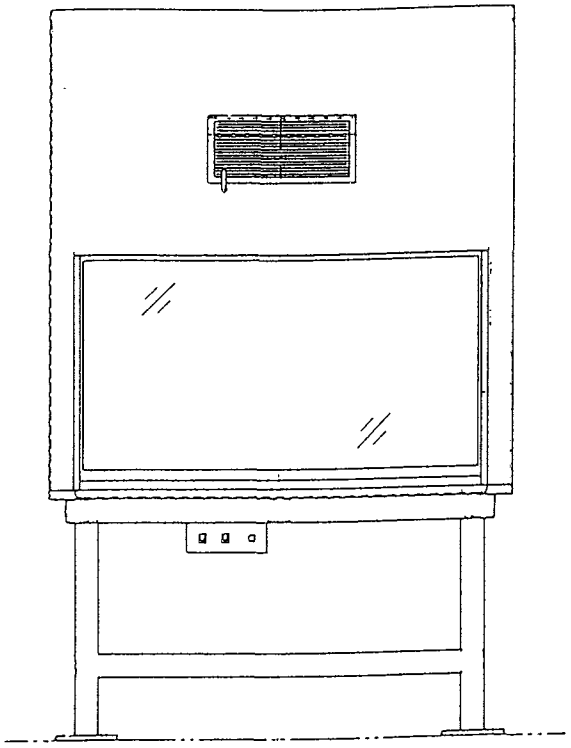


図3　ヒュームフードの概要図

3.4　分析機器

分析機器は、マニプレータによる遠隔操作性や遠隔保守性、硝酸ヒューム下での耐腐食性、分析セルへの搬入や廃棄物としての搬出を容易にするための形状、重量等を考慮し設計する。一般市販品については、一部改造し設置する。

主な改造点としては、操作性を向上させるため検出部と制御部の分離、運搬を容易にするための吊り上げフックの取り付け、搬入、搬出を容易にするための小型化、軽量化等である。

特徴的な分析機器としては、東海再処理工場等でのR&D成果を反映したK吸収端蛍光X線分析装置がある。本装置は、高放射性試料溶液中のウランおよびプルトニウムを非破壊で分析する装置であり、分析セルに設置する。

本装置の設置にあたっては、分析セルの生体遮蔽機能を持ったコンクリート壁内に当該装置を設置し、スペースの有効利用を図った。また、本装置は高電圧制御部や波高分析部等多数のパーツから構成されるが、基本操作に必要なパーツのみを操作区域に設置し、メンテナンス時のみ操作等通常運転では必要としないパーツは操作区域外に設置した。

その他、分光光度計、発光分光分析装置(ICP)については光ファイバーを利用することにより、分析セル内等の内部設置パーツの低減化を図った。また、ICPについては多量の放射性物質を含んだ溶液の飛散が考えられることから、特別に排ガス処理装置を付加し放射性物質の飛散を防止した。

以上、RETF分析設備で採用する予定の主な分析機器および分析対象成分を表1に示す。

3.5　分析廃液貯槽設備

分析廃液は性状等により分別収集され、分析廃液受槽に受け入れる。分析廃液受槽としては、水相残分析試料用、溶媒残分析試料用、分析試薬を含む中放射性分析廃液用（2槽）、極低放射性分析廃液用の合計5つの受槽がある。

分析廃液の処理は、以下のとおりである。

①　分析試薬を含まない残分析試料（含む溶媒試料）は、RETFリワーク工程へ移送する。

表１　主な分析機器および分析対象成分

分析機器名	分析対象成分
(1)K吸収端蛍光X線分析装置	ウラン、プルトニウム
(2)質量分析装置	同位体組成
(3)ICP（分析セル用）	不純物(Fe, Ni, Cr等)
(4)電位差滴定装置	酸濃度、アルカリ濃度
(5)分光光度計	ウラン、プルトニウム、ヒドラジン等
(6)赤外分光光度計	油分
(7)放射能測定装置	放射能濃度
①分析セル用γスペクトロメータ	
②α、γスペクトロメータ	
③全α、β、γ	
④液体シンチレーションカウンター	
(8)ガスクロ	TBP, DBP
(9)電気泳動	MBP
(10)振動型密度計	密度
(11)粒度分布測定装置	粒度分布
(12)その他	

表２　主な分析方法と対象分析成分

対象分析成分	分析方法
ウラン	K吸収端蛍光X線分析法 吸光光度法 電位差滴定法 ICP法
プルトニウム	K吸収端蛍光X線分析法 吸光光度法 α計測法
酸、アルカリ	中和滴定法
不純物	ICP法
放射能	全α、β、γ計測法 α線スペクトロメトリー γ線スペクトロメトリー 液体シンチレーション計測法
同位体	表面電離型質量分析法

② その他の液体廃液（分析試薬を含んだ廃液）は、RETFの低放射性廃液一時貯蔵設備をへて、TRPの廃棄物処理施設に移送し処理する。

4. 分析方法の概要

RETF分析設備で採用予定の分析方法は以下の点を考慮し選定した。

- TRPやCPFで実績のある分析方法
- R&Dで確立された分析方法
- 固体試薬を直接添加する分析方法の制限
- 腐食性試薬を使用する分析方法の制限
- 可能な限り機器分析法を採用する
- 可能な限り非破壊分析法を採用する

採用が予定されている分析方法の主な特徴は以下のとおりである。

① K吸収端蛍光X線分析法によるウラン・プルトニウムの分析

本法は非破壊でウラン、プルトニウムを分析する方法であり、分析廃液の発生量が少ない。また、測定可能濃度範囲が広く、多くの分析ポイントに対して適用できる。

② 可視吸光スペクトル法によるウラン、プルトニウムの原子価組成分析

本法は、可視部の吸収スペクトルより各成分の原子価組成を分析する。

③ ハル中のウラン、プルトニウムの分析

ハルを電解法により溶解した後、既存の分析方法により各成分の濃度分析を行う。

④ 発光分光分析法（ICP法）による不純物等を含む溶液中の微量ウランの分析

従来の化学分析法の場合、妨害元素除去のため溶媒抽出等の前処理を必要としたが、本法はそれを必要としない。

本設備で採用する主な分析方法と対象分析成分を表２に示す。

5. おわりに

以上、RETF分析設備の概要について紹介した。

本設備の設計にあたっては、K吸収端蛍光X線分析装置等のR&D成果の反映等新技術を積極的に採用し分析処理能力の向上、分析精度の向上や安全性の向上を図った。また、東海再処理工場等既存施設で実績のある分析方法の採用等により信頼性の確保も図った。今後も既存施設における運転経験やR&Dの成果を効果的に反映していく。

最後に、本設備は、平成10年度竣工を目指し建設、製作が進められており、順次コールド試験、ホット試験、試験運転と進められる計画である。今後も関係者の協力を得つつ安全に本工事を進めていく。

技術小論

熱間圧延法による異材継手の開発

永井　崇之　竹内　正行　武田誠一郎
鹿倉　栄　小川　和博*　中筋　和行*
梶村　治彦*

東海事業所再処理技術開発部
＊住友金属工業株式会社

資料番号：96－6

Development of Dissimilar Metal Transition Joint by Hot Roll Bonding Technique

Takayuki Nagai　Masayuki Takeuchi　Seiichiro Takeda
Sakae Shikakura　Kazuhiro Ogawa*　Kazuyuki Nakasuji*
Haruhiko Kajimura*
(Reprocessing Technology Development Division, Tokai Works
＊Sumitomo Metal Ind., Ltd.)

再処理プラントへ耐食性に優れたTi－5Ta、Zr、Ti等のバルブメタル製の装置を採用した場合、バルブメタルとステンレス鋼との接合に通常の溶融溶接が適用できないことから、異材継手が必要となる。我々は、これらバルブメタルとステンレス鋼との間にTaをインサートし、3ロール圧延機を用いた熱間圧延法による異材継手の開発を行い、適切な製造条件を確立した。また、異材継手の機械的強度、耐食性および長期耐久性を評価した結果、本異材継手が、再処理施設用異材継手として優れた性能を有していることが確認できた。本報では、3ロール圧延機を用いた熱間圧延法による異材継手の開発経緯、構造、製造方法ならびに異材継手の機械的性能、耐食性および長期耐久性について述べる。

1．はじめに

使用済核燃料再処理プラントでは、主な装置材料としてステンレス鋼が用いられてきた。しかし、再処理プラントの中には、ウラン、プルトニウムや核分裂生成物等を含む高温の硝酸溶液を扱う装置があり、腐食環境が厳しくなることから、これら装置材料には、耐食性に優れたチタン5％タンタル合金(Ti－5Ta)、ジルコニウム(Zr)、チタン(Ti)等のバルブメタルが適用されている[1),2)]。バルブメタル製装置をプラントに採用した場合、周辺ステンレス鋼配管との接続には、閉じ込めの信頼性向上の観点から、フランジ式継手等よりも溶接継手等の金属接合継手が望ましい。しかし、従来の溶融溶接法によりバルブメタルとステンレス鋼を接合した場合、溶接線に機械的強度や耐食性が劣る金属間化合物が生じるため、この溶融溶接法は適用できない。

そこで、我々は、これら異種材料の継手として、閉じ込めに対する信頼性が高い金属的に接合された異材継手の開発を進めてきた。この異材継手を介して継手両端へ同種材料を溶接することによって、バルブメタル製装置とステンレス鋼製配管の接続は可能となる。我々は、異材の接合界面に大きな圧力を加えることができる3軸傾斜型特殊圧延機（以下「3ロール圧延機」という。）[3)]を用いた熱間圧延法による異材継手（以下「熱間圧延管継手」という）の開発を行ってきた。本報では、この3ロール圧延機を用いた熱間圧延管継手の開発成果をまとめ、開発経緯、構造、製造方法および性能について報告する。

2．熱間圧延管継手の開発経緯

異材継手の製造方法として、これまでに爆発接合法[4)]や厚板圧延ミルによる熱間圧延法[5)]が提案されている。これらの接合法では、ステンレス鋼板とバルブメタル板を重ねて爆接または圧延することにより異材接合クラッド鋼板を製造し、接合界面に対して垂直にパイプ形状の異材継手を切削加

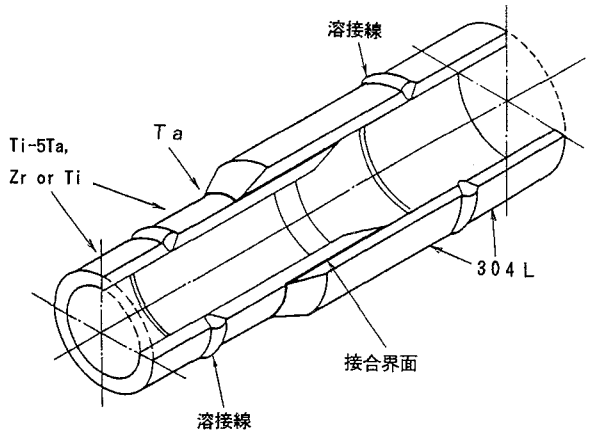


図１　熱間圧延管継手の形状

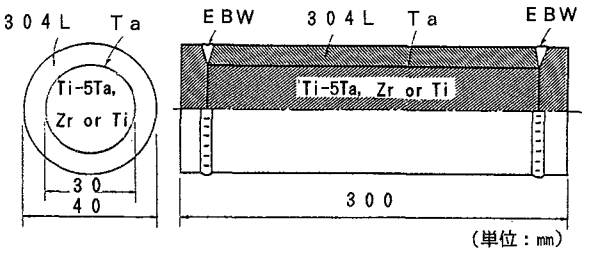


図２　パッケージ形状

工する。このため、クラッド鋼板の板厚がこれらの異材継手の長さとなり、異材継手の接合界面と異材継手両端の溶接線との間隔が短くなる。この接合界面と溶接線との間隔が短かい場合、接合界面に前述の金属間化合物の形成が危惧される。

そこで、我々は、異種材料の接合方法として、拡散固相接合法の一つである３ロール圧延機による熱間圧延法の適用を検討した。検討の結果、接合界面と溶接線との間隔が比較的長い異材継手（図１）が製造可能となった。次に、接合材料の化学成分の影響を評価した結果、Ti－5Ta等のバルブメタルとSUS304L（304L）ステンレス鋼が接合できることを確認した。さらに、接合部の機械的強度および耐食性に優れた継手の製造条件を把握するため、後述する性能評価等を実施した。この他、熱間圧延管継手の実用化を目指し、継手の品質管理上重要な検査方法を検討している。

3．熱間圧延管継手の構造

熱間圧延管継手は、図１に示すように中央部にバルブメタルとステンレス鋼の接合部、継手の一端がバルブメタル、他端がステンレス鋼となる。この継手の接合部は、小径のバルブメタル管と大径のステンレス鋼管が熱間圧延により、インサート材(タンタル(Ta)箔)を介して接合された同軸二重管構造となる。ここで、Ta箔は、接合界面に発生する局所的な腐食が、Ta箔をインサートした場合にのみ回避できたことから使用している[6,7]。

4．熱間圧延管継手の製造方法

熱間圧延管継手は、外層材に304L鋼管、インサート材にTa箔、芯材にバルブメタル棒を用い、以下に述べる工程により製造する。

(1)　バルブメタル丸棒、304L鋼管を、図２のパッケージ形状に加工し、接合面となるバルブメタル丸棒表面と304L鋼管内表面を機械研削により加工する。

(2)　304L鋼管中へTa箔を巻いたバルブメタル丸棒を挿入し、鋼管両端へ304L端栓を電子ビーム溶接(EBW)する。この際、接合界面への異物付着を防ぐため、パッケージ内を真空に脱気、密封する。

(3)　パッケージを加熱した状態で、図３の３ロール圧延機により圧延し、Taを介してバルブメタルと304Lを接合した図４(a)の同軸円柱形状の圧延棒を製作する。この３ロール圧延機は、３個の傾斜圧延ロールが等間隔に配置され、パッケージ周方向に均一な圧力を加えることができる。

(4)　圧延棒の中心を中ぐり加工し、図４(b)に示す内側がバルブメタル管、外側が304L鋼管からなる同軸二重管形状の接合材に加工する。

(5)　接合材の一端のバルブメタルと他端の304Lを切削加工し、図４(c)に示す継手形状に仕上げる。また、図４(d)に示す継手304L側にレジューサを溶接することにより、両端管径が等しい継手を製造することもできる。

(6)　配管への組み込みは、バルブメタル製装置からの配管と304L製配管の接続部に、図４(e)に

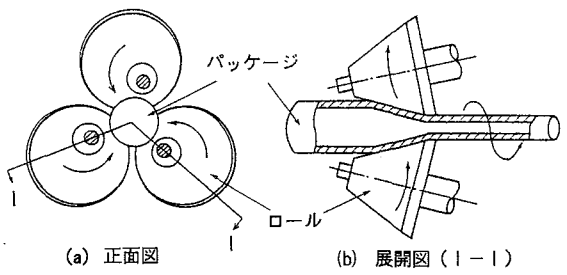


図３　３ロール圧延機による熱間圧延処理

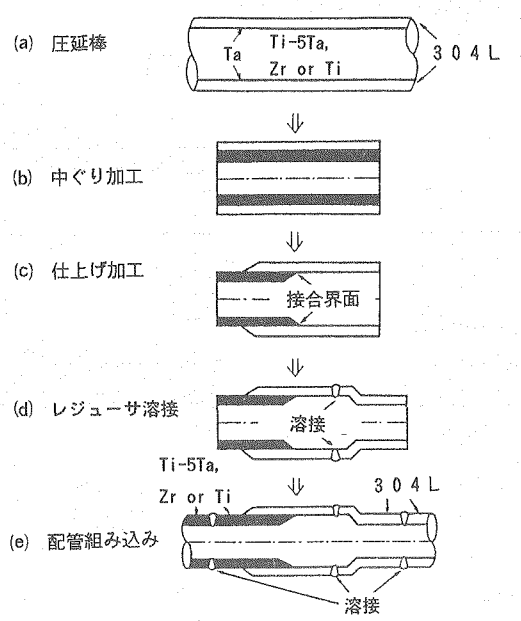


図4　熱間圧延管継手の製造手順

示すように継手を溶融溶接法により共材溶接する。この際、本熱間圧延管継手の接合界面と溶接部の間隔は比較的長くとることができる。

5. 接合材の性能評価

5.1 接合材供試体

熱間圧延管継手の適切な製造条件を把握するため、パッケージ外径(20～60mm)、圧延温度(1,123～1,273K)、(1)式に示す圧下比（1.1～1.6）をパラメータに図4(b)の接合材を製作し、性能評価試験に供した。供試体は、バルブメタル丸棒表面と304L鋼管内面を表面粗さ6.3μm(Rmax)に加工後、組み立てた接合用パッケージを、熱間圧延することによって製造した。供試体の製造に用いた材料のミルシートを表1に示す。

$$[\text{圧下比}]=\frac{[\text{圧延前のパッケージ外径}]^2}{[\text{圧延後のパッケージ外径}]^2} \qquad (1)$$

表1　供試体の製造に用いた材料のミルシート

	化学成分（mass%）									0.2%耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)	伸び (%)
	O	N	H	Hf	Fe+Cr	C	Ti	Ta	Zr			
Ti-5Ta	0.093	0.003	0.0021	–	0.031	–	bal.	5.0	–	294	407	49
Zr	0.126	0.0021	–	0.0058	0.097	0.003	–	–	bal.	319	400	27
Ti	0.095	0.006	0.0043	–	0.068	0.03	bal.	–	–	343	431	29
Ta	0.008	0.0015	0.0005	–	0.0010	0.0010	–	bal.	–	–	–	–
	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr					
304L	0.013	0.48	1.51	0.0010	0.031	10.40	18.40			185	545	70

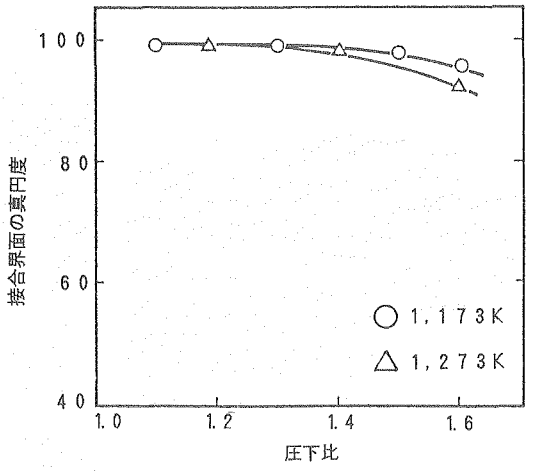


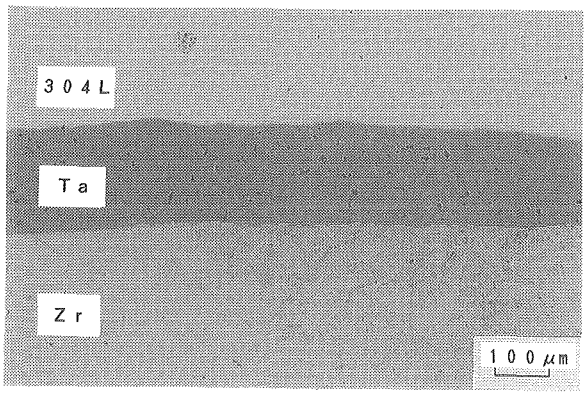
図5　圧下比による接合界面真円度の影響

5.2 接合材の断面状況

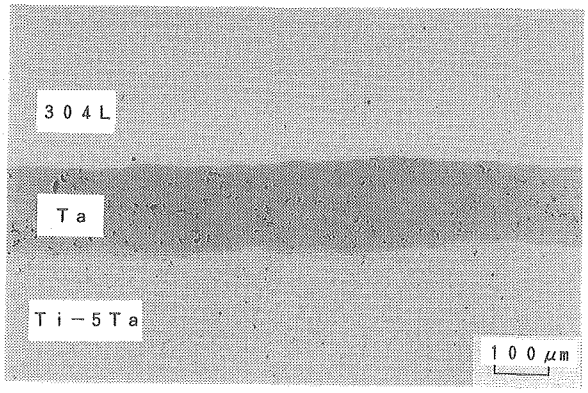
断面形状の評価には、パッケージ外径40mm、圧延温度1,173K、1,273K、圧下比1.1～1.6で製造したTi/Ta/304L接合材を用いた。ここで、Ti/Ta/304L接合材を用いた理由は、他の材料組合せと比較してTiと304Lとの硬度差が大きく、圧延による形状変化が判断しやすいと考えられたためである。評価として、接合材を圧延方向と直交する方向に切断し、この断面の接合界面径を、45°間隔に4点測定し、(2)式に示す真円度を求めた。その結果、図5に示すように真円度は圧下比が小さい範囲では良好であるが、圧下比が1.4を超えると低下し、圧延温度が1,273Kではこの低下傾向が顕著になった。なお、これらの接合材断面を目視により観察した結果、いずれも割れ等の欠陥は見られなかった。

$$[\text{真円度}]=1-\frac{[\text{最大径}]-[\text{最小径}]}{[\text{平均径}]} \qquad (2)$$

次に、パッケージ外径40mm、圧延温度1,173K、圧下比1.4で製造したTi－5Ta/Ta/304L、Zr/Ta/304L接合材の断面状況を光学顕微鏡により観察した。その結果、写真1に示すようにいずれの接合界面とも良好な接合状態であり、割れ、未接合部、析出相生成は見られなかった。また、Ta/304L接合界面に金属間化合物の生成が予測されたが、断面SEM観察の結果、写真2に示すように金属間化合物は認められなかった。さらに、Ta/304L接合界面を直交する方向にEPMA元素分析を行った結果、図6に示すように接合界面には金属間化合物を示す濃度分布の停留域は認められなかった。これは、FeとTa、NiとTaの金属間化



(a)　Ti－5Ta／Ta／304L



(b)　Zr／Ta／304L

写真1　接合界面近傍の光学顕微鏡写真

合物の成長速度が、報告例[7]より本熱間圧延条件では遅く、観察可能な大きさの金属間化合物は生成しないためと考えられる。

5.3　接合材の接合強度

接合強度の評価には、パッケージ外径40㎜、圧延温度1,123～1,273K、圧下比1.1～1.6で製造したTi/Ta/304L接合材を、図7(a)に示すせん断試験片に加工し、室温状態で図7(b)に示すように接

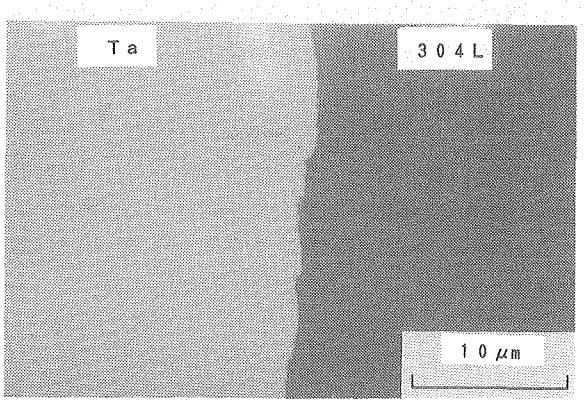


写真2　Ta/304L接合界面のSEM像

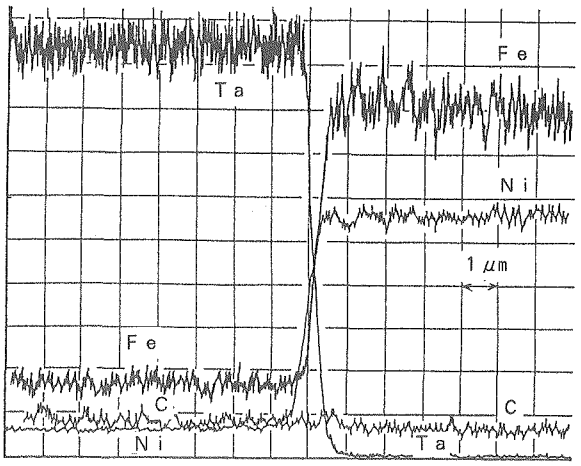


図6　Ta/304L接合界面のEPMA分析結果

合界面と平行方向に荷重を与えてせん断強さを求めた。せん断強さの評価基準は、ステンレスクラッド鋼（JIS G3601）のせん断強さ規格値(200MPa以上）を用いた。なお、熱間圧延管継手の実使用環境における設計せん断強さは、加圧配管でない限り、10MPa程度の強度で十分担保できる。

せん断試験の結果、図8に示すように200MPaを満たす接合材は、熱間圧延条件が圧延温度1,150K以上、圧下比1.1以上であることが分かった。ただし、圧下比が1.6では、せん断強さが200MPaを下回った。

また、表2に示すパッケージ外径40㎜、圧延温度1,173K、圧下比1.4で製造したTi－5Ta/Ta/304L、Zr/Ta/304L接合材も、評価基準を満たしていた。

5.4　接合材の耐食性

耐食性の評価には、パッケージ外径40㎜、圧延温度1,173K、圧下比1.4で製造したTi－5Ta/Ta/304L、Zr/Ta/304L接合材を、図9に示す腐食試験片を加工し、腐食試験を行った。試験液は、表3の再処理プロセス液を考慮した溶液を用い、接合

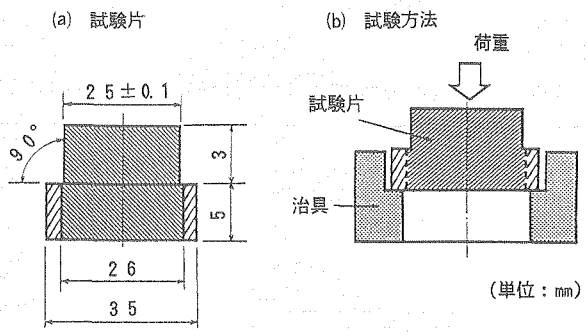


図7　接合界面のせん断試験

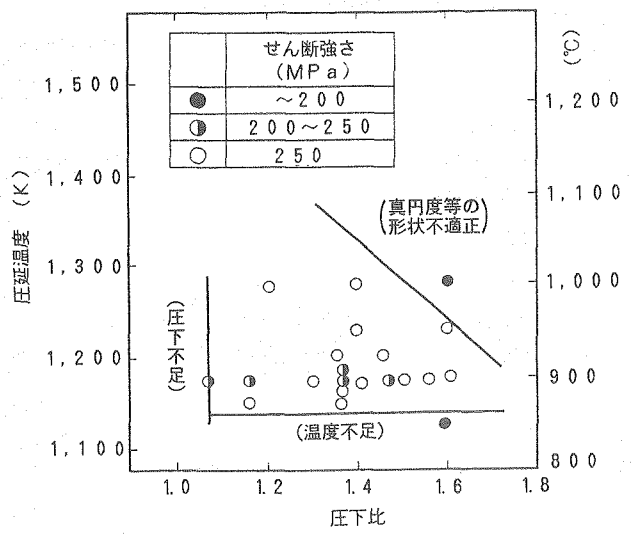


図８　熱間圧延条件によるせん断強さへの影響
(Ti/Ta/304L接合材)

表２　接合界面のせん断強さ
(Ti-5Ta/Ta/304L, Zr/Ta/304Ｌ)

	せん断強さ (MPa)
Ti-5Ta/Ta/304L	267
	274
Zr/Ta/304L	236
	252

表３　腐食試験液の組成

	濃度 (g/m³)
HNO_3	8×10^3 (mol/m³)
Ru^{3+}	1
Ce^{3+}	0.5
Fe^{3+}	200
Cr^{3+}	50
Ni^{2+}	50

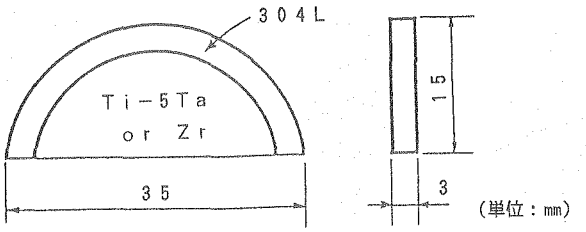


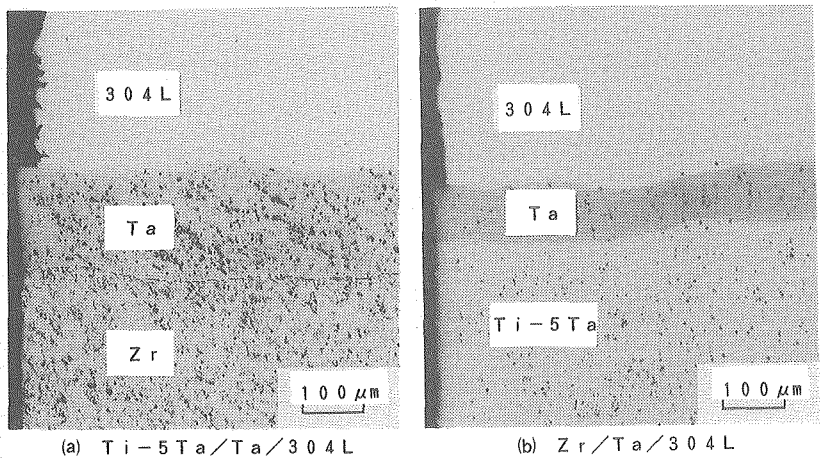
図９　腐食試験片

界面と304L母材との腐食減肉を比較するため、1,000時間沸騰浸漬を行った。試験後の評価は、試験片断面の304L母材部の腐食状況と接合界面の侵食状況を光学顕微鏡により観察し、腐食深さを測定した。

腐食試験の結果、写真３に示すように304L母材部に若干の粒界腐食が観察され、Ta/304L接合界面近傍にも304L母材と同程度の腐食が見られた。しかし、寿命に影響するようなTa/304L接合界面への選択的な腐食は見られなかった。一方、Ti－5Ta/Ta、Zr/Ta接合界面には、腐食の痕跡はなかった。

5.5　熱間圧延条件の検討

本熱間圧延法の製造上の特徴は、3ロール圧延機を用いることによって、接合界面に対して長手方向に加えて円周方向にも大きな変形を加えられる点にある[5]。従来の厚板圧延ミル熱間圧延法では、高い接合強度を得るのに３～８程度の圧下比を要する[8]。一方、本法による接合材では、1.4程度の低い圧下比で高い接合強度が得られる。これは、厚板圧延ミルでは変形が圧延方向であるのに対し、3ロール圧延機では長手方向と円周方向の



(a) Ti－5Ta／Ta／304L　(b) Zr／Ta／304L

写真３　腐食試験後の断面ミクロ写真

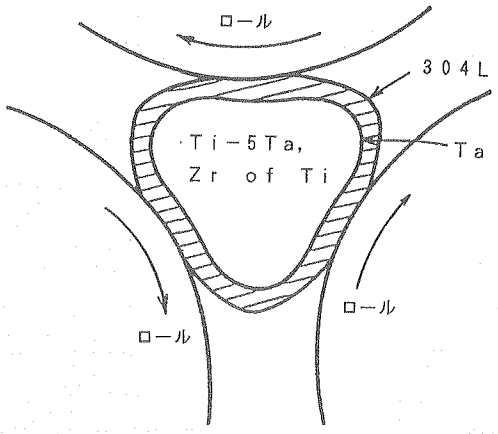


図10　高い圧下比での断面状態（推定）

変形が同時に接合界面へ加わり、接合界面の金属結合を促進したためと考えられる。ただし、低い圧延温度では金属結合が十分に行われず、1,173K以上要したものと考えられる。一方、圧下比1.6の条件では接合強度が圧延温度によって低くなる場合が認められた。これは、大きい圧下比では真円度が低下することから、パッケージ断面が図10に示す三角形に近い形となるため、接合界面への圧力が低下したためと考えられる。特に、圧延温度1,273Kでは、バルブメタルの変形抵抗が304Lの変形抵抗よりも小さいため、バルブメタルの軸方向（圧延方向）伸びが304Lの軸方向伸びより大きく、接合界面への圧力が弱まったためと考えられる。なお、熱間圧延管継手の形状に仕上げ加工することを考慮した場合、真円度が高くなる熱間圧延条件（圧延温度1,173K、圧下比1.4以下）が望ましい。

以上より、熱間圧延管継手の熱間圧延条件は、圧延温度1,173K、圧下比1.2～1.4が適当と考えられる。

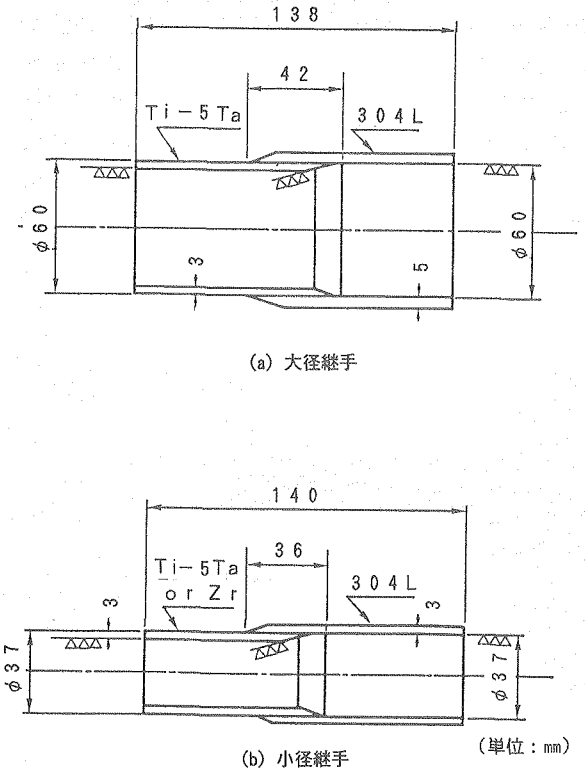


図11　腐食ループ試験用継手

6.　熱間圧延管継手の長期耐久性評価

6.1　腐食ループ試験

熱間圧延管継手の長期耐食性の評価には、図11に示す大径、小径のTi－5Ta/Ta/304L継手各1体、小径のZr/Ta/304L継手1体を腐食ループ試験に供した。なお、これら供試体は、継手両端にフランジを溶接したフランジ付継手とした。継手供試体の製造条件は、大径継手が圧延温度1,173K、圧下比1.1、小径継手が圧延温度1,223K、圧下比1.4とした。

腐食ループ試験は、熱間圧延管継手を再処理プラントへ適用することを想定し、前述の接合材の耐食性評価と同様に、表3の溶液を循環しながら、再処理プラントの年間推定運転時間に合わせて6,000時間行った。継手供試体は、小径継手を温度333K、流量0.06×10^{-5} m³/sの液相部に、大径継手を温度385K、流量2.92×10^{-5} m³/s（溶液換算）の気相部（硝酸濃度：約2M）に装着した。

6.2　熱間圧延管継手の長期耐食性

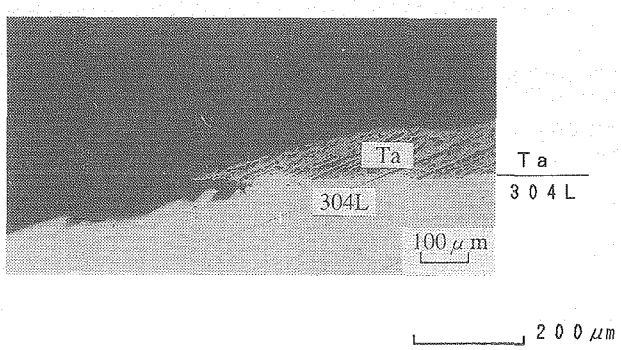
試験後の熱間圧延管継手供試体について、耐圧試験、浸透探傷試験および断面観察を行った。

耐圧試験は、JIS B8243に準拠し（0.4MPa加圧、30分放置）、表4に示すようにいずれの管継手供試体とも漏洩がないことを確認した。

浸透探傷試験は、継手供試体を長手方向に半割りにし、JIS Z2343に準拠して行い、いずれの継手供試体の接合部付近の表面とも、欠陥指示がな

表4　腐食ループ試験後の継手耐圧試験結果

		開始時		30分後	
		圧力(MPa)	温度(K)	圧力(MPa)	温度(K)
Ti-5Ta/Ta/304L	大径継手	0.397	283.0	0.401	284.4
Ti-5Ta/Ta/304L	小径継手	0.394	283.0	0.397	284.5
Zr/Ta/304L	小径継手	0.394	282.7	0.396	283.8



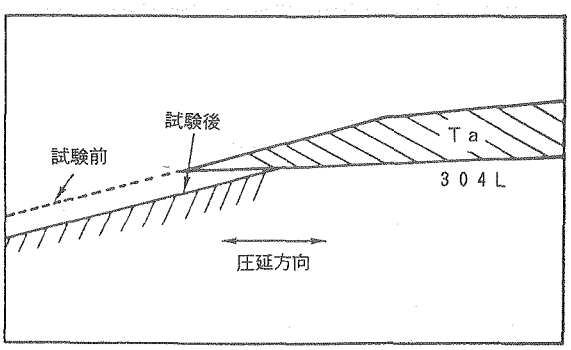


図12　腐食ループ試験後の気相部装着継手のTa/304L接合界面

いことを確認した。

断面観察は、継手供試体の接合部の長手方向断面を研磨し、光学顕微鏡を用いて行った。その結果、液相部装着の継手のいずれの接合界面にも腐食の痕跡は見られなかった。しかし、気相部装着のTi−5Ta/Ta/304L継手のTa/304L接合界面304L母材に、図12に示す約0.15mmの腐食減肉が認められた。これは気相部の温度が385Kと高く、304Lにとって厳しい腐食環境であったためと考えられる。

7.　おわりに

本報では、3ロール圧延機による熱間圧延管継手の開発成果について述べた。以下に主な成果を示す[9]。

(1)　3ロール圧延機により、Ti−5Ta/Ta/304L、Zr/Ta/304L、Ti/Ta/304L熱間圧延管継手が製造できた。

(2)　熱間圧延管継手の熱間圧延条件は、圧延温度1,173K、圧下比1.2〜1.4が適当と考えられる。

(3)　(2)の条件で製造した接合材は、200MPa以上のせん断強さを有し、金属イオンを含む硝酸環境において優れた耐食性を示した。

(4)　(2)の条件で製造した熱間圧延管継手は、304L母材と同等の長期耐食性を有している。

以上の接合材の性能、熱間圧延管継手の長期耐久性の評価により、熱間圧延管継手が、再処理施設用異材継手として優れた性能を有していることが確認できた。

参考文献

1）Auchapt, P., Patarin, L., Tarnero, M.：Proc. Int.Meeting Fuel Reprocessing and Waste Management, American Nucl. Soc., 2−15 (1984).
2）梶村治彦，長野博夫：日本金属学会会報，31，[8]，725(1992).
3）Nakasuji, K., Kuroda, K., Hayashi, C.：ISIJ International, 31, [6], 620 (1991).
4）小沼勉，松本俊美，浅野長一，舟本孝雄，広瀬保男，佐々田泰宏：原子力学会誌，30，[9]，793 (1988).
5）小川和博，島田一夫，鈴木一弘，中村春雄，三浦実，梶村治彦：原子力学会「昭63秋の大会」予稿集，L41 (1988).
6）板橋靖，武田誠一郎，林正太郎：原子力学会「1989年会」要旨集，L48 (1989).
7）小川和博，小溝裕一，三浦実：溶接学会全国大会講演概要，第46集，206 (1990).
8）吉原征四郎，川並高雄，内藤浩光，黒澤文夫，加古幸博：鉄と鋼，73，A83 (1987).
9）永井崇之，武田誠一郎，田中康正，小川和博，中筋和行，池永慶章：原子力学会誌，36，[12]，1137 (1994).

技術小論

MOX-Gd_2O_3燃料開発－照射用計装付燃料棒の製作と照射試験計画－

河野　秀作　加藤　正人　矢野総一郎
関　正之　小幡　真一　菊池　圭一*
上村勝一郎

東海事業所核燃料技術開発部
＊東海事業所技術開発推進部

資料番号：96－7

MOX-Gd_2O_3 Fuel Development－Fabrication of Instrumented Fuel Rods and Irradiation Test Program－

Shusaku Kohno　Masato Kato　Soichiro Yano
Masayuki Seki　Shinichi Obata　Keiichi Kikuchi*
Katsuichiro Kamimura
(Nuclear Fuel Technology Development Division, Tokai Works,
*Technology Development Co-ordination Division, Tokai Works)

中空MOX燃料にGd_2O_3棒を挿入したタイプの燃料について、来年度よりハルデン炉において照射挙動データの確認およびUO_2-Gd_2O_3燃料の照射挙動との比較評価を目的とした照射試験を計画している。

この照射試験に先立って、Gd_2O_3棒、(Gd, Zr)O_y棒および試験燃料棒の製造試験を実施し、以下の結果が得られた。

(1)　押出し成形法により、直径が1.24±0.02㎜、長さ約170㎜、密度95％TDで純度99.9％以上の、仕様を十分満足するGd_2O_3棒を製造することができた。また、ZrO_2で希釈し、太径にした(Gd, Zr)O_y棒について、相安定性、熱的安定性および製作性の観点から組成を決定し、直径1.85±0.03㎜、長さ約170㎜、密度95％TDで、純度99.9％以上の仕様を十分満足する$Gd_{0.405}Zr_{0.595}O_y$棒を製作できた。

(2)　中空MOX燃料ペレットの中空径が、1.886±0.018㎜および2.677±0.005㎜の仕様を十分満足する中空ペレットを製作できた。

(3)　燃料棒内をヘリウムガスで加圧封入した試験燃料棒を製造し、加圧封入最適条件を把握できた。その結果、充填圧は目標充填圧5 kg/㎠・aに対して、平均4.972kg/㎠・a、標準偏差0.005 kg/㎠・aと安定したヘリウムガス圧の燃料棒が得られた。

1.　はじめに

水炉用MOX燃料の高燃焼度、長寿命化の要請に伴って、燃焼初期の出力ピーキングを低減するため、バーナブルポイズンとしてのGd_2O_3を添加した燃料の必要性が生じてきている。

BWRにおいては、UO_2燃料にGd_2O_3を添加した燃料（UO_2-Gd_2O_3燃料）がすでに実用化され、多くの使用実績があり、またPWRにおいても実用化を迎えようとしている[1)~4)]。

一方、MOX燃料にGd_2O_3を添加した燃料は、いまだ使用実績は無いが、核特性上はUO_2-Gd_2O_3燃料に比べて反応時間が長く、Gdの燃焼に伴う反応度の変動幅が小さいという魅力的な特性を有している。（図１参照）

また、中空MOX燃料にGd_2O_3棒を挿入したタイプの燃料は、次のような優れた特徴があることから、今回の照射燃料のリファレンスとして採用した[5)]。

①　既存のMOX燃料製造ラインが利用できる。（MOX-Gd_2O_3固溶型燃料ペレット製造ラインが必要でなくなり、既存のMOX燃料製造ラインをベースに対応できる。）

②　燃料中心部にGd_2O_3棒を組み入れるため、燃料の中心温度を下げることができ、FPガス放出率の低減化等の燃料挙動上、有利に働くことが期待される。

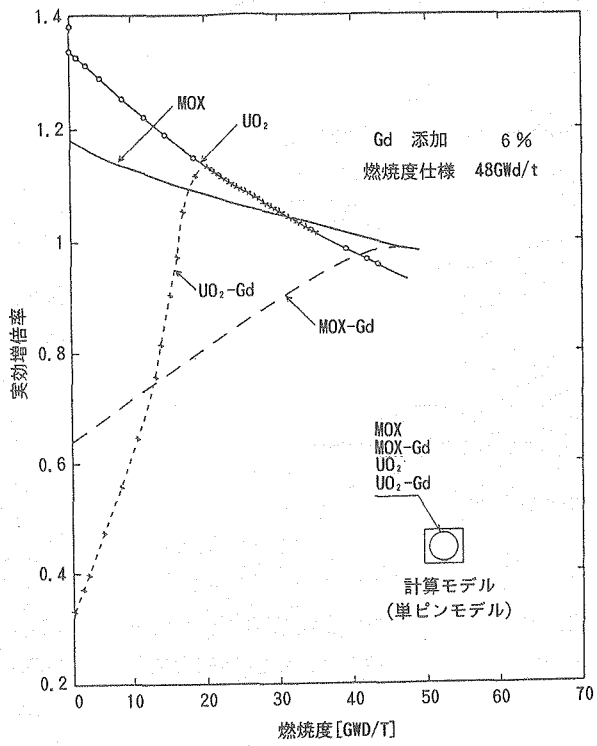


図１　UO_2-Gd, MOX-Gdの燃料特性（計算結果）

③　所望の炉出力に合わせて自由なGd_2O_3濃度を選択できる。

そこで、MOX-Gd_2O_3燃料とUO_2-Gd_2O_3燃料の照射挙動の比較評価を目的として、ノルウェーハルデン炉において平成８年度より照射試験を開始する予定である。この照射試験で用いられるMOX燃料のPu富化度は8.5％であり、被覆管の材質（Zrライナーの有無）とペレット－被覆管ギャップサイズを試験パラメータとした。

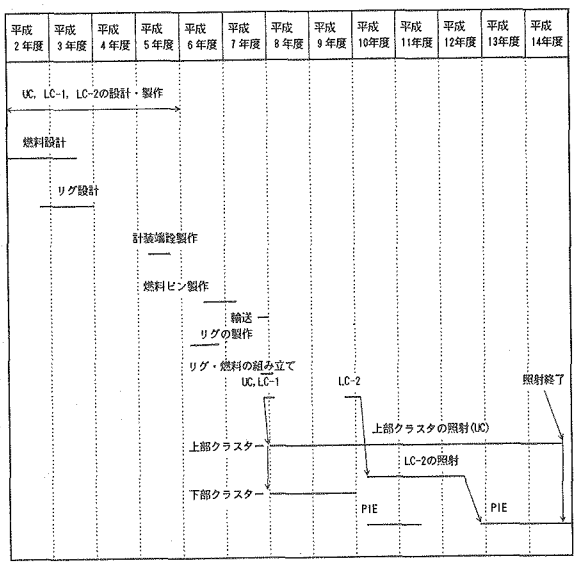
本報では、照射試験に先立ってこれまでに製造したGd_2O_3棒および(Gd, Zr)O_y棒の特性および試験燃料の製造結果と照射試験計画について報告する。

2.　照射試験計画

本試験のスケジュールを表１に示す。照射用燃料は、上・下部の２つのクラスターから構成されており、上部クラスター燃料(UC)は約40GWd/tまで燃焼させる。下部クラスター燃料(LC)は取り替え燃料LC－1, －2があり、LC－1燃料は中空MOX燃料にGd_2O_3棒を挿入したタイプのDuplex型燃料と中実および中空燃料である。LC－2燃料は中実および中空燃料である。Duplex燃料には前項に示したような特徴がある。

しかしながら、このようなDuplex燃料は、世界的にも照射実績がなく、照射挙動も明らかでない。このため、Duplex燃料を装荷した計装付燃料要素を照射し、照射中の照射挙動をリアルタイムに計測し、データの収集を行う。LC－1、－2燃料は10～15GWd/tの燃焼度で燃料交換を行い、その後照射後試験(PIE)を行う計画である。

表１　MOX-Gd燃料の照射試験スケジュール



3.　試験体

3.1　リグの設計（IFA-590）

照射試験に用いるリグを図２に示す。リグには、円周上に等間隔で８本の燃料棒が配置されている。クラスターの燃料は、同じ種類の燃料が２本ずつ４種類あり、同一燃料はリグ内のフラックス分布を考慮して対角の位置に配置する。上部クラスターの燃料要素の配置例を図３に示す。また、下部クラスターでは、LC－1, －2燃料について順次、燃料交換を行い、照射試験を行う。

3.2　試験燃料棒の仕様

試験燃料の主要な仕様を表２に、試験燃料棒の構造図を図４に示す。また、燃料の種類と試験パラメータおよび燃料棒のリグ内での配置を表３および図５に示す。さらにGd_2O_3棒の主要な仕様を表４に示す。

上部クラスター燃料棒は燃料中心温度計装を持った中空のMOX燃料、天然Gdを用いたGd_2O_3棒が挿入されたMOXおよびUO_2燃料のDuplex型燃料と(Gd, Zr)O_y棒が挿入されたDuplex型MOX燃料棒より構成される。下部クラスター燃料棒は、LC－1については上部クラスター燃料と同じタイプの燃料棒が装荷される。LC－2については

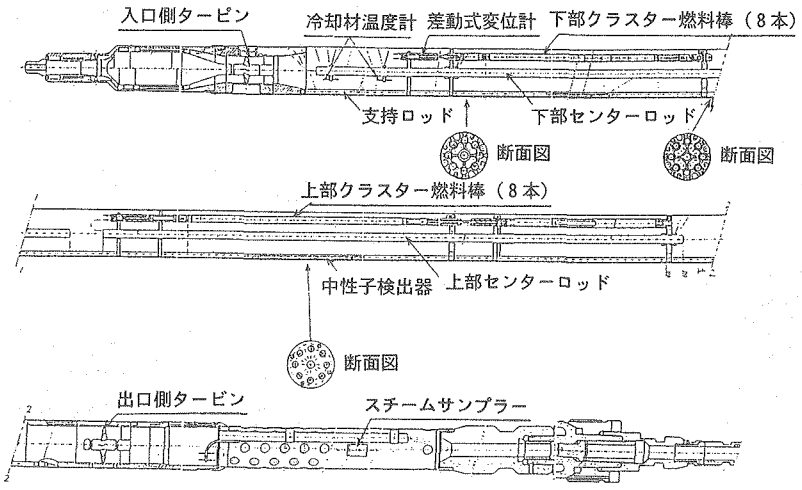


図2　MOX-Gd_2O_3燃料照射リグ

中実および中空MOX燃料のギャップ幅（0.15, 0.2, 0.25mm）をパラメータとした燃料棒が装荷される。

燃料の計装としては、各燃料要素のオンパワー時の熱的挙動データを得るための燃料要素内圧測定計装(PF)、燃料中心温度測定計装(ET)を用いる。また、Gd_2O_3棒を挿入したMOXおよびUO_2燃料棒には、燃料中心温度測定計装が使用できないため、被覆管伸び測定計装(EC)および燃料スタック長測定計装(EF)を用いる。

燃料の各パラメータの内容について以下に述べる。

(1)　Gd_2O_3棒の濃度について

今回のDuplex燃料にはGd_2O_3棒と(Gd, Zr)O_y棒の2種類があり、いずれも単位長さあたりのGd量は同じである。後者のZrにより希釈したGd棒

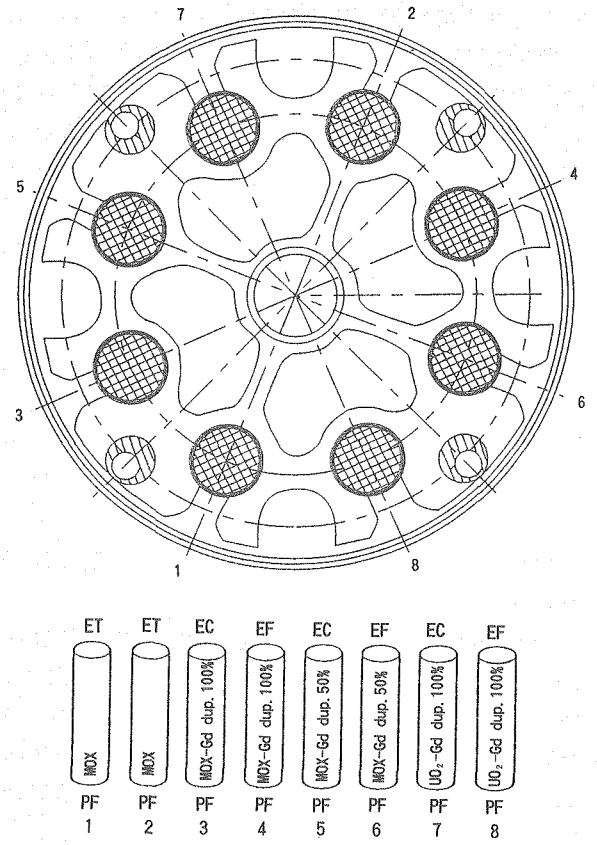
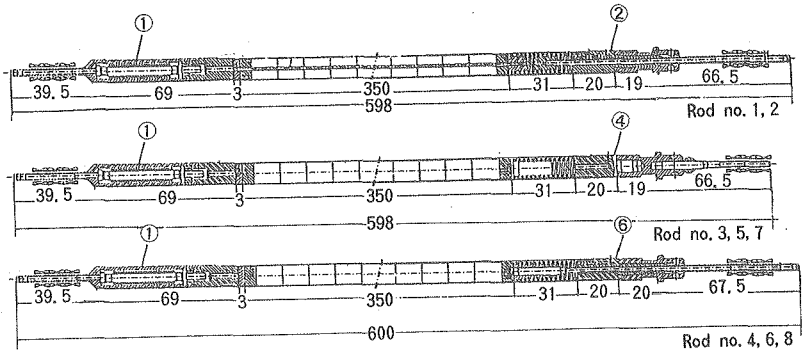


図3　燃料要素の配置図

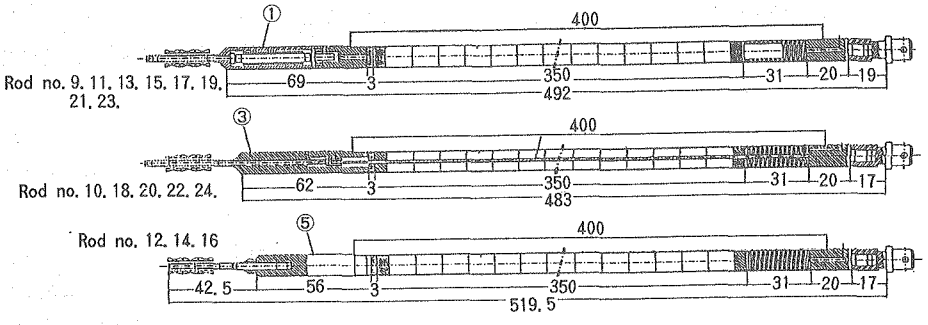
表2　燃料の仕様

項　目	MOX燃料	UO_2燃料
燃料ペレット		
形　状	中実 ディッシュ/チャンファ付き／中空	同　左
直　径	9.05, 9.10, 9.15mm	同　左
内　径	中空のみ1.9mm(Gd棒) ／2.7mm(Gd-Zr棒)	1.9mm
高　さ	13mm	同　左
密　度	95%TD	同　左
核分裂物質率	MOX 6.8%Pu(fiss)	UO_2 10.5%EU
被覆管		
材　質	Zircaloy-2 SR材	Zircaloy-2 SR材
外　径	10.8mm	同　左
内　径	9.3mm	同　左
ライナー厚	90 μm	——
燃料要素		
燃料有効長	338mm	同　左
ペレット－被覆管ギャップ巾	0.15、0.2、0.25mm	0.2mm
封入ガス	Heガス（5kg／cm²）	同　左



① 内圧測定用計装端栓(PF) Zry-2
② 燃料中心温度測定用計装端栓(ET) Zry-2
④ 被覆管伸び測定用計装端栓(EC) Zry-2
⑥ 燃料スタック長測定用計装端栓(EF) Zry-2

図 4 (a)　上部クラスター燃料棒の構造図



① 内圧測定用計装端栓(PF)（上・下部共通） Zry-2
③ 燃料中心温度測定用計装端栓(ET) Zry-2
⑤ 被覆管伸び測定用計装端栓(EC) Zry-2

図 4 (b)　下部クラスター燃料棒の構造図

表 3　燃料の種類と試験パラメーター

位置	クラスター名	燃料要素No.	燃料の種類	燃料内径	Gdの種類	被覆管材	gap	計装
上部クラスター	UC	No.1	MOX（中空）	1.9mm	—	SR材	0.2mm	PF,ET
		No.2	MOX（中空）	1.9mm	—			PF,ET
		No.3	MOX(Duplex)	1.9mm	Gd_2O_3			PF,EC
		No.4	MOX(Duplex)	1.9mm	Gd_2O_3			PF,EF
		No.5	MOX(Duplex)	2.7mm	$(Gd_{0.5}Zr_{0.5})O_2$			PF,EC
		No.6	MOX(Duplex)	2.7mm	$(Gd_{0.5}Zr_{0.5})O_2$			PF,EF
		No.7	UO_2(Duplex)	1.9mm	Gd_2O_3			PF,EC
		No.8	UO_2(Duplex)	1.9mm	Gd_2O_3			PF,EF
下部クラスター	LC-1	No.9	MOX（中実）	—	—	SR材	0.2mm	PF
		No.10	MOX（中空）	1.9mm	—			ET
		No.11	MOX(Duplex)	1.9mm	Gd_2O_3			PF
		No.12	MOX(Duplex)	1.9mm	Gd_2O_3			EC
		No.13	MOX(Duplex)	2.7mm	$(Gd_{0.5}Zr_{0.5})O_2$			PF
		No.14	MOX(Duplex)	2.7mm	$(Gd_{0.5}Zr_{0.5})O_2$			EC
		No.15	UO_2(Duplex)	1.9mm	Gd_2O_3			PF
		No.16	UO_2(Duplex)	1.9mm	Gd_2O_3			EC
	LC-2	No.17	MOX（中実）	—		SR材	0.2mm	PF
		No.18	MOX（中空）	1.9mm		SR材	0.2mm	ET
		No.19	MOX（中実）	—		SR材	0.15mm	PF
		No.20	MOX（中空）	1.9mm		SR材	0.15mm	ET
		No.21	MOX（中実）	—		SR材	0.25mm	PF
		No.22	MOX（中空）	1.9mm		SR材	0.25mm	ET
		No.23	MOX（中実）	—		SR材	0.2mm	PF
		No.24	MOX（中空）	1.9mm		SR材	0.2mm	ET

PF；内圧測定計装　ET；中心温度測定計装　EC；被覆管伸び測定計装
EF；燃料スタック長測定計装
1）ETとの公差により変更の可能性あり
2）Gd-Zr棒の径により変更の可能性あり

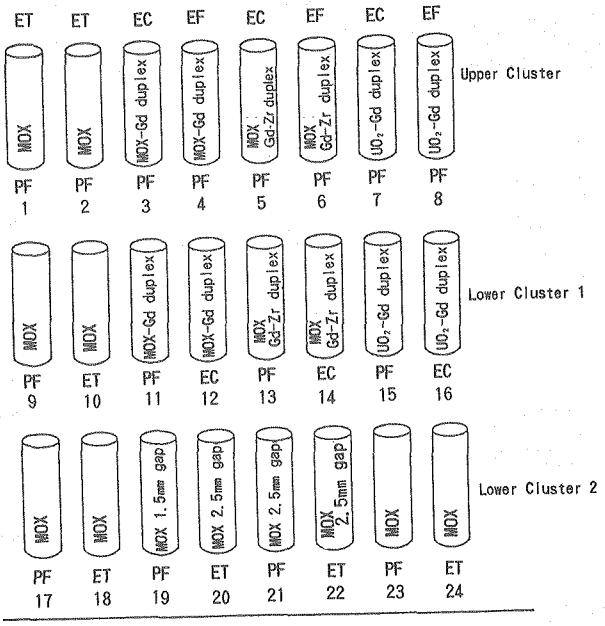


図 5　燃料要素の試験パラメーター

表4　ガドリニア棒の仕様

1　寸法		
	Gd棒	Gd-Zr棒
直径	1.2mmφ±10%	1.84mmφ±10%
長さ	169mm L-0.5mm	
2　密度		
目標理論密度	95%TD以上	
3　真直度		
全長当たり	0.3mm以下	
4　純度および不純物		
純度	99.9%以上	
不純物は以下に示す量以下とする。		
B	5ppm以下	
Cd	25ppm以下	
Cl＋F	50ppm以下	
Eu＋Sm＋Tb＋Dy	1000ppm以下	
C	100ppm以下	
Al	250ppm以下	
Ca＋Mg	200ppm以下	
Fe	500ppm以下	
Ni	250ppm以下	
N2	75ppm以下	
Si	250ppm以下	
Th	30ppm以下	
水分	15ppm以下	
蒸発性不純物	60ppm以下	

は、直径を太くできるため、棒の製造および取り扱いが容易となる。Gd, Zrの割合については、相安定性、熱サイクル安定性の観点より評価を行い、(Gd, Zr)O_yの組成を決定した。

(2)　ギャップについて

ペレットと被覆管のギャップのパラメータは0.15，0.20，0.25mmの3種類がある。ギャップ幅をパラメータとし、ペレット－被覆管機械的相互作用(PCMI)の影響について評価する。

3.3　照射条件

(1)　目標燃焼度

目標燃焼度は、ガドリニアの出力抑制効果がほぼ10GWd/t程度でなくなることが予想されることから、下部クラスターは10～15GWd/t、上部クラスターは40GWd/tとする。また、下部クラスターは平成10年度にLC－1からLC－2に取り替え、10～15GWd/tの燃焼度まで照射試験を行う。

(2)　最大線出力密度

水炉用高燃焼度燃料の最大線出力密度（329～439W/cmと予想）を反映して設定する。また、燃料設計用出力履歴を考慮し、必要に応じて試験燃料棒の炉内装荷位置を移動するものとする。

(3)　冷却材条件

装荷する燃料要素本数の関係とノルウェーハルデン炉の運転条件より、35.5kg/cm²・a, 240℃とする。

4.　試験結果および解析

4.1　Gd_2O_3棒および(Gd, Zr)O_y棒-ZrO_2棒の製造結果

(1)　Gd_2O_3棒の製造結果

表4の設計仕様をもとに、押し出し成形法により製造したGd_2O_3棒の化学成分分析結果を表5に示す。製造したGd_2O_3棒の寸法は直径が1.23～1.26mm、長さは168.64～168.98mm、密度は95.4～96.7%、真直度は0.12～0.25mmであり、化学成分および寸法、密度、真直度とも仕様を満足する結果が得られた。

(2)　(Gd, Zr)O_y棒の製造結果

ZrO_2で希釈し、太径にした(Gd, Zr)O_y棒に求められる特性として、以下のような特性がある。

1）燃料中心温度（約1500℃）まで形状変化のないこと。

2）熱サイクルにより、割れ、ひび、形状変化のないこと。

3）棒の径は、燃料中空径約2.7mmに挿入する制限より、2mm以下でありかつ直径1.2mmのGd_2O_3棒と同量のGd量となること。

4）表4の設計仕様を満たすこと。

そこで、(Gd, Zr)O_y棒の製造にあたり、相安定性、熱的安定性および製造のしやすさの観点から試作棒について評価を行い、(Gd, Zr)の配合比を決定した。(Gd, Zr)の組成を決定するための試験フローを図6に示す。

表5　Gd_2O_3棒の化学成分分析結果

項　目		規格値	試験値
Eu	(ppm)	－	＜10
Sm	(ppm)	－	＜10
Tb	(ppm)	－	＜10
Yb	(ppm)	－	＜10
Dy	(ppm)	－	＜10
合計	(ppm)	≦1000	＜50
B	(ppm)	≦5	＜1
Cd	(ppm)	≦25	＜10
Cl	(ppm)	合計 ≦50	＜20
F	(ppm)		＜20
C	(ppm)	≦100	＜50
Al	(ppm)	≦250	＜200
Ca	(ppm)	合計 ≦200	＜10
Mg	(ppm)		＜10
Fe	(ppm)	≦500	＜100
Ni	(ppm)	≦250	＜10
N	(ppm)	≦75	60
Si	(ppm)	≦250	＜250
Th	(ppm)	≦75	＜1
水分	(ppm)	≦15（目標値）	12
蒸発性不純物	(μl/g)	≦60（目標値）	5

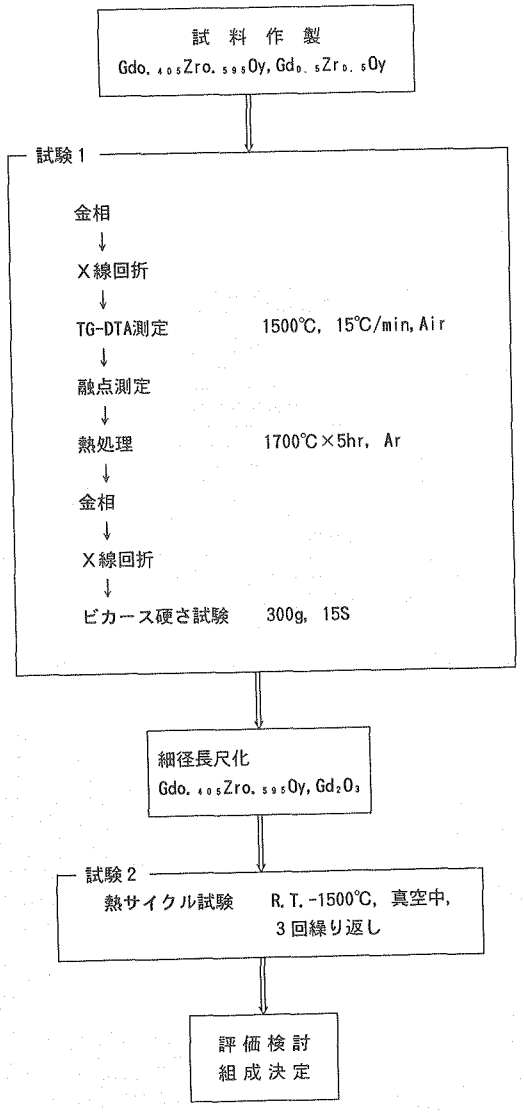


図 6　試験フローチャート

表 6　試験結果まとめ

	$Gd_{0.405}Zr_{0.595}O_y$	$Gd_{0.5}Zr_{0.5}O_y$
金相	熱処理前 ・50～200 μmの白色相が分散 熱処理後 ・大きな変化なし	熱処理前 ・100 μm以下の白色相がわずかに分散 ・塊状の黒色相が存在 熱処理後 ・塊状の黒色相が～200 μm成長
x 線回折	熱処理前 ・蛍石型（等軸晶、正方晶？） 熱処理後 ・蛍石型（等軸晶）	熱処理前 ・蛍石型（等軸晶、正方晶？） ・パイロクロア構造 熱処理後 ・蛍石型（等軸晶）
TG-DTA	・1500℃まで酸素の出入りなし ・1462℃にDTAのピーク	・1500℃まで酸素の出入りなし ・1462℃にDTAのピーク
熱安定性	・形状、寸法変化なし	・形状、寸法変化なし
ビッカース硬さ試験	Hv 955	Hv 1183

まず、図7のGd-Zr状態図より第2相の析出の無いことが予想される$Gd_{0.405}Zr_{0.595}O_y$（50wt%Gd）と高温までパイロクロア構造が安定と考えられる$Gd_{0.5}Zr_{0.5}O_y$の2種類の組成で製作し、相安定性、熱的安定性等の観点から各試験を行って評価検討を加えて組成を決定した。試験結果を表6に示す。また、図7のR.Collongues[6]らの示した状態図に融点測定結果を合わせて作成した$(Gd, Zr)O_y$の状態図を図8に示す。

表6の試験結果のうち、金相およびX線回折による結晶構造解析から、$Gd_{0.5}Zr_{0.5}O_y$の組成の方が$Gd_{0.405}Zr_{0.595}O_y$の組成に比べて、パイロクロア構造の第2相の析出・成長の可能性があり、相安定性に問題があると考えられること、ビッカース硬さ試験により硬く、脆いと予想されること、

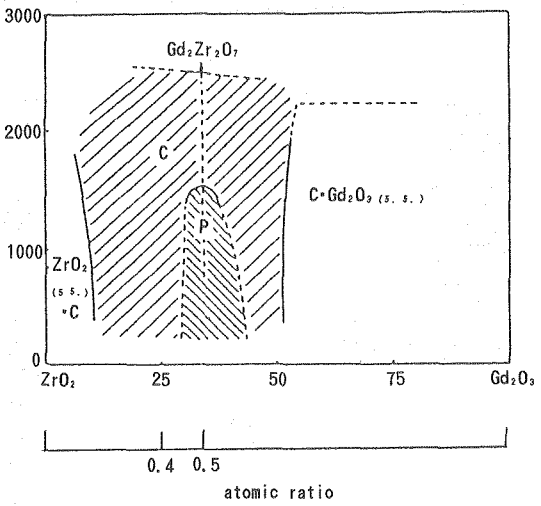


図 7　$(Gd_x Zr_{1-x})O_y$の状態図[6]

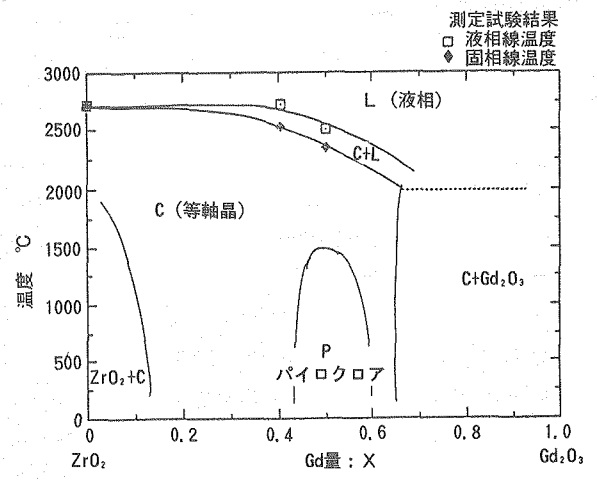


図 8　$(Gd_xZr_{1-x}O_y)$の状態図

表７　$Gd_{0.405}Zr_{0.595}O_y$棒の化学成分分析結果

項　　目		規 格 値	試 験 値
Gd_2O_3	(wt %)	—	49.8
ZrO_2	(wt %)	—	49.0
Eu	(ppm)	—	＜10
Sm	(ppm)	—	＜10
Tb	(ppm)	—	＜10
Yb	(ppm)	—	＜10
Dy	(ppm)	—	＜10
合計	(ppm)	≦1000	＜50
B	(ppm)	≦5	＜1
Cd	(ppm)	≦25	＜10
Cl	(ppm)	合計 ≦50	＜20
F	(ppm)		＜20
C	(ppm)	≦100	＜50
Al	(ppm)	≦250	＜200
Ca	(ppm)	合計 ≦200	＜10
Mg	(ppm)		＜10
Fe	(ppm)	≦500	＜100
Ni	(ppm)	≦250	＜10
N	(ppm)	≦75	65
Si	(ppm)	≦250	＜250
Th	(ppm)	≦75	＜1
水分	(ppm)	≦15（目標値）	13
蒸発性不純物	(μl/g)	≦60（目標値）	9

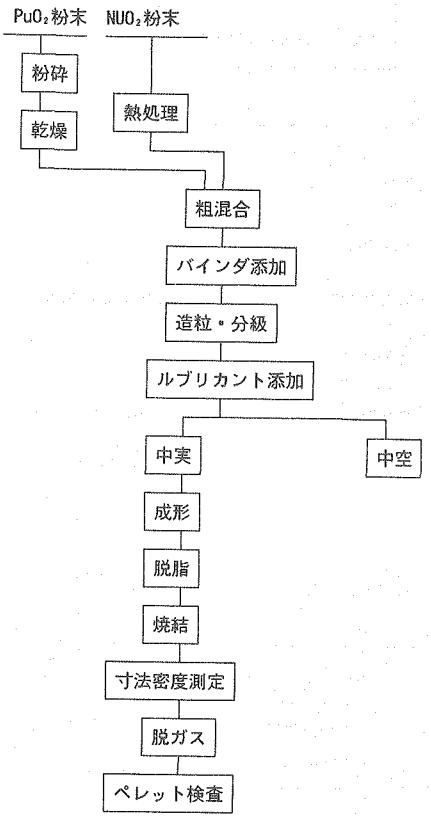


図９　MOX中実および中空ペレット製造フロー

またZr量が少ないことから細径となり、製作のしやすさと取扱上の問題から$Gd_{0.405}Zr_{0.595}O_y$の組成を選択した。

選定した組成比により、Gd_2O_3棒の製造と同様の押し出し成形法により試作した$Gd_{0.405}Zr_{0.595}O_y$細径長尺棒の化学成分分析結果を表７に示す。また試作した$Gd_{0.405}Zr_{0.595}O_y$細径長尺棒の寸法は直径が1.82～1.88㎜、長さは168.59～168.95㎜、密度は95.6～96.4%、真直度は0.09～0.23であり、化学成分および寸法、密度、真直度とも、設計仕様を十分満足する結果が得られた。

4.2　試験燃料棒の製造結果

(1)　試験燃料ペレットの製造結果

試験燃料ペレットのうち、MOX中実およびMOX中空ペレットの製造フローを図９に示す。また、濃縮度10.5%のUO_2中空ペレットの製造フローを図10に示す。

MOX中実ペレットはディッシュ、チャンファ付であり、MOX中空ペレットはディッシュ付のペレットである。また、MOX中実、中空ペレットともに被覆管とのギャップ幅を0.15，0.20，0.25㎜の３種類とっており、MOX中空ペレットの内径には1.9㎜と2.7㎜の２種類がある。図９およ

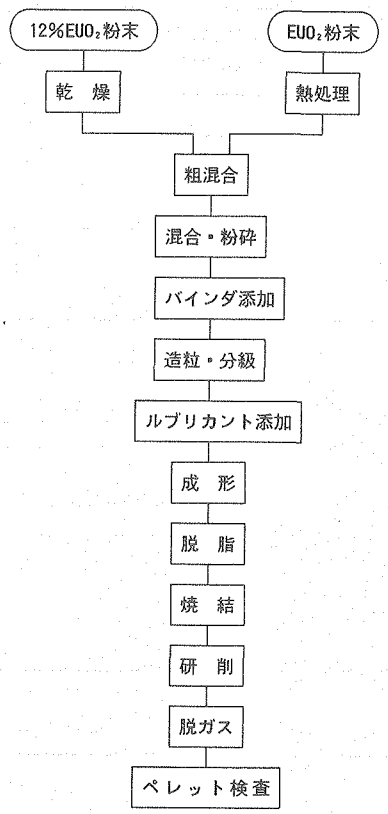


図10　UO_2中空ペレット製造フロー

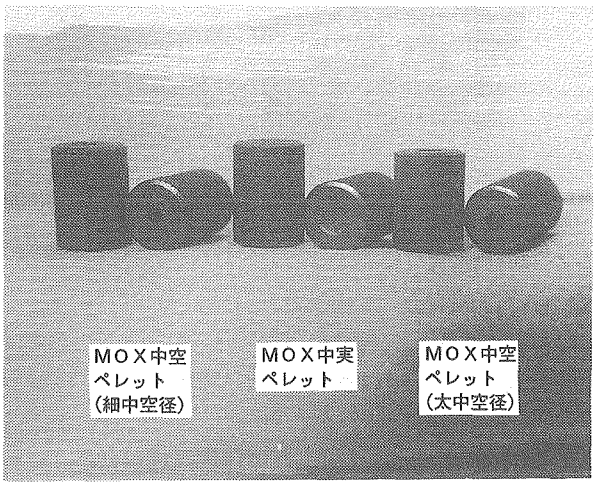


写真1　MOXペレット外観写真

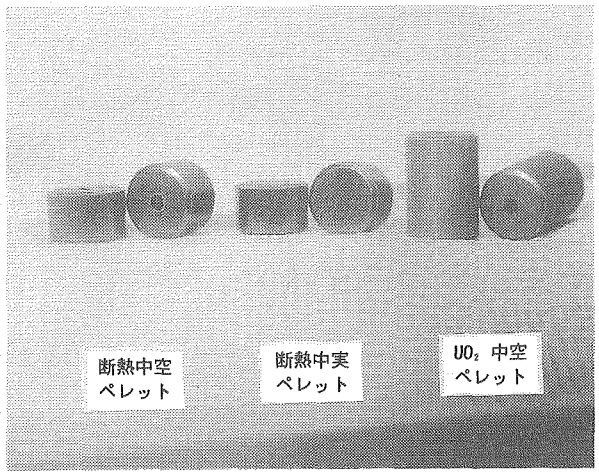


写真2　UO_2ペレット外観写真

び図10の製造フローにより製造したMOXおよびUO_2ペレットの外観写真を写真1、写真2に、製造したペレットの寸法・密度測定結果を表8～表9に示す。

これらの測定結果から、MOXおよびUO_2の試験燃料ペレットはいずれも表2の仕様を十分に満

表8　MOX中実ペレットの寸法・密度検査結果

ペレットの種類	製造仕様（目標値）		測定結果	
	項目	値	平均値	標準偏差 (n=5)
直径9.05mm	直径（mm）	9.05±0.02	9.058	0.005
	高さ（mm）	13.0±2.0	12.898	0.447
	密度(%T.D.)	95.0±2.0	94.78	0.17
直径9.10mm	直径（mm）	9.10±0.02	9.109	0.006
	高さ（mm）	12.0±1.0	12.942	0.399
	密度(%T.D.)	95±2	94.79	0.15
直径9.15mm	直径（mm）	9.15±0.02	9.157	0.005
	高さ（mm）	13.0±2.0	13.039	0.330
	密度(%T.D.)	95±2	94.74	0.15

表9　MOX中空ペレットの寸法・密度検査結果

ペレットの種類	製造仕様（目標値）		測定結果	
	項目	値	平均値	標準偏差
中空径1.90mm (外径9.05mm)	直径（mm）	9.05±0.02	9.063	0.003 (センタレス後)
	中空径（mm）	1.90±0.19	1.878	0.007
	高さ（mm）	13.0±2.0	12.699	0.474
	密度(%T.D.)	95±2	95.25	0.28
中空径1.90mm (外径9.10mm)	直径（mm）	9.10±0.02	9.111	0.005
	中空径（mm）	1.90±0.19	1.878	0.007
	高さ（mm）	13.0±2.0	12.845	0.428
	密度(%T.D.)	95±2	95.25	0.19
中空径1.90mm (外径9.15mm)	直径（mm）	9.15±0.02	9.156	0.005
	中空径（mm）	1.90±0.19	1.878	0.007
	高さ（mm）	13.0±2.0	13.007	0.262
	密度(%T.D.)	95±2	95.23	0.13
中空径2.70mm (外径9.10mm)	直径（mm）	9.10±0.02	9.114	0.005
	中空径（mm）	2.70±0.27	2.677	0.003
	高さ（mm）	13.0±2.0	12.950	0.346
	密度(%T.D.)	95.0±2.0	95.04	0.19

足する結果が得られた。

特に、中空径のペレット間のバラツキおよびペレット間の軸方向位置によるバラツキは、±0.018mm以内であり、相対変動値も0.95%以内ときわめて小さな安定した製品が得られた。

(2)　試験燃料棒の製造結果

試験燃料棒の製造フローを図11に示す。試験燃料棒は、Gd_2O_3棒を挿入したMOXおよびUO_2燃料棒と(Gd, Zr)O_y棒を挿入したMOX燃料棒およびMOX中実棒であり、燃料棒の両端あるいは片端に計装端栓を取り付け、それぞれの燃料棒内のヘリウム圧力を5 kg/cm²·aに加圧封入した燃料棒である。試験燃料棒の組立工程におけるGd_2O_3棒の中空ペレットへの挿入作業の状況を写真3に、また組立後の試験燃料棒の外観写真を写真4に示す。

燃料棒へのHeガスの加圧封入は、端栓加圧孔よりHeガスを加圧充填した後に、加圧孔を溶封する手順で行うが、充填圧力を保証するため、端栓加圧孔の溶封条件をあらかじめ把握しておく必要がある。このため、加圧・溶封条件を選定するために、温度による充填圧力の変化の確認、ピンパンクチャによる充填圧力測定および溶接条件による加圧孔の溶け込み深さ、スポット径、アンダーカット等への影響を把握するための試験を行った。

ピンパンクチャ試験の結果、目標充填圧5 kg/cm²に対して、最大4.977kg/cm²、最小4.965kg/cm²、平均4.972kg/cm²、標準偏差0.005で加圧溶封が可能

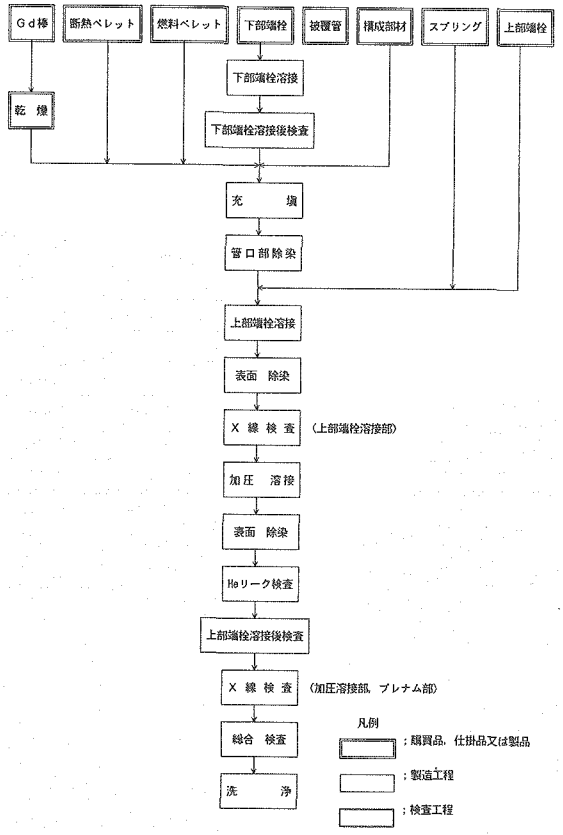


図11　試験燃料棒の製造フロー

であることがわかり、その結果から、初期の充塡圧力条件を定め、試験燃料棒の加圧充塡を行った。

また、溶接電流、溶接時間がスポット径、溶け込み深さ、アンダーカットに与える影響を調べ、溶封条件を選定して加圧孔溶接を行った。その条件時での溶接部の外観写真と断面金相写真を写真5～写真6に示す。

これらの結果から、製造した試験燃料棒は表2

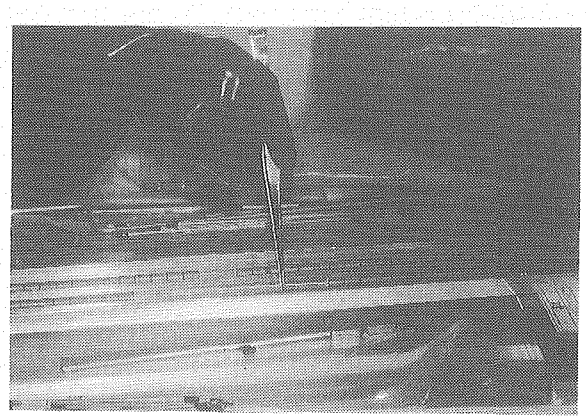


写真3　試験燃料棒の組立

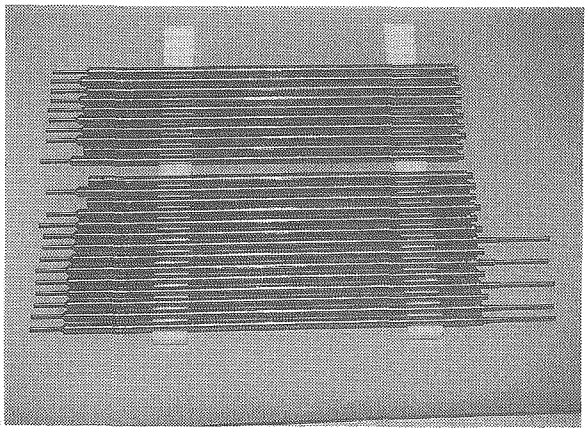


写真4　組立後の試験燃料棒の外観写真

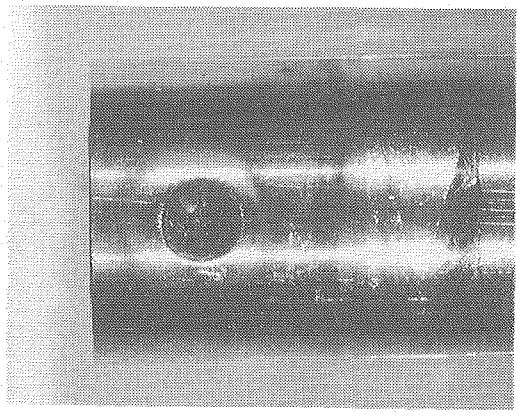


写真5　加圧孔溶接部の外観写真

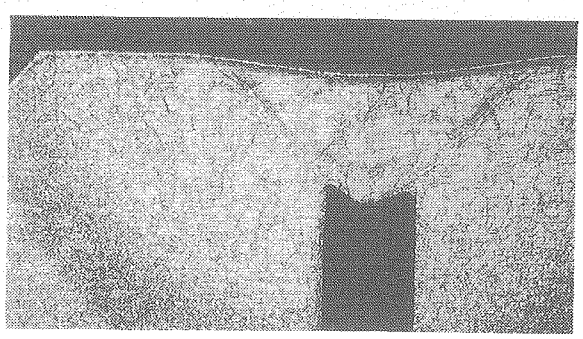


写真6　加圧孔溶接部の断面金相写真

の仕様を十分に満足する結果が得られた。

5.　おわりに

平成8年度からの照射試験に先立ち、Gd_2O_3棒、(Gd, Zr)O_y棒および試験燃料棒の製造を行い、以下の結果が得られた。

(1)　押出し成形法により、直径1.24±0.02mm、長さ約170mm、密度95％TDで純度99.9％以上の、仕様を十分満足するGd_2O_3棒を製造する

ことができた。また、ZrO_2で希釈し、太径にした(Gd, Zr)O_y棒について、相安定性、熱的安定性および製作性の観点から、組成を決定し、直径1.85±0.03㎜、長さ約170㎜、密度95%TDで、純度99.9%以上の仕様を十分満足する$Gd_{0.405}Zr_{0.595}O_y$棒を製造することができた。

(2) 中空MOX燃料ペレットの中空径が、1.886±0.018㎜および2.677±0.005㎜の仕様を十分満足する中空ペレットを製作できた。

(3) 燃料棒内をヘリウムガスで加圧封入した試験燃料棒を製造し、加圧封入最適条件を把握できた。その結果、充塡圧は、目標充塡圧5 kg/㎠・aに対して、平均4.972kg/㎠・a、標準偏差0.005 kg/㎠・aと安定したヘリウムガス圧の燃料棒が得られた。

参考文献

1) 動原安協監修，軽水炉燃料のふるまい，(1990).
2) Y.Tsuchie, T.Kodama：PIE of Tsuruga Fuel Part－2, IAEA Specialists' Meeting, Tokyo, (1984).
3) K.Mori et al.：Development of Gd Fuel for PWR, IAEA Specialists' Meeting, Tokyo, (1984).
4) 関和一郎：ガドリニア入り燃料の開発，火力原子力発電 vol.37, No.4，(1986).
5) 上村勝一郎，他：特許出願「原子炉燃料棒」，出願番号 平成3年第173731号，(1991).
6) Robert Collongues et al.：Sur les diagrammes d'equilibre des systemes Zircone-Oxyde de terrres rares, Memories presentes a la societe chimique, France (1960).

技術小論

硝酸プルトニウム溶液中の微量ネプツニウムの分離

岡田　尚　　都所　昭雄　　木原　義之

東海事業所核燃料技術開発部

資料番号：96－8

The Separation of Trace Neptunium from Plutonium Nitrate Solution.

Takashi Okada　　Akio Todokoro　　Yoshiyuki Kihara
(Nuclear Fuel Technology Development Division, Tokai Works)

動燃事業団は先進的な核燃料サイクルとして、環境負荷低減や総合的経済性・核拡散抵抗性の向上を目指し、アクチニドリサイクル研究開発を進めている。ここで取り扱うマイナーアクチニド(Am, Np, Cm)の一つ、Npは酸性溶液中でIV、V、VIの原子価を有しその挙動は複雑であり、分離には適当な原子価調整法を要していた。本報ではPu(III)のNpに対する還元力を利用し、Np(IV)原子価調整が可能であることを報告する。Pu(III)は分解可能な硝酸ヒドロキシルアミンおよびヒドラジンで調製するため、不純物の残留はなく、簡略化されたプロセスで、かつ廃棄物発生量の低減化が期待できる、Pu・Np混合溶液からのNp分離技術の見通しが得られた。

1.　はじめに

Np, Am, Cm等のマイナーアクチニドは、長半減期核種を含む人工放射性元素であり、使用済核燃料中にPuとともに存在する。核燃料の利用において、環境への負荷を低減するために、マイナーアクチニドの蓄積は可能な限り少なく制御することが望まれている。

現行の熱中性子を利用したU燃料軽水炉は、燃焼に伴いマイナーアクチニドが増加・蓄積される。またMOX燃料（U･Pu混合酸化物燃料）を軽水炉内で燃焼させるプルサーマルも、マイナーアクチニドの増加傾向をさらに促進させる。一方、高速中性子ではその特性を利用してこれらの燃焼・消滅を促進させる可能性がある。このため軽水炉の利用に引き続き、高速炉への移行は、マイナーアクチニド蓄積量の減少に答えることにもなる。動燃事業団では先進的な核燃料サイクルとして、環境への負荷の低減、また総合的な経済性の向上および核拡散抵抗性の向上を目指して、アクチニドリサイクル研究開発を進めている[1)]。ここでは原子炉内で生成したマイナーアクチニドを可能な限り回収し、PuやUとともに燃料として高速炉内で燃焼・消滅させることを主な目標としている。

本研究開発においては、U燃料軽水炉で生成されるマイナーアクチニドの中で、生成率の最も高いNpは、アクチニドリサイクルの中で、Puとともに抽出し、Np含有MOX燃料として取り扱うこととなっている。このため、これら研究開発の初期段階において、研究用Npが必要であり、また将来的にもNp含有MOX燃料製造の段階においても、燃料中のNp濃度を調整するため、濃度調整用硝酸Np溶液が必要になるものと予想される。

これらNpの供給源として有力なのは再処理工程である。しかし、Npは酸性溶液中でIV、V、VI価の原子価状態を有し、その挙動は複雑である。実際に世界各地の軽水炉再処理工程におけるNpの移行挙動は、その溶液環境や共存イオンの影響により多様である[2)]。このため使用済燃料再処理や高レベル放射性廃液等の硝酸溶液中でのNpの取り扱いは、Npの原子価調整法が鍵となる。

従来この原子価調整剤として、硫酸第一鉄がNpをIV価(Np(IV))に還元するために、過マンガン酸カリウムがVI価(Np(VI))に酸化させるために

それぞれ使用されてきた。しかしこれらの酸化還元試薬を使用することは、プロセス中にFe、Mn、K、硫酸根等の不純物を混入させることとなり、これら不純物を除去するため工程数の増大や、放射性廃棄物発生量の増大につながっていた。

一方、III価のPu(Pu(III))は、第一鉄還元剤に匹敵する還元力を有している[3]。Np・Pu混合溶液からNpを分離するためにPu(III)を利用してNpの原子価調整ができるならば、不純物混入の問題は解決される。著者らは、不純物を残留させずに調製したPu(III)によるNp(IV)の原子価調整の可能性について試験で確認し、その調整法を利用して硝酸プルトニウム溶液中の微量Npの分離方法を開発したので報告する。

2.　試験方法

原子価調整試験において、各原子価の確認は吸光分析により確認するとともに、陰イオン交換樹脂の吸着特性を利用して、NpおよびPuのIV価イオンの定量分析を行った。また硝酸Pu溶液中の微量Npの分離にもこの陰イオン交換法を使用した。

2.1 陰イオン交換カラム

PuおよびNpイオンは硝酸溶液中で種々の原子価を有しており、これらは強塩基性陰イオン交換樹脂に対し特異的な吸着特性を示す[4]。Pu(IV)の吸着特性はこの中でもっとも高く、次はNp(IV)である。Np(IV)の吸着特性は、高酸濃度(6～8N)においてそれ以外のネプチニルイオンよりも2桁以上高い(図1)。本試験には同様の性能を有するBIO－RAD製AG－MP1－200meshの強塩基性陰イオン交換樹脂を、硝酸洗浄により硝酸系に置換し、内径8㎜φのカラムに2mℓ充填して使用した。

2.2　試料調製

(1)　硝酸Np溶液

硝酸Np溶液はNp濃度数10mM、酸濃度6Nのものを使用した。この定量はγ線スペクトル法により、^{237}Npが放出する86.5keVのγ線を測定して実施した。

(2)　硝酸Pu(III)溶液

硝酸Pu溶液は東海再処理工場で抽出された硝酸Pu溶液を使用し、Puの原子価をIII価に調整するため、還元剤として分解・除去可能な硝酸ヒドロキシルアミン溶液とヒドラジンを使用した。

原子価調整は酸濃度0.5Nで実施し、溶液組成は以下のとおりに調製した。

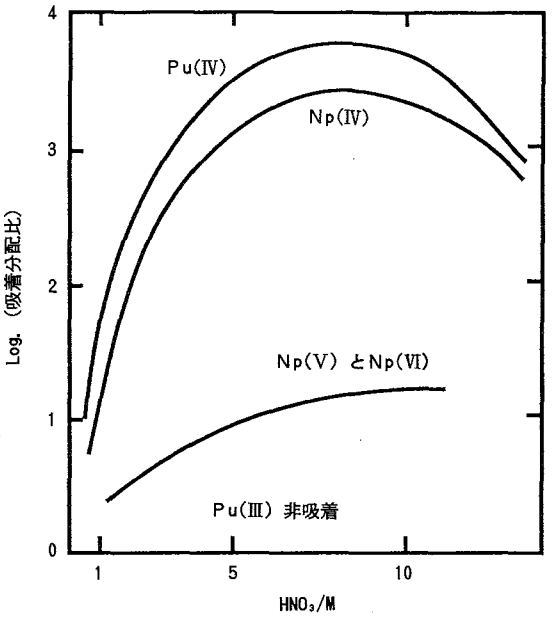


図1　PuとNpの強塩基陰イオン交換樹脂への吸着特性

$$\left(\begin{array}{l}\text{Pu}\ \ 0.1\text{M}\\ \text{硝酸ヒドロキシルアミン}\quad 0.1\text{M}\\ \text{ヒドラジン}\quad 2\text{M}\end{array}\right)$$

この調製液のPu(III)を精製するため、酸濃度6Nで陰イオン交換を行い、未還元のPu(IV)を吸着分離し、流出液を精製硝酸Pu(III)溶液とした。

(3)　硝酸Pu(III)溶液の安定性

硝酸溶液中でのPu(III)安定性を調べるため、精製硝酸Pu(III)溶液を酸濃度6Nで放置した。この際、Pu(III)が酸化してできたPu(IV)を定期的に陰イオン交換で吸着分離し、その変化量からPu(III)の安定性を評価した。

2.3　原子価調整試験

図2にPu(III)によるNp(IV)原子価調整試験フローを示す。試験はすべて室温で実施した。

第1ステップとして、前処理で調製した精製硝酸Pu(III)溶液と硝酸Np溶液を数mℓずつ混合し、その混合液を陰イオン交換した。この際、カラム容積(CV:column volume)の20倍量(20CV)の6N硝酸で洗浄し、これらの流出液を回収した（第1非吸着イオン)。吸着イオンは40CVの0.5N硝酸で溶離した（第1吸着イオン)。

第2ステップでは、Pu(III)で還元しきれなかったNpを確認するため、Fe(II)還元剤で、Npを完全にIV価に還元することとした。このため第1ステップの流出液にFe(II)還元剤10mℓを混合し、陰イオン交換後、さらに20CVのFe(II)還元剤で

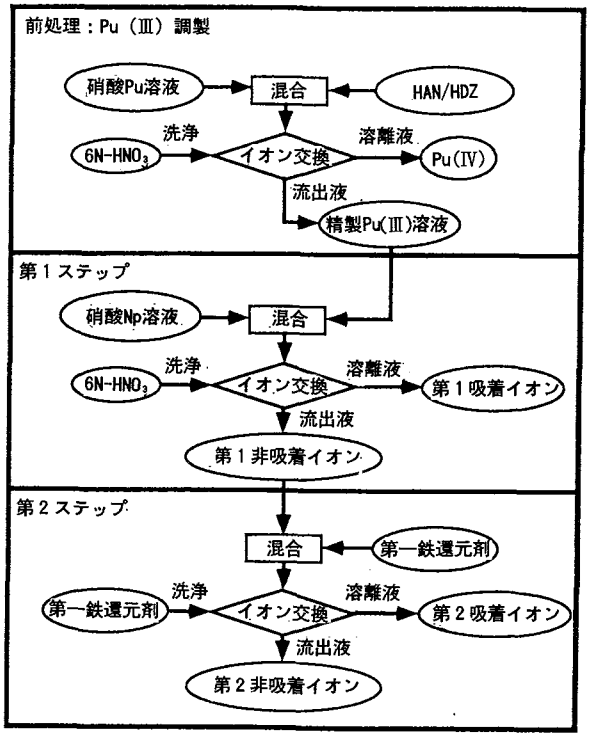


図2　Pu(III)によるNp(IV)の原子価格調整試験
＊HAN/HDZは硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジン

カラム洗浄して、上記同様の流出液（第2非吸着イオン）と溶離液（第2吸着イオン）に分離した。Fe(II)還元剤の組成は以下のとおりである。

$$\begin{pmatrix} \text{硫酸第一鉄} & 0.2\text{M} \\ \text{ヒドラジン} & 1\text{M} \\ \text{硝酸} & 7\text{M} \end{pmatrix}$$

各流出液および溶離液中のPu、Np量はγ線スペクトル分析で定量した。

この他原子価調整試験とは別に、共存する硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンのNp原子価への影響を確認するため、硝酸Np溶液にこれらのみを添加し、同様の操作によるNpの原子価の変化を調べた。

3.　試験結果・考察

3.1　硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンによるPu(III)の調製

(1)　硝酸Pu(III)溶液の調製および安定性

硝酸Pu溶液に硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンを添加して調製したPu(III)調製溶液には、調製直後の陰イオン交換により少量のPuの吸着が認められた。吸着したPuは吸光分析の結果、IV価のPuのみであり、使用したPuの数%であった。一方、流出液の吸光スペクトルからはPu(III)のスペクトルのみが検出された。よって硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンにより、Pu(III)がほぼ完全に調製可能であることが分かった。

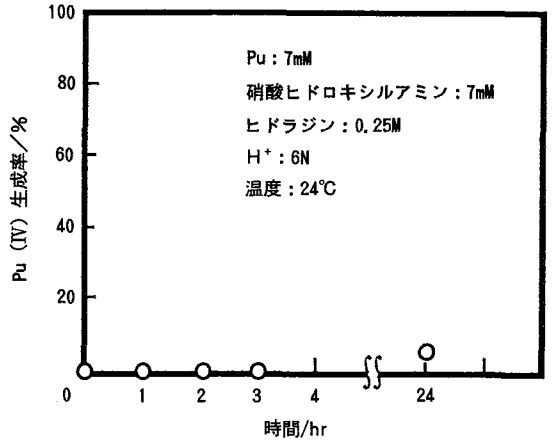


図3　Pu(III)からPu(IV)への酸化速度

精製硝酸Pu(III)は酸濃度6Nの環境下で長時間放置しても、酸化したPu(IV)はほとんど生成されず（図3）、PuのIII価からIV価への酸化速度は非常に遅いことが分かった。また一般に高酸濃度中では、PuのIV価からIII価への還元速度は極めて遅く、この溶液中でPu(IV)が生じたとしてもPu(III)への再還元は生じないものと考えられる。したがって過剰の硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンが存在するような環境では、Pu(III)は酸濃度6Nでも安定に存在することが分かった。

(2)　不純物除去

精製硝酸Pu(III)溶液中には、過剰に使用した硝酸ヒドロキシルアミンおよびヒドラジンが残留している。しかしこれら残留物は、加熱あるいはNOxガスのバブリングによって、水や窒素ガスに分解し、使用した溶液中に不純物の残留はなかった。

3.2　硝酸Np溶液組成

酸濃度6Nの硝酸Np溶液はIV、V、VI価のイオンが共存している（図4）。この溶液の陰イオン交換による流出液と溶離液について吸光分析を行った結果、溶離液のみにNp(IV)の存在が確認され、この量は全Npイオンの30～35%であった。流出液中にはNp(V)とNp(VI)のネプチニルイオンの存在が確認できた。これらV価とVI価の割合は吸光スペクトルより概算すると、1:14.5であり、ネプチニルイオンのほとんどがNp(VI)であることが分かった。したがって酸濃度6Nの硝酸

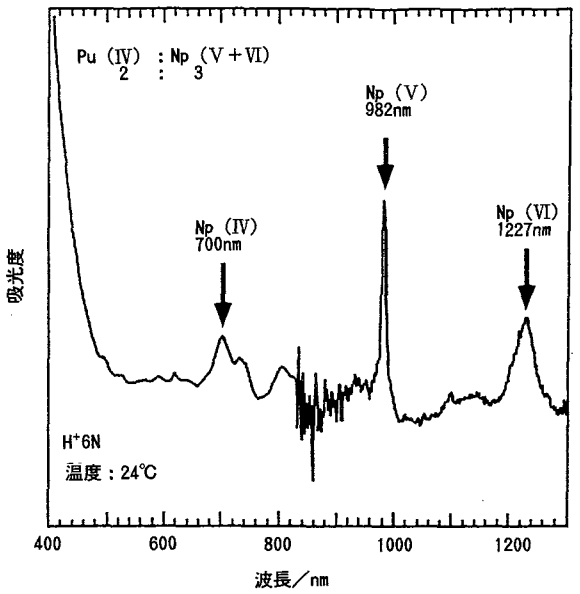


図４　硝酸Np溶液の吸光スペクトル

Np溶液はNp(IV)とその約２倍量のNp(VI)で構成され、Np(V)の存在は微量であると考えられる。

3.3　硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンのNpイオンへの影響

酸濃度６Ｎの硝酸Np溶液へ硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンを添加し、その影響を調べた結果、これら混合溶液の陰イオン交換後の流出液と溶離液に含まれるNpの存在比は変化せず（表１）、Np(IV)の増減は無かった。すなわち硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンはNp(IV)の原子価調整に寄与しないことが分かった。

3.4　Pu(III)によるNp(IV)の原子価調整

酸濃度６Ｎの硝酸Np溶液に精製硝酸Pu(III)溶液を添加した結果、陰イオン交換樹脂にはNp(IV)とPu(IV)の吸着が認められた。Puの酸化還元挙動や、共存する硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンが、Np(IV)の原子価調整に寄与しないという上記の結果から、これらの吸着イオンは

①　Np(IV)：当初から存在していたNp(IV)
②　Np(IV)：Pu(III)で還元したネプチニル
③　Pu(IV)：ネプチニル還元で酸化したPu(III)

であると考えられる。②のNp(IV)をNp(Ｖ＋VI→IV)、③のPu(IV)をPu(III→IV)とした試験結果（図５）より、ネプチニルとPu(III)の反応は、およそ１：２で進行することが分かった。また反応中の各原子価の経時変化を吸光分析で調べたところ、Np(VI)からNp(Ｖ)へは瞬時に還元が進行し、Np(Ｖ)からNp(IV)への還元が律速であることが分かった。酸濃度６Ｎの硝酸Np溶液中のネプチニルがほとんどVI価であったことから、これらの反応は、

$$NpO_2(NO_3)_2 + Pu(NO_3)_3 = NpO_2NO_3 + Pu(NO_3)_4 \quad (式１)$$

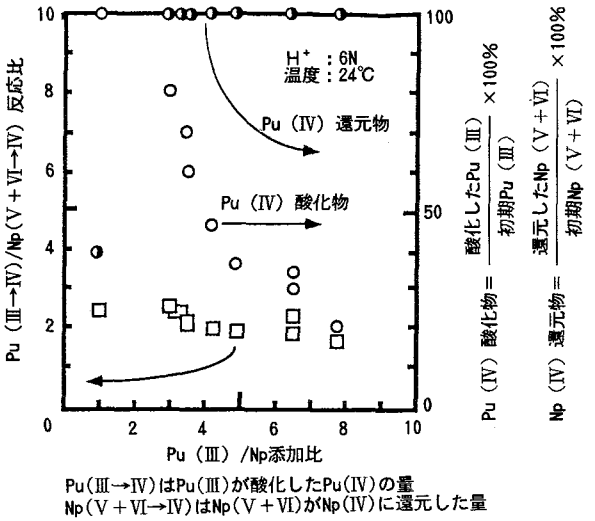
$$NpO_2NO_3 + Pu(NO_3)_3 + 4HNO_3 = Np(NO_3)_4 + Pu(NO_3)_4 + 2H_2O \quad (式２)$$

と段階的に進行すると考えられ、Pu(III)の消費量がNp(Ｖ＋VI→IV)量の２倍等量を要した試験結果と合致する。

表１　Npイオンへの硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンの影響

HAN mM	HDZ mM	保持時間 分	非吸着 Np %
無	無	−	65.8
無	無	−	60.4
無	無	10	66.9
無	240	200	65.4
10	50	10	60.2
10	50	150	65.3
10	240	200	64.5

酸濃度６Ｎにおいて陰イオン交換した流出液のNpの割合を非吸着Np率とした。
HAN：硝酸ヒドロキシルアミン
HDZ：ヒドラジン



Pu(III→IV)はPu(III)が酸化したPu(IV)の量
Np(Ｖ＋VI→IV)はNp(Ｖ＋VI)がNp(IV)に還元した量

図５　Pu(III)によるNpの還元

3.5　硝酸Pu溶液の微量Npの分離

約１％のNpを含有する硝酸Pu溶液に硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンを添加し、溶液組成を以下のとおり調製した。

(Pu　400mM
Np　3mM
硝酸ヒドロキシルアミン　1.6M
ヒドラジン　1.6M
酸濃度　0.5N)

この調製液1ℓを、酸濃度6Nで陰イオン交換(樹脂量40mℓ)し、流出液と溶離液に分離した。この結果、流出液中にはNpが検出されず、未反応の硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンを含む硝酸Pu(III)溶液を得た。この未反応の硝酸ヒドロキシルアミンとヒドラジンは、加熱(あるいはNOxガスのバブリング)により、分解・除去した。また同時にPuはIV価に酸化し、不純物の残留の無い硝酸Pu溶液を回収した。一方、すべてのNp(3mmol)と少量のPu(7mmol)が樹脂に吸着し、0.5N硝酸により溶離された。この吸着Puは未還元のPu(IV)か、あるいはPu(III)がネプチニルイオンの還元で自ら酸化したPu(IV)であると考えられるが、その割合は現在のところ不明である。しかし本法により硝酸Pu溶液中に含有する微量Npを効率良く、分離回収することができた。

4.　おわりに

硝酸ヒドロキシルアミン／ヒドラジンにより、Pu(III)は容易に調製され、このPu(III)により、硝酸溶液中でIV、V、VI価の原子価が混在するNpを、Np(IV)に原子価調整できることが分かった。またPu(III)調製に使用した硝酸ヒドロキシルアミンやヒドラジンはNpのIV価への還元反応に寄与せず、本反応がPu(III)の還元力で進行することを確認した。さらにここで使用した硝酸ヒドロキシルアミンおよびヒドラジンは、加熱やNOxガスのバブリングにより分解・除去が可能であり、使用した溶液中に添加試薬等の不純物が残留しない原子価調整法を見出した。以上、本法により先進的核燃料サイクルの研究開発に必要な試験用Npの回収に見込みが得られた。また本法は、硝酸Pu・Np以外の不純物の残留が無く、簡潔で、廃棄物発生量の低減化、省力化が期待されるプロセスであるため、今後の先進的核燃料サイクルの研究開発の進行につれ、その取扱いの増加が予想されるPu・Np系においてもNp原子価調整法の1つとして、大いに期待できる技術である。

参考文献

1) N.Sasao, et al.：Global 95, 1, 132, (1995).
2) Y.Morita and M.Kubota：JAERI, 84−043 (1984).
3) Koltunov, v.s., et al.：Sov. Radiochem., 24, 504 (1982).
4) J.P.Faris, R.F.Budanan：ANL−6811 (1964).

技術小論

計装用導圧管詰まり予知・除去装置の開発

福田　一仁　小形　佳昭　槇　彰
福有　義裕　小林健太郎　田中　伸幸
東海事業所再処理工場

資料番号：96－9

Development of the Clogging Detection and Removal System for the Dip－Tube.

Kazuhito Fukuda　Yoshiaki Ogata　Akira Maki
Yoshihiro Fukuari　Kentaro Kobayashi　Nobuyuki Tanaka
(Tokai Reprocessing Plant, Tokai Works.)

東海再処理工場では、放射性流体の液位、密度、圧力といった物理量を主にエアーパージ測定法により測定している。この測定法は、放射性流体に導圧管を挿入するだけで、検出部には可動部を持たず、メンテナンスが容易なため原子力関係施設では幅広く用いられている。しかしエアーパージ測定法は、溶液からの塩の析出・蓄積が原因で、導圧管先端部を頻繁に詰まらせることが、よく知られている。導圧管の詰まりは、指示値を異常とする。以上の問題点を解決するため、導圧管の詰まりが指示値に異常をきたす前に予知し、除去できる装置の開発を行っている。ここでは、その開発について報告する。

1.　はじめに

再処理工場における放射性流体の液位・密度等の物理量は、主にエアーパージ測定法によって測定されている。

本測定法は、放射性流体に導圧管を挿入するだけで、検出部には可動部を全く持たず、メンテナンスが容易なため、原子力関係施設では、幅広く採用されている。

その一方で、溶液からの塩の析出・蓄積等が原因で導圧管先端部を詰まらせるという問題点もよく知られている。

導圧管の詰まりは、液位・密度等の指示値変動の原因となり、工程監視に影響を与える。そのため、計測系の保全作業の大部分が、これらの詰まり除去作業である。

以上の問題点を解決するため、導圧管の詰まりが計測系に異常をきたす前に予知し、その詰まりを除去する装置の開発を行っている。ここでは、導圧管の詰まり予知の方法に関して報告する。

2.　開発の目的

計装導圧管の詰まりを計測系に異常をきたす前に予知し、その詰まりを除去できる装置を開発することにより、メンテナンスに関するマンパワーの減少を図り、工程監視上健全で安定したエアーパージ測定法の確立を目的としている。

3.　エアーパージ測定法

3.1　測定概念[1)]

図１は、エアーパージ測定法の概要を示したものである。

貯槽内に導圧管を挿入し、計装用圧空を流すと導圧管内には液位に比例した圧力（以下「背圧」という）が発生する。設置位置の異なる導圧管の背圧を測定し、その差をもとめることにより、貯槽内の液位、密度等を知ることができる。

3.2　導圧管の詰まり

模擬溶液により、導圧管を詰まらせた状態を写真１に示す。

導圧管の先端部に塩が析出・蓄積すると、導圧管の内径は小さくなる。このことにより、背圧が上昇する。

図１を用いて説明する。導圧管－aが詰まると、

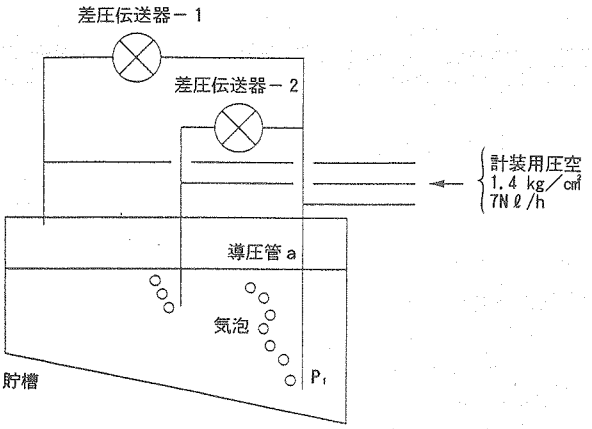


図1　エアーパージ測定法

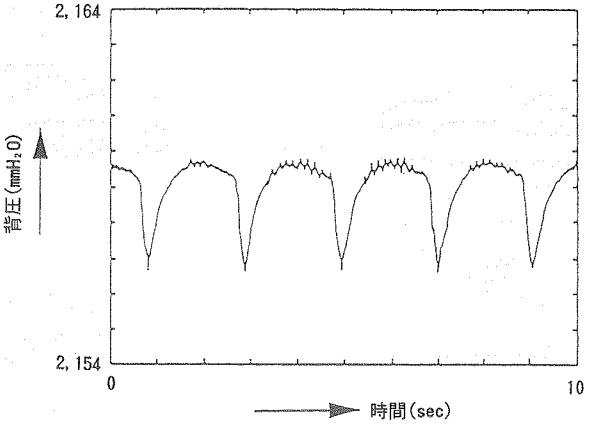


図2　背圧変動波形の例（詰まり無し）

背圧P_1は上昇し、差圧伝送器－1および2の電気信号もそれぞれ上昇する。その結果、測定データに変動が生じ、工程監視に影響を与える。

4.　詰まり予知・除去装置[2)]

4.1　詰まり予知原理

導圧管に発生する背圧は、液中に放出される気泡の周期に同期して図2に示すように、わずかに変動している。この変動は、導圧管先端部に詰まりが発生し、内径が小さくなれば図3に示すような変化を起こす。これは詰まりの発生により気泡の放出形態が、比較的大きな気泡発生による長周期的な放出から、小さな気泡発生による短周期的な放出に変化したためである（図4参照）。これに伴って気泡の周波数（以下「バブリング周波数」という）および圧力変動幅も変化を起こす。

これらの変化を連続的にモニタリングすることによって、詰まりの有無を予知するものである。

4.2　装置概念[3)]

図5は、計装用導圧管詰まり予知・除去装置の概念を示したものである。

試験貯槽を写真2に、演算処理装置およびトランスミッターラックを写真3に示す。

導圧管に生じた背圧は、入力選択装置に導かれて微圧変動測定装置に入力される。微圧変動測定装置の電気信号は、演算処理装置に送られて解析される。詰まり除去装置は、差圧伝送器と導圧管との間に設置され、計装用圧空と演算処理装置からの電気信号によって制御される。電気信号を受けた詰まり除去装置は、電磁弁等の切り換えを行い、圧空または水、硝酸を吹き込んで、一連の除去作業を終了する。

5.　試験

導圧管先端部の詰まりに対する、圧力変動幅、バブリング周波数および測定値の関係を調査し、

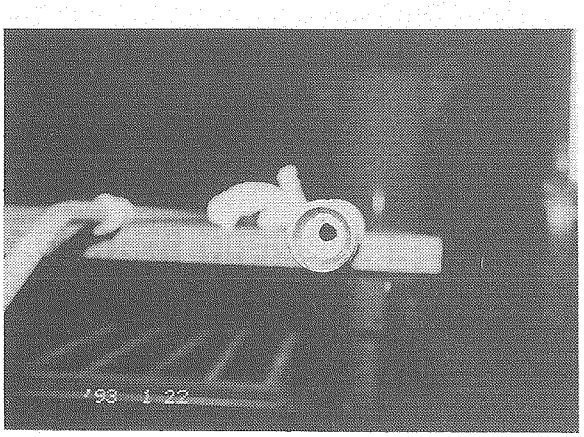


写真1　導圧管先端部の詰まり状況

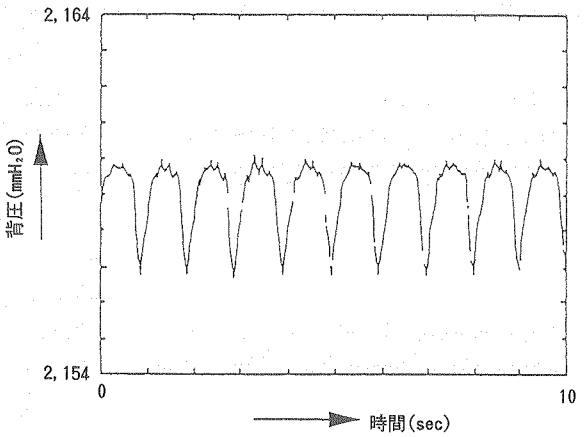


図3　背圧変動波形の例（詰まり有り）

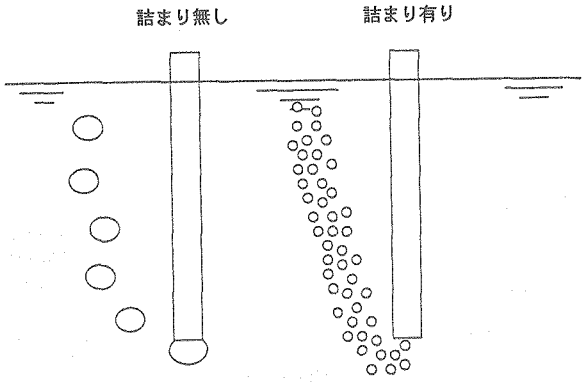


図４　気泡の放出状態

測定値に異常をきたす前に、導圧管の詰まりが予知できることを確認する。なお試験は、先端部内径の異なる導圧管を数種類作成し、それを用いて試験を行った。

6.　試験結果

6.1　バブリング周波数に対する影響

バブリング周波数と、導圧管先端部内径との関係を図６に示す。

塩の析出・蓄積等による詰まりにより、導圧管先端部内径は小さくなる。その結果、バブリング周波数も上昇することとなる。内径が15㎜のとき、バブリング周波数は1.5Hzであるが、詰まりの成長に伴いバブリング周波数も上昇を続け、内径が4.5㎜になったとき、周波数は４Hzまで上昇する。その後もバブリング周波数は、詰まりの成長とともに上昇するが、内径約2.5㎜を境に下降を始め、内径１㎜で2.3Hzになる。

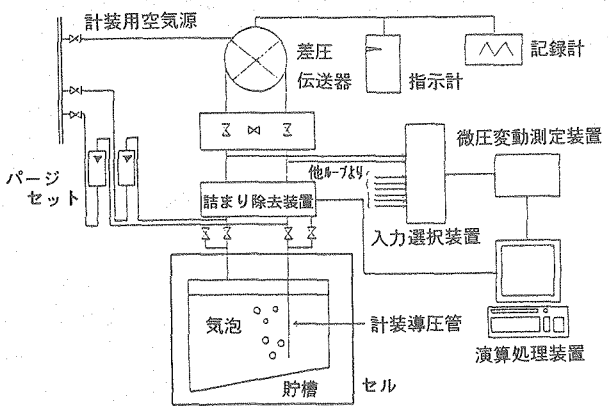


図５　計装用導圧管詰まり予知・除去装置概念

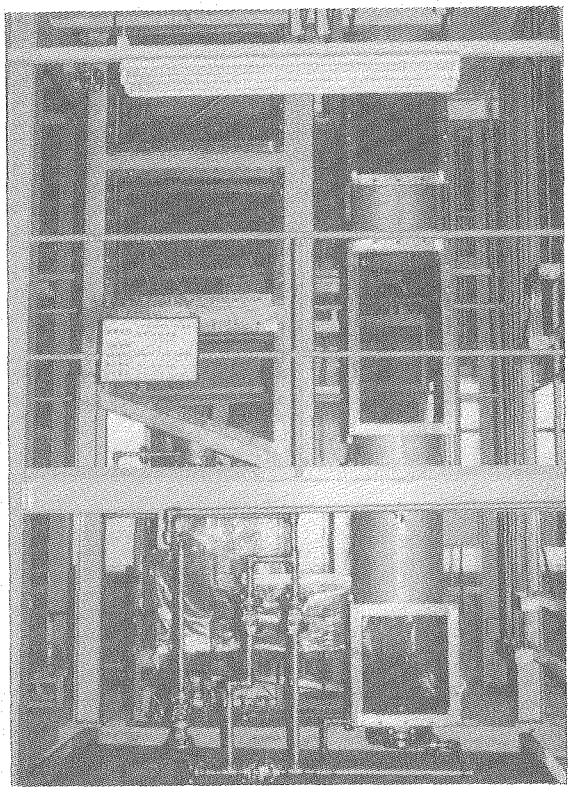


写真２　試験貯槽

6.2　圧力変動幅に対する影響

圧力変動幅と、導圧管先端部内径との関係を図７に示す。

圧力変動幅は、導圧管先端部内径が15㎜のとき４㎜H_2Oであるが、内径が４㎜まで閉塞すると上昇を開始し、内径が２㎜になったときには、10㎜H_2Oにまで上昇する。

6.3　背圧測定値に対する影響

背圧測定値と、導圧管先端部内径との関係を図

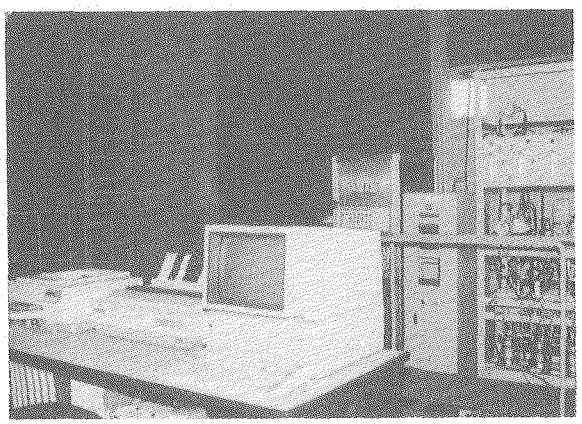


写真３　演算処理装置およびトランスミッターラック

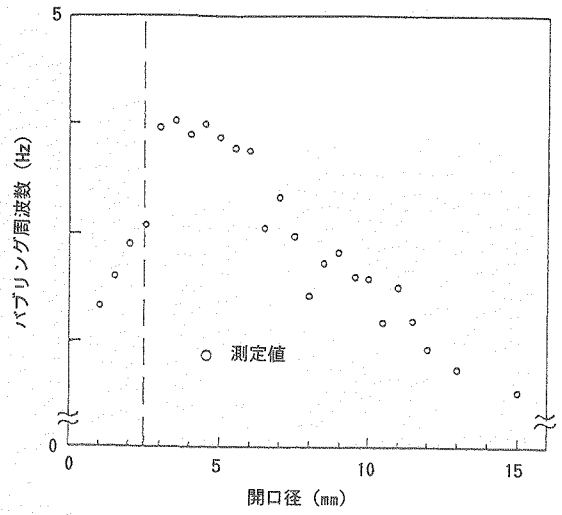


図6　導圧管先端部内径とバブリング周波数の関係

8に示す。

背圧測定値は、導圧管先端部内径が約2.5mmまでは、計器誤差範囲内にあるが、内径が約2.5mm以下になると急激に上昇し、測定値に異常をきたす事がわかる。

6.4　詰まり以外の影響

エアーパージ測定法において、圧力変動幅およびバブリング周波数に影響を及ぼす因子として、導圧管先端部の詰まり以外に液位変動、導圧管長さ・容量、圧空流量、導圧管先端形状があり、これらの影響についても調査を行い、以下の結果を得た。

(1)　液位変動に対する影響

測定対象を水として、温度・圧力が一定の場合、液位変動は、バブリング周波数および圧力変動幅に影響を与えない。

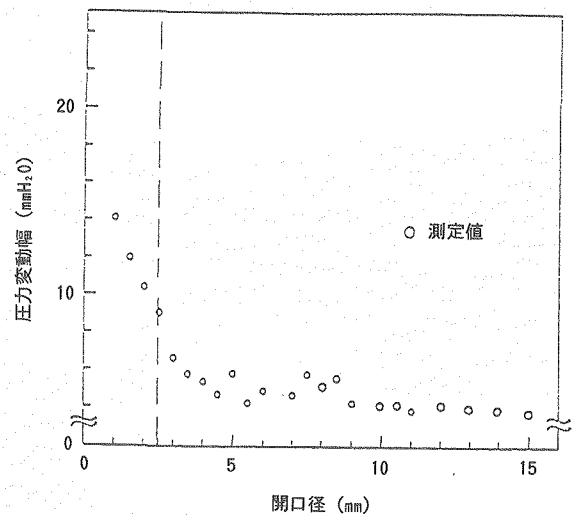


図7　導圧管先端部内径と圧力変動幅の関係

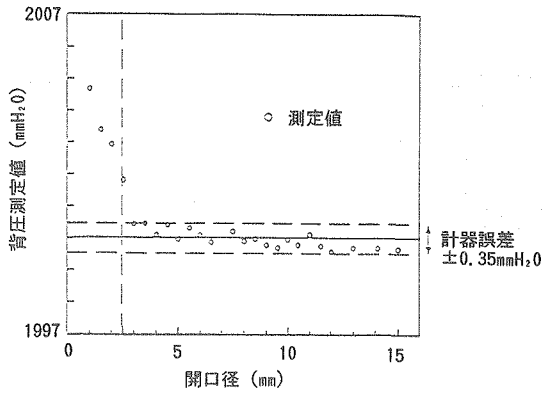


図8　導圧管先端部内径と測定値の関係

(2)　導圧管長さ・容量に対する影響

導圧管長さ・容量の変化は、バブリング周波数および圧力変動幅に影響を与えない。

(3)　圧空流量に対する影響

圧空流量とバブリング周波数は、比例関係にあり直線性が見られた。

圧空流量は、バブリング周波数への影響が顕著であるため、詰まりを予知する際には、圧空流量をできるだけ一定に保つ必要がある。

なお、圧力変動幅への影響は見られなかった。

(4)　導圧管先端形状に対する影響

導圧管先端形状は、各形状毎に固有のバブリング周波数および圧力変動幅を有するため、詰まりを予知する際には、導圧管先端形状毎の固有値を考慮する必要がある。

7.　結論

バブリング周波数は、導圧管に詰まりが発生し、内径が小さくなるにつれて上昇を開始するが、測定値が影響を受けるのは、導圧管内径が約2.5mm以下になったときである。

測定値に変化が現れる前にバブリング周波数に変化が現れるため、導圧管の詰まり予知は可能である。

バブリング周波数は、導圧管先端部内径が約2.5mm以下になると周波数が減少するため、バブリング周波数だけではそれ以下の詰まりが確認できないが、圧力変動幅を併せて観察することにより、導圧管の詰まりが確認できる。

8.　おわりに

以上のことより、バブリング周波数と圧力変動

幅を連続モニタリングすることは、導圧管の詰まりを予知する方法として有効であることが確認できた。

これまでは、モックアップ試験装置による試験を行ってきたが、今後は実際の使用条件下での実証試験を進め、工程監視および計量管理上でより安定したエアーパージ測定法の確立を図る。

参考文献

1）福有義裕，他：エネルギー・資源，Vol.12，No.4 41～46 (1991).
2）田中信幸，他：日本原子力学会，『1990年秋の年会』：L21 (1990).
3）田中信幸，他：日本原子力学会，『1992年春の年会』：B32 (1992).

技術小論

熱－水－応力連成モデルの開発・確証に関する国際共同研究「DECOVALEX」の経緯と今後の取り組みについて

藤田　朝雄　　千々松正和

東海事業所環境技術開発部

資料番号：96－10

Results and Future Plan on International Co-operative Research Project, 'DECOVALEX'

Tomoo Fujita　　Masakazu Chijimatsu

(Waste Technology Development Division, Tokai Works)

「DECOVALEX」は、高レベル放射性廃棄物の地層処分における熱－水－応力連成モデルの開発・確証を目的とした国際共同研究であり、7カ国11機関の参加のもとに、1991年9月より3カ年計画で、各機関から提案された連成試験データ等の解析、モデル／解析コードの比較検証等の作業が進められてきた。動燃事業団は、本研究の効果的推進と国際協力等の観点から「DECOVALEX」には、発足の準備段階から参画し、緩衝材大型試験設備で取得したデータを提供して、共同解析、取りまとめを行う等、積極的に対応した。本共同研究により、各国の連成試験データ等が共有化され、各種の連成モデル／解析コードの適用性、改良点、課題等が明らかにされた。

1.　はじめに

高レベル放射性廃棄物の地層処分における廃棄体周辺では、廃棄体の発熱、緩衝材への地下水の浸潤および浸潤による膨潤圧の発生、岩盤内の地下水流動および地圧の作用という複数の現象が相互に作用し合って生じることが予想される。この現象の解明は、地層処分の研究を行っている国に共通の重要な課題の一つである。「DECOVALEX」(International co-operative project for the DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments in nuclear waste isolation)は、このような熱－水－応力連成モデルの開発・確証を目的とした国際共同研究であり、7カ国11機関の参加のもとに、1991年9月より3カ年計画で、各機関から提案された連成試験データ等の解析、モデル／解析コードの比較検証等の作業が進められてきた。

本報告では、「DECOVALEX」の経緯（目的、運営方法、組織等）、動燃事業団の対応および成果と今後の取り組み等について論ずるものである。

2.「DECOVALEX」の経緯

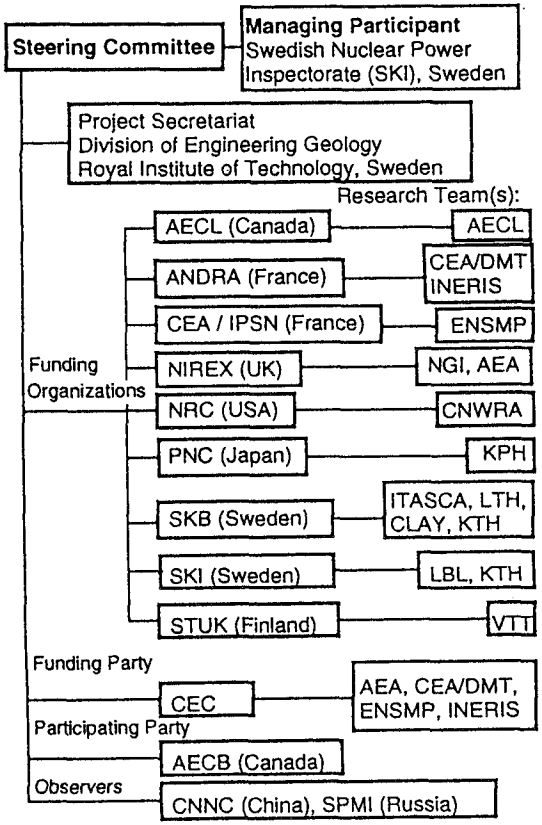
「DECOVALEX」は、スウェーデンのSKI (Swedish Nuclear Power Inspectorate)の提案により、1991年4月に発足し、以下のとおり研究活動を進めてきた。

2.1　目的

「DECOVALEX」では、一同に会した場において熱－水－応力連成試験データの相互提供、熱－水－応力連成モデル／解析コードの適用性評価および検証、熱－水－応力連成モデルの確証試験の設計提案を目的としている。

2.2　運営方法・組織（図1参照）

「DECOVALEX」では、参加機関(Funding Organization)の代表者による調整会議(Steering Committee meeting)とワークショップが年1～2回程度開催される。調整会議は、プロジェクトの運営、予算管理、ワークショップの開催等について調整を図る場であり、原則として参加機関の参加の下に行われる。ワークショップでは、各参加機関が編成する研究チーム(Research Team)の参加の下に、実際の解析結果の発表・討議を行う。また、研究チームは活動成果の論文作成等も行う。その他、専属事務局が設置されプロジェク



AECL	Atomic Energy of Canada Ltd.	カナダ原子力公社
ANDRA	Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs	放射性廃棄物管理国家機関（仏）
CEA/DMT	Commissariat à l 'Energie Atomique/Département de Mécanique et de Technologie	原子力庁／機械工学部（仏）
IPSN	Institute of Physical and Chemical Research	原子力防護安全研究所
ENSMP	Ecole Nationale Supérieure des Mines de paris	国立パリ鉱山（仏）
NIREX	Nuclear Industry Radioactive Waste Executive	原子力産業放射性廃棄物管理会社（英）
NGI	Norwegian Geotechnical Institute	ノルウエー地質研究所
AEA	Atomic Energy Authority	AEAテクノロジー社（英）
NRC	Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会（米）
CNWRA	Center for Nuclear Waste Regulatory Analyses	核廃棄物規制解析センター（米）
PNC	Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation	動力炉・核燃料開発事業団
KPH	Kyoto University,PNC,HAZAMA Corporation Technology	京都大学、動力炉・核燃料開発事業団、（株）間
SKB	Svensk Kärnbränslehantering AB	スウエーデン核燃料廃棄物管理会社（旧SKBF）

ITASCA	ITASCA Geomechanics AB	ITASCA 社（米）
LTH	Lund University of Technology	ルンド工科大学
CLAY	CLAY Technology AB	CLAYテクノロジー社（スウエーデン）
KTH	Royal Institute of Technology	スウエーデン王立工科大学
SKI	Statens Kärnkraftinspektio	原子力検査局（スウエーデン）
LBL	Lawrence Barkeley Laboratory	ローレンスバークレー国立研究所（米）
STUK	Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety	フィンランド原子力安全センター
VTT	Technical Research Center of Finland	フィンランド技術研究所
CEC	Commission of the European Communities	欧州共同体委員会
INERIS	INERIS/laboratoire de Mécanique des Terrains Parc de Saurupt	Parc de Saurupt地球物理研究所（仏）
AECB	Atomic Energy Control Board	原子力管理委員会（加）
CNNC	China National Nuclear Corporation	中国原子力公社
SPMI	St.Petersburg Mining Institute	St.Petersburg鉱山研究所

図 I　DECOVALEXの組織

ト報告書、図書の作成等を行っている。

2.3　研究活動

これまでの研究活動を以下に示す。

・1990年６月　発足準備会：３カ年研究計画、組織運営計画(案)作成
・1991年４月　プロジェクト発足会議：３カ年研究計画、組織、体制の承認
・1991年９月　第１回調整会議
・1992年５月　第１回ワークショップ、第２回調整会議（スウェーデン）
・1993年３月　第２回ワークショップ、第３回調整会議（アメリカ）
・1993年10月　第３回ワークショップ、第４回調整会議（日本）
・1994年５月　第４回ワークショップ、第５回調整会議（イギリス）
・1994年10月　第５回ワークショップ、第６回調整会議（フランス）
・1995年３月　第７回調整会議（アメリカ）

これまでに取り扱った解析例題（BMT；ベンチマークテスト、TC；テストケース）を表１に、活動スケジュールを図２に示す。また、研究成果報告書等は以下のとおりである。

(1)　DECOVALEX発行

＊DECOVALEX－Mathematical Models of Coupled T－H－M Processes for Nuclear Waste Repository I, SKI report, 1993

＊DECOVALEX－Mathematical Models of Coupled T－H－M Processes for Nuclear Waste Repository II, SKI report, 1994

＊Development of Coupled Models and Their Validation against Experiments－DECOVALEX Project, GEOVAL '94

＊DECOVALEX－Mathematical Models of Coupled T－H－M Processes for Nuclear Waste Repository III, SKI report, 1995（作成中）

＊Mathematical modelling and experimental studies of coupled thermo－hydro－mechanical processes in fractured media. －Recent developments based on the DECOVALEX －project on issues related to geological disposal of radioactive waste,（出版準備中）

＊THERMO－HYDRO－MECHANICAL COUPLING IN ROCK MECHANICS, International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, 1995

(2)　動燃事業団発行

＊Technical report of TC－3, Big－Ben experiment（作成中）

＊放射性廃棄物処分場を想定した亀裂性岩盤の熱－水－応力連成解析について、第９回岩の力学国内シンポジウム，1994

＊亀裂性岩盤の連成解析手法の確証プロジェクトDECOVALEX、土と基礎、1995(投稿中)

表１　DECOVALEXで検討された問題一覧

問題名	問題の概要	目的
BMT1	二つの直交する亀裂を持つ領域（横3,000m×深さ1,000m）の中央部に処分施設が設定され、そこから発熱する状態で二次元熱・水・応力連成問題	多くの亀裂を含む広い領域での問題に対する計算コード適用性の検討
BMT2	４つの交差する亀裂と９つの岩体ブロックからなる場（0.75×0.5m：二次元）で発熱元を持つ熱・水・応力連成問題	熱対流を含む場での熱・水・応力連成コードの比較。特に亀裂形状が単純であるので不連続体と連続体手法の直接比較が可能
BMT3	現実的なランダムな分布を持つ亀裂場（50×50m：二次元）での処分場周辺の熱・水・応力連成問題	ニアフィールドの解析可能性の検討
TC1	単一亀裂を持つ供試体のせん断挙動と透水性変化の試験	単一亀裂のせん断応力～ひずみの構成則と開口幅～透水係数関係モデルの検証
TC1:2	TC1と基本的に同じだが、実験の幾何学的条件を改良した試験	同　上
TC2	フランスで行われた原位置岩盤加熱試験（10×10×5m）	特に、熱・応力連成問題の実際問題を用いた検証
TC3	日本で行われた大規模緩衝材実験による熱・水・応力連成問題	緩衝材中の飽和・不飽和領域での熱・水・応力連成問題の検証
TC4	フィンランドで行われた温度制御のできる三軸試験。単一亀裂を供試体が含む。	単一亀裂の熱・水・応力連成挙動の構成則の検証。
TC5	アメリカで行われた直接せん断試験機によるせん断～流れ試験	自然亀裂の水・応力連成挙動の構成則の検証。
TC6	スウェーデンで行われた単一亀裂に対する単孔式注入試験	自然の原位置亀裂の水・応力連成挙動の解析の検証

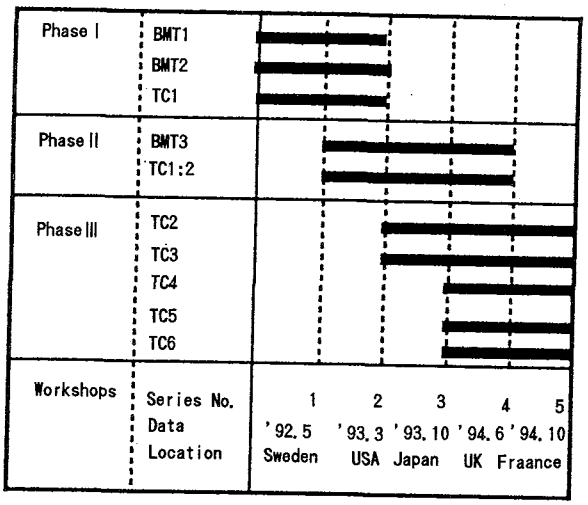


図２　活動スケジュール

3．動燃事業団の対応

3．1　研究チーム

動燃事業団は、大学等の研究者を含む研究チームKPH (Kyoto university, PNC, and Hazama)を編成し、連続体の連成コードTHAMESを改良して、不連続性岩盤の連成現象に関する解析評価や、緩衝材大型試験データを提供し、その解析結果の取りまとめ等の作業を進めてきている。

＜研究チームメンバー＞

- 京都大学　大西有三教授
- 岩手大学　小林晃助教授
- ハザマ　千々松正和、雨宮清
- 動燃事業団　原啓二、藤田朝雄、茂呂吉司

3．2　これまでの成果

熱－水－応力連成現象に関する様々なベンチマークテスト、テストケース（表１）の解析比較を通じて、各種の連成モデル／解析コード（表２）の適用性、改良点、課題等が明らかになった。本研究チームは主として、BMT－1、BMT－3、TC－3の連成問題に取り組み、様々な知見を得るとともにこれまで開発したモデル／解析コードがおおむね適用し得ることや、改良点、今後の課題等を明らかにすることができた。BMT－1は、二つの直交する亀裂を持つ領域（横3,000m×深さ1,000m）の中央部に処分施設が設定されている場（ファーフィールド）を対象とし、処分施設からの発熱状態における二次元熱－水－応力連成問題である(図３)[1]。BMT－3は、現実的なランダムな分布を持つ亀裂場(50×50m：二次元)での人工バリア周辺(ニアフィールド)の熱－水－応力連成問題である(図４)[2]。TC－3は、動燃事業団で実施した緩衝材大型試験設備(BIG－BEN)における熱－水－応力連成問題である（図５)[3]。以下にそれらの共同解析を通じて得られた知見等の概要を示す。

表２　DECOVALEXで用いられた解析コード一覧

コード名	解析チーム	適用問題	特　徴
MOTIF	AECL(カナダ)	BMT2, TC1, TC1:2, TC6	有限要素法：三次元の浸透流、熱移動および擬似定常の熱－水－応力連成解析
THAMES	KPH(日本)	BMT1, BMT3, TC3, TC5	有限要素法：クラックテンソルを用いた熱－水－応力連成解析
ADINA-T & JRTEMP	VTT(フィンランド)	BMT2	有限要素法、二次元熱移動解析(ADINA－T) 浸透流を伴わない変形解析(*JRTEMP*)
ROCKMAS	LBL(アメリカ) KTH(スウェーデン)	BMT2, TC1, TC1:2, TC6	有限要素法：ジョイント要素を用いた二次元熱・水・応力連成解析
CHEF HYDREF VIPLEF	ENSMP(フランス)	BMT1, TC2	有限要素法：ジョイント要素を用いた二次元熱－水－応力連成解析
TRIO-EF & CASTEM-2000	CEA/DMT(フランス)	BMT1, BMT3	有限要素法：熱－水－応力連成解析
NAPSAC	AEA(イギリス)	BMT3, TC6	亀裂ネットワーク手法(DEN):浸透流解析
FRACON	AECB(カナダ)	TC6	有限要素法：ジョイント要素を用いた水－応力連成解析
ABAQUS	CNWRA(アメリカ) CLAY(スウェーデン)	TC3, TC5	有限要素法：熱－水－応力連成解析
FLAC(2D)	ITASCA(スウェーデン)	BMT3	差分法：熱－水－応力連成解析
UDEC	CNWRA(アメリカ) INERIS(フランス) NGI(ノルウェー) ITASCA(スウェーデン) VTT(フィンランド)	BMT1, BMT2 BMT3, TC1, *TC1:2*	個別要素法(DEM):変形するブロックの熱－水－応力連成解析
3DEC	INERIS(フランス)	TC2	個別要素法(DEM):三次元熱・応力連成解析

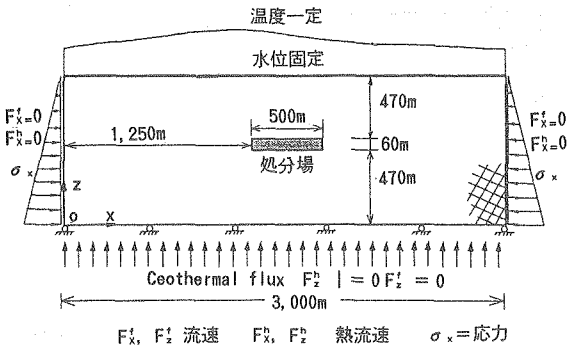


図３　ファーフィールド問題（BMT-１）

(1)　BMT－1

温度変化により生じる浮力の影響による自然対流現象を表現するためには、地下水の基礎式において、水圧の差による地下水移動の項を改良する必要がある。このような取り扱いを行わない場合には、自然対流現象が全く異なって表現される。

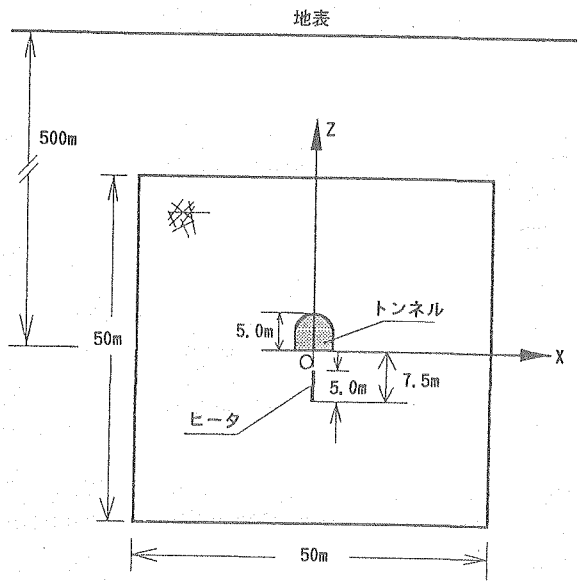
地下水流速は、透水係数の応力依存性のモデル化の違い、連続体・不連続体の違いにより、全く異なる結果になる可能性がある。

亀裂部分と岩体部分の熱的特性に差がない場合には、温度分布は連続体・不連続体手法とも、おおよそ同じ結果となる。

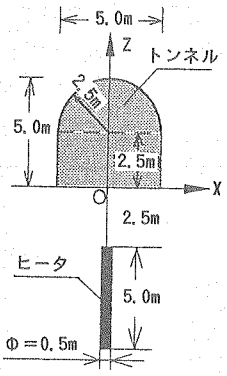
変形は、亀裂を陽に評価する不連続体手法の方が連続体手法よりも大きい結果となる。また、不連続体手法として、ジョイント要素を用いても個別要素法を用いても変形の評価はさほど変わらない。

(2)　BMT－3

日本では、個別要素法による解析は余り一般的ではないが、欧米では、かなり用いられている。しかし、岩盤の亀裂が多い場の問題では、解析領域の拡縮、主要な亀裂のみの抽出、統計処理等が必要となる。また、非定常解析を行うためには、かなり高速な計算機が必要となり、ハード面での



a)　解析モデル



b)　解析モデルの詳細図

図4　ニアフィールド問題（BMT-3）

課題があることが明らかになった。

連続体モデルは現在のところ最も連成問題に適用しやすいモデルといえるが、亀裂場のモデル化に課題が残る。今回の検討の結果、変形による透水性の変化を、どのようにモデル化するかが、解析結果に大きく影響することが明らかになった。

亀裂ネットワークモデルは浸透流解析に重点がおかれており、地下水の流れが変形に与える影響を考慮することは現状では難しい。

温度解析については、全モデルで同様の結果を示したが、温度の亀裂内の浸透流への影響を考慮することは難しく今後の課題となっている。変形と浸透流は、モデルにより異なった結果を示しており、亀裂のせん断特性のモデル化、亀裂面内の浸透経路等の評価が今後の課題となっている。

(3)　TC−3

緩衝材を取り扱ったテストケースとして動燃事業団で実施した緩衝材大型試験の結果を提案するとともに他のモデルとの比較を実施した。この問題には、熱−水−応力が完全に連成したモデルと水−応力のみの連成モデルに熱解析をイテレーションで組み込むモデルが用いられた。また、日本、スウェーデンチームは、不飽和水分移動に温度勾配による水分拡散を考慮し、アメリカチームはそれを考慮せずに不飽和浸透流のみの解析を実施した。その結果、高含水領域の浸潤挙動はどの解析でも実験値にほぼ一致した。これは、それぞれ含水比に対するパラメータの非線形性を考慮したことと、高含水領域では、水分拡散の影響が小さいためである。水分量が初期値より低下する低含水領域については、水分拡散が大きく寄与することから、信頼性の高い水分拡散係数の温度依存性のデータが重要となる。また、膨潤挙動に関しては、現在のところ直接その挙動を取り扱うモデルはなく、膨潤挙動モデルの開発が今後の課題となっている。

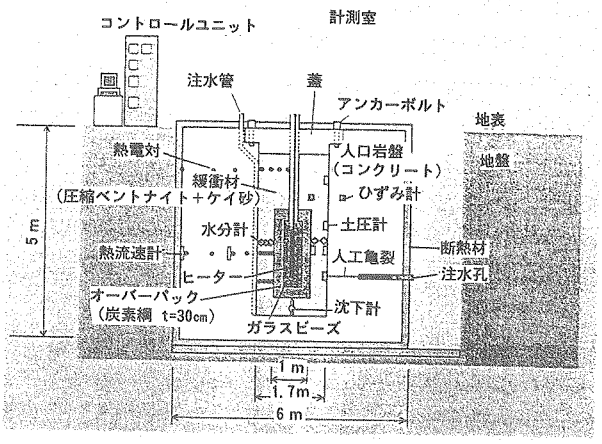


図5　緩衝材大型試験設備（TC-3）

4.　今後の取り組み

1994年10月にフランスで行われた第6回調整会議において、当初の3カ年研究計画をさらに3カ年延長して共同研究を進めることが確認された。動燃事業団としても、本試験研究の効果的推進等の観点から、継続して積極的に対応していくこととした。

第2フェーズでは、不飽和・不連続性岩盤中の熱−水−応力連成モデル／解析コードの開発・確証に関する研究として、原位置試験に重点を置くことになり、Task 1としてNIREX（イギリス）の提案するSellafieldにおける立坑試験をTask 2

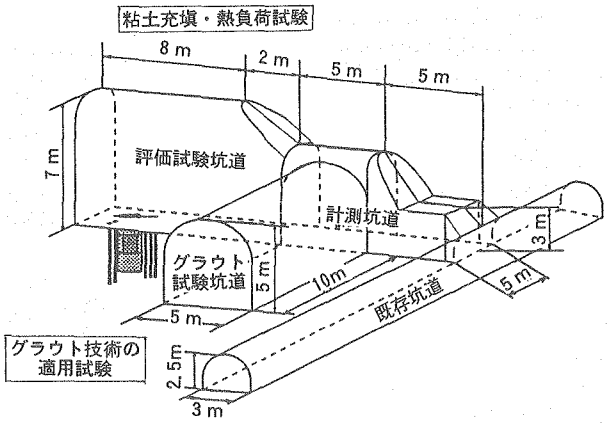


図６　釜石人工バリア試験鳥瞰図

として動燃事業団が釜石で実施中の人工バリア試験を中心に共同解析を進めることになった。また、前フェーズでも議論された岩盤不連続面のモデル化(Task 3)と性能評価における連成現象の取り扱いに関する科学的見解のとりまとめ(Task 4)も行うこととなっている。

4.1　釜石人工バリア試験（図６参照）[4)]

これまでに動燃事業団東海事業所の大型緩衝材試験設備において、人工バリアの熱－水－応力連成現象に着目した工学規模の試験を実施している。今後は、ニアフィールド環境である周辺岩盤の挙動が人工バリアに与える影響の把握、周辺岩盤を含むニアフィールド性能の定量的評価および大型試験による人工バリアの品質性能の確認を行い、地層処分技術の信頼性向上をはかることが重要となっている。そのため、釜石原位置試験場において、人工バリアの品質性能の確認およびその実岩盤条件下でのニアフィールド連成挙動を評価することが必要となっている。そこで、原位置において粘土膨張・熱負荷によるゆるみ領域の影響評価試験を実施することとした。

試験工程は試験坑道の掘削、岩盤特性調査、試験孔の掘削および試錐、緩衝材施工、連成試験の順であり、約１年半かけて熱－水－応力連成データを取得する（表３）。

5.　おわりに

本報告では、地層処分における熱－水－応力連成モデルの開発・確証を目的とした国際共同研究「DECOVALEX」の経緯（目的、運営方法、組織等)、動燃事業団の対応および成果ならびに今後の取り組みについて論じた。

「DECOVALEX」に参加することにより、熱－水－応力連成現象に関する様々なモデルや解析コードを一つの場で議論することができ、その多くのベンチマークテストやテストケースに関する適用性を評価することができた。また、各々の室内試験や原位置試験のデータを共有化することができた。これらの活動は、今後、熱－水－応力連成現象に関するモデル化や試験に資するものと思われる。

「DECOVALEX」の目的の一つに、熱－水－応力連成現象に関する数学モデルの確証がある。しかしながら、実際は各モデルを用いた計算結果や実験結果との比較に留まっており、モデルの確

表３　熱膨張･熱負荷による緩み領域の影響評価工程

項　目	内　容	工程 平成５年	平成６年	平成７年	平成８年	平成９年
試験計画案の検討						
試験坑道および計測坑道の掘削						
岩盤特性調査	試錐・計測孔内壁面観察 透水試験 孔内載荷試験 機器設置 計測					
試験孔の掘削および試錐	試錐・計測孔内壁面観察 試験孔掘削・壁面観察					
岩盤特性調査	ポンプ 孔内載荷試験 室内岩石試験					
緩衝材施工	孔口周り工事 緩衝材の設置（締め固め方式） 発熱体，緩衝材中の計器の設置 プラグ（ふた）の施工					
連成試験	膨潤・加熱 注水ポンプ 計測 トモグラフィー 孔内載荷試験 透水試験					

証方法やモデルを性能評価上どのように使用していくかまでの知見は得られていない。これらは、今後の第２フェーズで取り扱われる重要な項目になっている。

参考文献

1）DECOVALEX－Mathematical Models of Coupled T－H－M Processes for Nuclear Waste Repository I, SKI Report, (1993).
2）DECOVALEX－Mathematical Models of Coupled T－H－M Processes for Nuclear Waste Repository II, SKI Report, (1994).
3）DECOVALEX－Mathematical Models of Coupled T－H－M Processes for Nuclear Waste Repository III, SKI Report, (1995) (作成中).
4）T.Fujita, Y.Sugita, T.Sato, H.Ishikawa and T.Mano：Plan of Coupled Thermo－Hydro－Mechanical Experiment at the Kamaishi Mine, PNC TN8020 94-005, (1994).

技術小論

再処理低放射性廃液からの核種除去に関する研究

小林　師　　飯島　和毅　　宮本　陽一
中西　芳雄

東海事業所環境技術開発部

資料番号：96－11

The Study on Radionuclides Removal from Low Level Liquid Waste from the Reprocessing Plant.

Ikusa Kobayashi　Kazuki Iijima　Yoichi Miyamoto
Yoshio Nakanishi
(Waste Technology Development Division, Tokai Works)

東海・再処理工場で発生する高塩濃度の低放射性廃液から放射性核種を除去する方法について、プロセスの選定理由、構成、各工程の最適処理条件を示すとともに、実際の低放射性廃液を用いたホット試験で得られた核種除去性能を示す。

1. はじめに

東海・再処理施設から発生する硝酸ナトリウム($NaNO_3$)を主成分とする高塩濃度の低放射性廃液は、現在蒸発濃縮した後、アスファルト固化処理している。アスファルト固化は塩と放射性核種を分離せず、アスファルトと混合し固化する方法のため、減容性は低い。そのため、塩から放射性核種を選択的に分離・除去し、除去した放射性核種のみを処分の対象とし、塩は再利用を図る等して、大きな減容を図る核種除去法の開発が必要である。

本報では、核種除去法の選定、構成、コールド基礎試験等で求められた各工程の最適処理条件を示すとともに、放射性核種の除去性能を確認するために実施した実際の低放射性廃液を用いたホット試験結果について報告する。

2. 核種除去方法

2.1 対象廃液

処理対象廃液となる低放射性廃液は、再処理施設の分離精製工場、分析所等から発生する低放射性の廃液を廃棄物処理場の低放射性廃液第一蒸発缶で蒸発処理した濃縮液(MAW)および第三低放射性廃液蒸発処理施設の低放射性廃液第三蒸発缶で蒸発処理した濃縮液(LAW)である。

両廃液とも$NaNO_3$を主成分とし、他にNa_2CO_3、$NaNO_2$を含む約400g/ℓの高塩濃度の廃液であり、プルトニウム、アメリシウム等のTRU核種やウラン等のα核種、さらにヨウ素、セリウム、ルテニウム、ストロンチウム、セシウム等の$\beta\gamma$核種を含んでいる。また、カルシウム、マグネシウム等の夾雑物も多く含んでいる。

MAWは、低放射性廃液としては高濃度の放射性核種を含んでおり、各放射性廃液濃度は10^2～10^5Bq/mℓとなっている。LAWの放射性核種濃度は、MAWより2桁程度低い値となっている。

2.2 核種除去の目標

核種除去の究極の目標は、塩と放射性核種を完全に分離し、放射性核種を含まない塩と塩を含まない放射性核種を得ることである。しかし、完全な分離の達成は非常に困難なため、現実的な目標は、処理液からα核種を除去し、その固化体がTRU廃棄物とならないようにすること（非TRU化）および処理後の塩溶液を酸とアルカリに分解し、再処理施設で再利用できるレベルまで放射性核種を低減することである。最大量の放射性核種を含有するMAWを非TRU化し、塩分解後再利用可能とするためには、東海・再処理施設においては、除染係数(DF)として10^5程度が期待される。

2.3　核種除去付の選定

核種除去付は、運転条件の設定や二次廃棄物発生量の観点から、できる限り少ないプロセスで構成されることが望ましい。しかし、低放射性廃液にはプルトニウム、アメリシウム等のTRU核種やウラン等のα核種、さらにヨウ素、セリウム、ルテニウム、ストロンチウム、セシウム等の$\beta\gamma$核種が多く含まれ、すべての放射性核種を効果的に除去するためには、それぞれの放射性核種の化学的特徴に合わせ、複数の除去プロセスを組み合わせる必要がある。

そのため動燃事業団では、

(1)　ヨウ素をヨウ化銀(AgI)として不溶化し、限外ろ過(UF)膜で固液分離

(2)　プルトニウム、ウラン等のα核種およびセリウム等の$\beta\gamma$核種を硝酸第二鉄($Fe(NO_3)_3$)で共沈させ、UF膜で固液分離

(3)　ストロンチウムとセシウムをそれぞれチタン酸ナトリウムとフェロシアン化コバルトカリウム(T−KCFC)のイオン交換体を用いて、吸着除去

する方法を組み合わせた核種除去法を選定した。

本選定プロセスは、鉄共沈・膜分離を中心に据え、気相に移行しやすいヨウ素を化学沈殿・限外ろ過で最初に除去し、その他の多くの対象核種を鉄共沈・限外ろ過により除去した後、最後にストロンチウムとセシウムをイオン交換で除去する方法である。

鉄共沈・限外ろ過については、

(1)　高いDFが得られる

(2)　多くの核種への適応性が広い

(3)　相変化を伴わず、分離に要するエネルギーが少ない

(4)　高塩濃度に対する適合性が高い

(5)　連続操作が容易である

(6)　高温、高圧等が操作上不要で安全性が高い

(7)　経済性が高い

(8)　原子力分野を含む他分野での適用実績が多い

等により、他の方法に比べ総合的に優れていると判断し採用した。

ストロンチウムとセシウムについては、共沈・限外ろ過では水酸化物の溶解度が大きく除去できないため、実証性が高く、簡便であり、DFが十分とれるイオン交換法を採用した。

2.4　プロセス構成

2.3項で選定した処理プロセスの構成、概要およびプロセスフローを図1に示す。また、工程毎の概要を以下に示す。

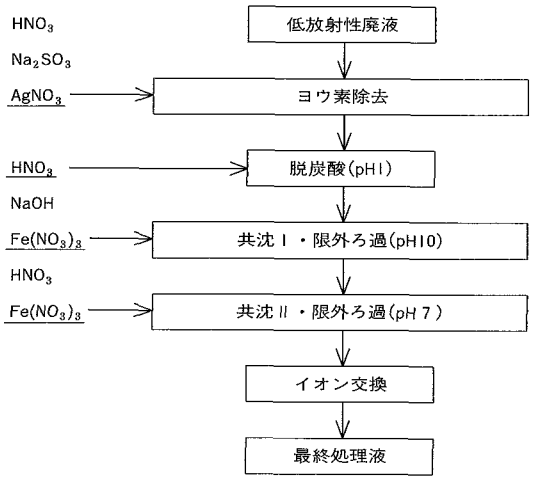


図1　プロセスフロー

2.4.1　ヨウ素除去

低放射性廃液に硝酸(HNO_3)を添加してpH8に調整し、さらに亜硫酸ナトリウム(Na_2SO_3)を添加してヨウ素酸イオンをヨウ化物イオン化した後、硝酸銀($AgNO_3$)を添加してAgIの形でヨウ素を沈殿させる。沈殿はUF膜により濃縮分離する。

2.4.2　脱炭酸

ヨウ素除去液にHNO_3を添加してpH1に調整後、液温を80℃に保ち、エアレーションを行いながら炭酸イオンと亜硝酸イオンを除去する。この処理を行うことにより、ウランやプルトニウムが次の共沈工程で可溶性の炭酸錯体をつくることを防ぐ。

2.4.3　共沈Ⅰ・限外ろ過

脱炭酸液を撹拌しながら$Fe(NO_3)_3$を共沈剤として所定量添加し、pH10に調整する。生成した水酸化第二鉄($Fe(OH)_3$)のフロックはUF膜により濃縮分離する。この処理でウラン、プルトニウム等のα核種、セリウム等の$\beta\gamma$核種を鉄フロックと共沈・除去する。

2.4.4　共沈Ⅱ・限外ろ過

共沈Ⅰ・限外ろ過終了後の試験液に、さらに$Fe(NO_3)_3$を共沈剤として所定量添加し、pH7に調整する。共沈Ⅰと同様に$Fe(OH)_3$のフロックをUF膜により濃縮分離する。この処理で両性金属のアンチモンを除去する。

2.4.5　イオン交換

共沈II・限外ろ過終了後の液から、チタン酸ナトリウムでストロンチウムを、T−KCFCでセシウムを吸着除去する。チタン酸ナトリウムは、ストロンチウムと同じアルカリ土類金属のカルシウムやマグネシウムも同時に吸着するので、カルシウムおよびマグネシウムの吸着に必要な量のイオン交換体を必要とする。

3.　ホット基礎試験

3.1　極低レベル廃液使用ホット基礎試験

平成2年度に再処理工場第三低放射性蒸発処理施設でサンプリングした極低レベル廃液(VLAW)を用いたホット基礎試験を実施し、分析限界値に近い極低濃度領域での核種除去性能の確認を行った。ただし、VLAWの塩濃度および夾雑物濃度は非常に低いため、MAWあるいはLAWの塩濃度および夾雑物濃度に調整したものを試験液とした。

MAWの塩濃度および夾雑物濃度での試験結果を表1に示す。ルテニウム以外の核種については、MAWあるいはLAWのような高塩濃度および高夾雑物濃度の条件下でも、低バックグランドの検出限界値（10^{-3}Bq/cm³オーダー）以下の濃度まで除去することができた。

なお、ルテニウムについては、LAWあるいはMAWを用いた試験で、より高濃度領域での挙動を確認することとした。

3.2　LAWからの核種除去試験

3.2.1　核種除去性能の確認

平成3年度から平成6年度まで、LAWを用いて核種除去性能を確認するホット基礎試験を行った。

表2に試験結果を示す。

試験の結果、最終処理液中の放射能濃度はルテニウムを除き、すべての核種が検出限界値以下となった。よって、本処理法はLAWに対し、ルテニウムを除くすべての核種に対し、良好な核種除去性能を有していると判断された。

表1　VLAWからの核種除去試験結果

核　種	核種濃度（Bq/mℓ）	
	原　液	処理液
全α	8.8E−1	＜5.5E−3
全β	4.6	＜6.4E−1
^{90}Sr	1.0	＜8.1E−3
^{241}Am	n.d.	n.d.
^{144}Ce	2.2	＜1.4E−2
^{137}Cs	2.2	＜2.3E−3
^{134}Cs	4.1E−1	＜2.0E−3
^{125}Sb	n.d.	n.d.
^{106}Ru	2.4	5.8E−2
^{95}Zr	n.d.	n.d.
^{129}I	n.d.	n.d.

n.d.：検出されない

表2　LAWを用いた核種除去試験結果

核　種	核種濃度（Bq/mℓ）	
	原　液	処理液
全α	1.6E+2	＜3.7E−4
全β	1.1E+3	＜3.7E−1
^{90}Sr	n.d.	n.d.
^{241}Am	1.3E+1	＜3.7E−1
^{144}Ce	3.2E+1	＜3.7E−1
^{137}Cs	6.0E+2	＜3.7E−1
^{134}Cs	9.9E+1	＜3.7E−1
^{125}Sb	1.7E+1	＜3.7E−1
^{106}Ru	3.1E+2	4.6
^{95}Zr	n.d.	n.d.
^{129}I	n.d.	n.d.

3.2.2　鉄共沈条件のルテニウム除去への影響

除去が難しいルテニウムについて、LAWを用い、以下の3点に着目して、試験を実施した。

(1)　鉄共沈剤量の影響

鉄共沈剤量を50mg/ℓと1,000mg/ℓの場合で比較した。

試験結果を表3に示す。鉄共沈剤量を1,000mg/ℓとした場合、処理済液中のルテニウムの放射能濃度が最大1桁以上低下し、鉄共沈剤量の大はばな増加はルテニウムの除去に有効であることがわかった。

(2)　鉄共沈時の温度の影響

鉄共沈時の温度条件を室温と50℃の場合で比較した。

試験結果を表4に示す。鉄共沈時の温度条件を50℃とした場合、処理済液中のルテニウムの放射能濃度はほとんど変わらず、鉄共沈時の温度を上

表3　鉄共沈剤量の影響

鉄共沈剤量	核種濃度（Bq/mℓ）		DF
	原　液	処理液	
50mg/ℓ	1.2E+3	5.3	2.3E+2
	1.2E+3	3.6E+1	3.3E+1
	5.8E+2	9.0	6.4E+1
1,000mg/ℓ	6.0E+2	＜3.7E−1	＞1.6E+3
	4.1E+2	7.7E−1	5.3E+2
	3.3E+3	2.2	1.5E+3
	5.6E+3	8.5	6.6E+2

表４　温度の影響

温度	核種濃度(Bq/mℓ)		DF
	共沈前	処理後	
室温	1.5E＋1	7.0	2.1
50℃	1.5E＋1	7.8	1.9

げてもDFの大きな向上にはつながらないことがわかった。

(3)　非放射性ルテニウムの添加[1)]

放射性核種の分離法として、一般的な目的核種と同一の担体を加えて共沈（沈澱）する方法の効果を見るため、鉄共沈前に非放射性のルテニウムを添加した場合としない場合とでDFを比較した。

試験結果を表５に示す。非放射性のルテニウムを廃液中で約150mg/ℓ添加した場合としない場合とで、結果に有意な差は見受けられなかったため、特に非放射性のルテニウムの添加はDF向上に有効でないと判断した。

3.2.3　共沈剤量の影響評価

核種除去性能と減容性の観点から、鉄共沈剤の最適量を評価する試験を実施した。

試験結果を図２に示す。グラフは、横軸に鉄濃度に換算した鉄共沈剤量を、縦軸に共沈Ⅰ・限外ろ過前後の核種濃度から求まるDFをとっている。また、共沈Ⅰにおいて共沈操作を２回繰り返す効果をみる試験も行った。白のポイントは鉄共沈回数２回のデータを、黒のポイントは鉄共沈回数１回のデータを示している。

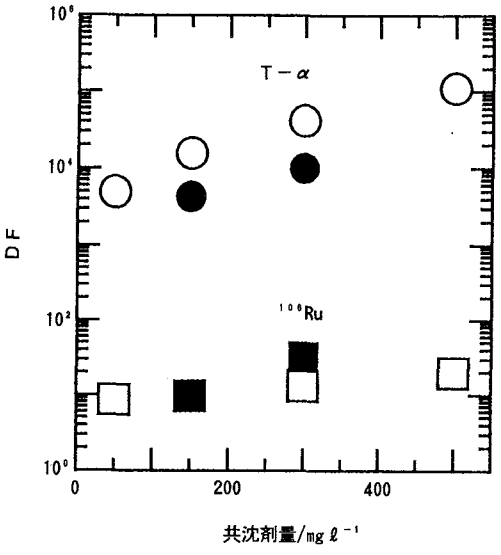


図２　鉄共沈剤量影響評価試験結果
（共沈Ⅰ・限外ろ過工程のDF）

表５　非放射性ルテニウム添加の効果

	核種濃度(Bq/mℓ)		DF
	原　液	処理液	
無添加	6.0E＋2	＜3.7E－1	＞1.6E＋3
	4.1E＋2	7.7E－1	5.3E＋2
	3.3E＋3	2.2	1.5E＋3
	5.6E＋3	8.5	6.6E＋2
添　加	4.6E＋2	＜3.7E－1	＞1.2E＋3

全α核種については、鉄共沈剤量が増加するとDFは大きくなった。また、鉄共沈回数は１回より２回の方が大きなDFが得られたが、１回目の鉄共沈に比べて２回目の鉄共沈の効果は非常に小さいことが分かった。ルテニウムについては、鉄共沈剤量が増加するとDFはわずかに向上したが、鉄共沈回数の影響はほとんど認められなかった。

このように、鉄共沈剤量が多いほどDFは大きくなるものの、鉄共沈スラッジの発生量は減容比に大きく影響するため、大きな減容性を得るためには、鉄共沈剤量はできるだけ少ない方が望ましい。そのため、コールド試験で求めたUF膜の濃縮限界が安全裕度をみて15,000mg/ℓであることから、全α核種の工程全体のDFとして10^5以上が得られ、減容比100が期待できる150mg/ℓが最適鉄共沈剤量と判断した。

鉄共沈回数については、１回目の鉄共沈に比べて２回目の鉄共沈の効果が非常に小さく、鉄共沈スラッジ発生量の増加による減容比の低下および設備の増大を防ぐとの観点から、共沈１では鉄共沈１回が適当と判断した。

3.3　MAWからの核種除去試験

3.3.1　核種除去性能の確認

アスファルト固化処理施設でサンプリングしたMAWを用いて、核種除去性能確認のためのホット試験を実施した。なお、鉄共沈剤量は3.2.3で求めた150mg/ℓとした。

鉄共沈・限外ろ過工程での全αのDFを表６に示す。

試験の結果、LAWを用いた試験で得たDFに比べ、鉄共沈でα核種の除去性能が極端に低いとの結果を得た。

その原因究明のため、コールド基礎試験やLAW等を用いたホット試験を実施した結果、アスファルト固化施設でサンプリングしたMAWは廃溶媒処理技術開発施設（ST施設）からのリン酸廃液

表6　アスファルト固化処理施設でサンプリングしたMAWを用いた試験結果(鉄共沈での全αのDF)

	核種濃度(Bq/mℓ)		DF
	脱炭酸後	鉄共沈・限外ろ過処理後	
1	1.6E+1	2.1	7.6
2	3.9	7.6E−1	5.1
3	2.4	7.7E−1	3.1
4	2.2E+1	2.0	1.1E+1
5	1.2E+1	1.5	8.0

を混合しているため、リン酸濃度が数g/ℓと高く、そのリン酸が悪影響していることが主たる要因と判明した。

3.3.2　全α核種除去への影響因子

本プロセスを適用する計画の低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)での核種除去処理対象廃液はST施設からのリン酸廃液を混合する前の廃液(低放射性廃液第一蒸発缶(U321)濃縮液)である。そこで、LWTFの処理対象液となるU321濃縮液をサンプリングし、U321濃縮液を用いたホット試験を実施した。

鉄共沈・限外ろ過工程での全αのDFを表7に示す。

試験の結果、ST施設からのリン酸廃液が混合された廃液と比べて、U321濃縮液を使用した場合、全αの除去性能が大幅に向上した。

3.3.3　ヨウ素揮発量の低減化

本処理プロセスではヨウ素は$AgNO_3$により、AgIとして沈殿除去する。その際にpHを14から8へ調整することとしている。MAWを用いた試験結果から、pH調整時のヨウ素の揮発がヨウ素放出量低減の観点から無視できない量であることが判明した。

そこで、コールド基礎試験によりpH調整時および脱炭酸時のヨウ素揮発を抑える（1%以下）処理条件を求め、その条件に基づいてホット基礎試験を行い、ヨウ素除去性能を確認した。

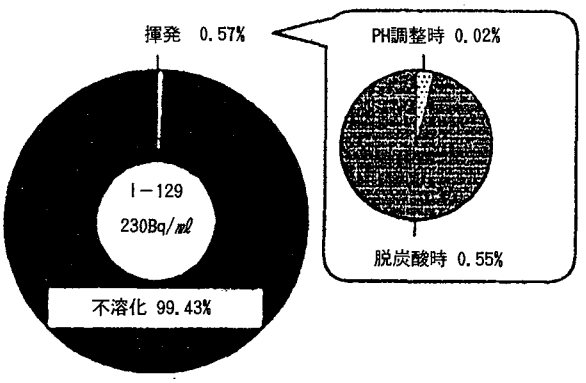


図3　ヨウ素除去試験結果

試験結果を図3に示す。なお、脱炭酸時の揮発量は不溶化されない分が全量揮発すると仮定した計算値である。

揮発については、pH調整前に還元剤を添加してI_2への酸化を防ぐとともに、pH調整のためのHNO_3添加速度を非常に遅くすることにより、揮発量を0.1%以下にすることができた。また、DFについては、pH調整を当初8としていたのを7にすることにより、目標である10^2以上のDFを得ることができた。

3.3.4　現在のプロセスでの核種除去性能の確認

3.3.1から3.3.3までの試験の結果をふまえて、MAWを用いて一貫通液試験を行った。

試験結果を表8に示す。

試験の結果、全αのDFは10^6以上となり良好な結果が得られた。一方、全βについては、DFは約10^2であり、これは^{106}RuのDFが低いことに起因していることがわかった。そのため、さらに高い除去性能を得るための研究を進める必要がある。

表7　廃棄物処理場でサンプリングしたMAWを用いた試験結果(鉄共沈での全αのDF)

	核種濃度(Bq/mℓ)		DF
	脱炭酸後	鉄共沈・限外ろ過処理後	
1	5.2E+3	<1.7	>3.1E+3
2	3.1E+2	<1.7	>1.8E+2
3	1.2E+3	<9.7E−1	>1.2E+3
4	1.2E+2	<8.8E−1	>1.4E+2

表8　MAWを用いた核種除去試験結果(DF)

	1	2
全α	>3.4E+6	>2.7E+6
全β	1.0E+2	9.7E+1
^{90}Sr	>4.5E+1	>5.9E+1
^{241}Am	>8.7E+2	>7.9E+2
^{137}Cs	2.7E+3	2.3E+3
^{125}Sb	>9.4E+2	>8.3E+2
^{106}Ru	8.5E+1	7.4E+1
^{129}I	>3.6E+2	>3.6E+2

4．今後の課題

ルテニウムは、廃液中で複雑な化学形をとり、特に除去しにくいニトロシル化合物の存在[2]により、鉄共沈による本処理法では飛躍的な核種除去性能の向上は望めないと判断した。

そこでルテニウムの除去改善法として、以下の2種類の方法でLAWを用いたホット試験を行った。

(1)　硫化コバルトによる共沈[3]

従来の鉄共沈による一貫のプロセスでLAWを処理して得られた最終処理液を試験液として用いた。

セシウム吸着後の処理液に硝酸コバルト水溶液を添加し、撹拌しつつ60℃で一定時間加温した。その後pHを9.5に調整し、4％チオアセトアミド水溶液を添加し、さらに60℃で一定時間加温し、硫化コバルトの沈殿を生成させ、これにルテニウムを共沈させ、放冷後UF膜でろ過した。

試験結果を表9に示す。セシウム吸着後の分析結果と比較すると、さらに3分の1程度ルテニウムの放射能濃度が下がったが、依然有意な値で検出され、特に有効とは考えられない結果となった。

(2)　亜鉛電着活性炭による吸着[4)~6)]

(1)と同様に従来の鉄共沈による一貫のプロセスで得られた最終処理液を試験液として用い、亜鉛電着活性炭を充てんしたカラムに通水した。

試験結果を表10に示す。すべての処理済液のルテニウムの放射能濃度が検出限界値以下となり、セシウム吸着処理工程までで得られた約10^2のDFと合わせ、プロセス全体のDFとして10^3以上を確認することができた。

以上の理由から、亜鉛電着活性炭を吸着剤に用いる方法はルテニウムの除去に有効である可能性が見い出せたため、プロセスに採用するための適用性の評価やその吸着メカニズムについて研究を進めている。また、コールド基礎試験によるスクリーニングの段階であるが、亜硝酸イオンを徹底除去した後、イットリウムやジルコニウム等を共沈剤に用いる共沈法等がルテニウムの除去に有望との結果が得られたため、これらの方法も並行してプロセス採用に向けた研究を進めている。

表9　硫化コバルト添加の効果

セシウム吸着後	硫化コバルト添加後
8.3	2.9
5.7	1.8
6.8	3.0

(Bq/mℓ)

表10　亜鉛電着活性炭の効果

セシウム吸着後	硫化コバルト添加後
8.0	＜3.7E－1
4.0	＜3.7E－1
7.4	＜3.7E－1

(Bq/mℓ)

5．おわりに

本研究では低放射性廃液から放射性核種を分離・除去する方法について調査、試験、検討を行い、非TRU化等については十分な成果を得ることができた。

今後はさらにルテニウム等の$\beta\gamma$核種の除去率の向上を図るとともに、二次廃棄物発生量をより低減化する高減容化、プロセスの合理化を検討していく予定である。

参考文献

1）今井靖子，他：海水を主成分とする実験室廃液中の放射性核種の除去，保健物理，25，161－164（1990）．

2）佐藤忠，他：^{99}Mo製造に伴う高レベル廃液中のルテニウムの溶存状態，および廃液処理による溶存状態の変化，JAERI－M－86－007（1986）．

3）渡利一夫，岩島清：放射性ルテニウムの分離分析，化学の領域，28，298（1974）．

4）出雲三四六，他：^{235}U(n, f)^{99}Mo製造廃液の処理技術－II，JAERI－M－83－197（1983）．

5）R.Motoki et al.：Radioactiveruthenium Removal from Liquid Wastes of ^{99}Mo production process Using Zinc and Charcoal Mixture, IAEA－TECDOC－337，63－73（1985）．

6）T.Sato, R.Motoki:Chemical Species of Ruthenium in Radioactive Aqueous Waste and Decontamination Mechanism of Ruthenium with Zinc－charcoal Mixed Column, Radiochimica Acta, 48, 101－113（1989）．

技術小論

日本全国を対象とした地下水流動解析(I)
―北海道および東北日本を対象とした解析事例―

稲葉　秀雄　　前川　恵輔　　小出　　馨
柳澤　孝一
東濃地科学センター

資料番号：96－12

Groundwater Flow Analyses in Japan (I)
－Case Studies in Hokkaido and Northeast Japan－

Hideo Inaba　Keisuke Maekawa　Kaoru Koide
Koichi Yanagizawa
(Tono Geoscience Center)

日本の地下深部における地下水流動特性を概括的に把握するための解析の一環として、北海道および東北日本を対象とした地下水流動解析を実施した。解析にあたっては、解析対象領域の水理地質構造モデルを作成し、そのモデルを多孔質媒体と仮定した3次元有限要素法による定常飽和・不飽和浸透流解析を実施した。

解析結果として、以下のことが得られた。

① 地下水流動の方向は大局的な地形に支配されている。
② 深度方向のピエゾ水頭の変化は小さく、深度1,000m以深ではほぼ静水圧分布を示す。
③ 深度500m以深では、動水勾配はほぼ0.04以下である。
④ 海岸部での側方境界条件の違いによって、解析結果に顕著な変化は生じない。

1. はじめに

動燃事業団・東濃地科学センターでは、地層処分研究開発の基盤となる地質環境に関する科学的・技術的知見の取得・蓄積を目的として、地層科学研究を実施している。その一環として、我が国における地下深部の地下水流動特性（主に地下水流動の動水勾配の分布傾向）を把握することを目的としたコンピューターシミュレーションを行っている[1)~3)]。

一般に、地下水流動解析を行うために必要な地形や地質構造あるいは水理パラメータ等の情報の質と量は、対象とする領域の規模によって制限される。特に、数万㎢におよぶ広範囲な領域を解析の対象とする場合には、全領域にわたって実際に詳細な調査を行うことは困難であるため、それぞれの情報に関連する分野の文献や報告書等の既存の資料に基づいて解析に必要な情報を取得しなければならない。本研究では、対象とする領域の地形や地質構造を、それらの特徴が可能な限り反映されるように考慮した上で、単純化して表現することを試みた。そして、既存の資料から決定した透水係数等の水理パラメータと水理学的な境界条件に基づいて、3次元有限要素法による定常飽和・不飽和浸透流解析を実施し、当該領域の概括的な地下水流動特性の把握を試みた。

ここでは、我が国を対象とした地下水流動解析のうち、現在までに解析を終了している北海道、および東北日本を対象とした地下水流動解析について報告する。

2. 北海道を対象とした地下水流動解析

2.1 解析対象領域

周辺の島々を除く北海道全域を解析対象領域とした。当該領域は東西方向約500km、南北方向約400kmにおよび、周囲の境界はすべて海岸線である。

2.2 解析の手順

本研究では次の手順にしたがって解析を行った。

① 水理地質構造モデルの作成
② 水理学的境界条件の設定

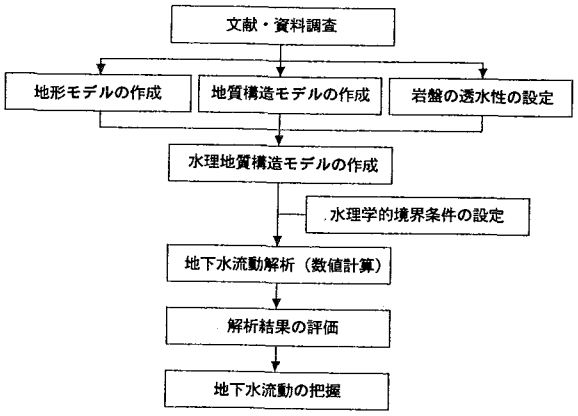


図１　解析手順のフローチャート

③　地下水流動解析

水理地質構造モデルの作成には以下の三つの作業が含まれる。

a．地形モデルの作成

b．地質構造モデルの作成

c．岩盤の透水性の設定

解析手順のフローチャートを図１に示す。

2．3　水理地質構造モデルの作成

解析対象領域の地下水流動を表現するためには、地下水流動に影響を与える地形や地質構造を、それぞれの特徴が反映されるように考慮した上で簡略化して表現すること（モデル化）が必要となる。

地下水流動に影響を与える要因のうち、地下水流動場のいわば器に相当する地盤を表現した『水理地質構造モデル』は、地形を表現した『地形モデル』と地質区分に基づいた『地質構造モデル』とを組み合わせ、地質区分ごとの透水性（透水係数）を設定することによって作成される。

(1)　地形モデルの作成

1）接峰面図と地形特性図

広範囲な領域の地形をモデル化する際には、大略的な地形を把握することが必要になる。これについては、日本列島が低地、台地、丘陵地、山地に分類できる（表１）[4) 5)]ことを考慮して、地形のモデル化を行うことにした。

まず、対象領域における地形の特徴を捉えるための基図として接峰面図を用いた。これは100万分の１地形図を等面積の方眼で区切り、各方眼内の最高点の標高値とその位置座標を用いて作成した等高線図である。接峰面図は、各方眼内の最高点に接する仮想の曲面を表現したものに相当することから、地形の概略の形状を表現したものであるといえる。

表１　地形分類とその特徴[4),5)]

地形分類項目		標　高	代表標高	地　形　の　特　徴	地形モデルの標高
山　地		3,000m 1,000m	1,000m	傾斜20度以上の急斜面が多く、谷底には平地がほとんど見られない。	1,000m 800m 600m
丘　陵　地		500m	500m	尾根の高さは揃っており、谷底に狭い低地が見られる。	500m 400m
平野	台　地	200m	100m	周囲を崖に囲まれた高台あるいは階段状の平坦地。	200m 100m
	低　地	20～100m	30m	河川とほぼ同じ高さで、下流ほど勾配の小さい平坦地となる。	30m 0m

この接峰面図から、さらに山地や低地等の地形の特徴が表現されるように地形分類上の境界となる等高線を抽出した地形特性図（図２）を作成した。地形モデルの水平面における２次元の要素分割には、この地形特性図を基準として用いた。

2）地形特性図上での要素分割

地形モデルの水平面における２次元の要素分割にあたっては、地形特性図上の起伏の特徴を表現できるように要素の分割の程度を考慮した。また、要素の分割数については、計算機での処理効率を考慮し、過度に多くの要素とならないように配慮した。特に山地や盆地等の地形的な特徴を表現するため、分割した一つの要素が他の地形分類項目の地域と重複しないようにした。また、北海道における主要な湖沼である洞爺湖、支笏湖、屈斜路湖の三つの湖が要素分割の格子点上に位置するようにした。以上のようにして作成した２次

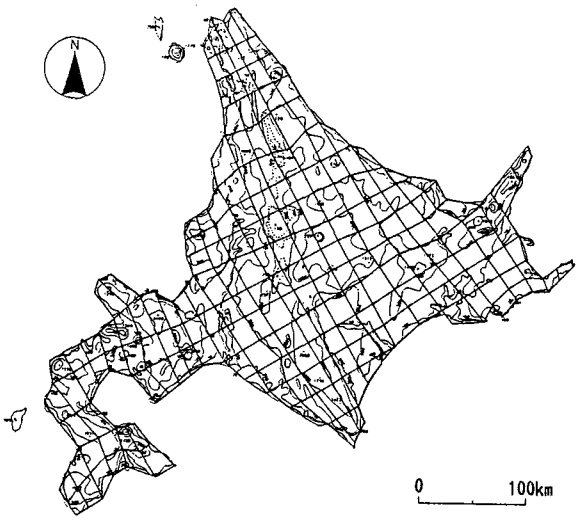


図２　地形特性図と２次元要素分割

元要素分割図を図２に示す。

３）平均標高値の算出

次に、国土地理院が作成した国土数値情報の標高データファイル(KS－110－1)を用いて、各要素における標高値（平均標高値）を求めた。

国土数値情報は、地図に表現されている地理的情報等を情報工学的手法により数値や符号に変換したもので、標高データファイルには1/4地域メッシュと呼ばれるおよそ250m方眼（緯度方向7.5秒、経度方向11.25秒）の格子点における標高値がまとめられている。

この標高データファイルと、地形特性図を基にして作成した水平面における２次元要素分割図（図２）から各要素における平均標高値を算出した。

４）地形モデルの標高値の決定

地形を簡略化して表現するため、地形分類の境界の標高値、および代表標高値を基にして、地形モデルの標高値を表１のように９段階に分類することとした。そして、３)で求めた平均標高から各要素の標高値を設定した(図３)。

この地形モデルの妥当性を検討するため、地形モデル、および実地形のデータである国土数値情報から標高値の頻度分布図を作成し、両者を比較した（図４)。具体的には、国土数値情報については対象領域の内部に含まれる格子点を各階級ごとに加算したものの割合を求め、一方、地形モデルについては各階級ごとの要素の面積の割合を求めて標高値の頻度分布とし、それぞれを比較した。その結果、設定したモデルの標高分布は国土数値情報の標高データを忠実に再現しているといえる。

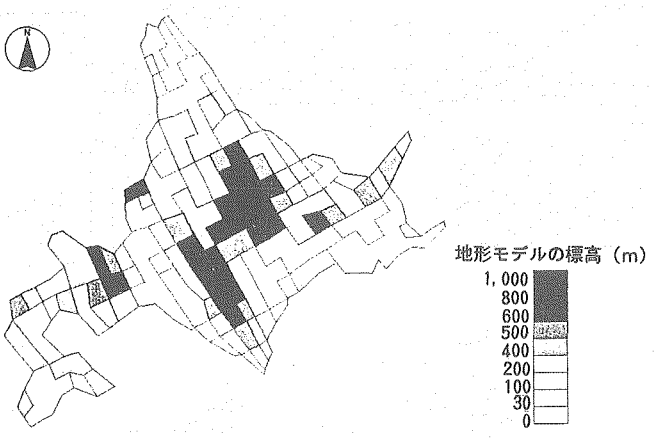


図３　北海道の地形モデル

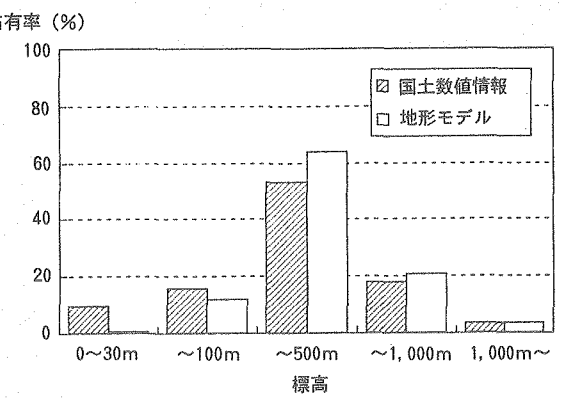


図４　実地形および地形モデルの標高頻度分布

(2)　地質構造モデルの作成

本地域の地質構造は、100万分の１地質図[6]および北海道の地質構造に関する文献資料[7]に基づいて推定した。このとき地表から地下深部にわたる概括的な地質構造が表現されるように考慮した上で、100万分の１の縮尺から読みとることができる地質区分を簡略化して表現した。地質区分は地質年代、成因、構成岩石および透水性によって７種類に分類した（表２参照)。地質区分の分布図は、以下の仮定に基づいて作成した。

①　基盤岩（古生界～古第三系の大部分と深成岩、変成岩）は、その境界面以深へ連続し、かつ鉛直に分布している。

②　白亜紀～古第三紀火山岩および古生界～古第三系は、その連続性が乏しく層厚が不明瞭なものについては、確認できる最大の層厚とする。

③　鮮新世以降の新しい堆積物は、一定の傾斜を有する紡錘型あるいはくさび型に分布する。

④　鮮新世～第四紀の火山岩については、その最大層厚が火山岩体の層厚となるような水平な下部境界とする。

⑤　断層は地質構造を分けるもののみを対象とし、その方向は鉛直とする。

(3)　岩盤の透水性の設定

各地質区分における透水性（透水係数）については、次のように設定した。

まず、地下深部1,000m付近までを対象として、日本全国の地盤の透水性に関する文献調査を実施した。文献調査は、過去10～20年間における資源や土木関係の雑誌およびダムの工事誌等29誌を対象として、原位置試験による透水係数データ1,517件を収集し各地質区分の透水係数データとしてとりまとめた[8]。その結果、各地質区分における透水係数の頻度分布がほぼ対数正規分布を示すこと

から、解析モデルに設定する透水係数として幾何平均値を採用することにした（表２参照）。

地盤の表層付近に生ずると考えられる不飽和領域の透水性については、水分特性曲線によって飽和度と負の圧力水頭(地表面から地下水面までの距離に相当)との関係を設定し、飽和度と不飽和透水係数(飽和透水係数との相対値として表示)との関係を設定した(図５)。不飽和領域での透水性に関するパラメータは計測例が少なく、試験方法自体もまだ確立されていないため、不均一な粒度を有する細砂の不飽和特性を参考に設定した。間隙率は砂層の平均的な値として33％を設定した[9)10)]。

以上のようにして作成した地形モデルと地質構造モデルを組み合わせ、各地質区分ごとに透水係数を与えることにより、水理地質構造モデルを作成した（図６)。なお、水理地質構造モデルの深さは10km（海水面から）とした。

このモデルは有限要素モデルとするため、六面体８節点要素によって分割し、要素数は2,319、節点数は3,380とした。

2.4　水理学的境界条件の設定

対象領域の水理学的な場をモデル化するためには、水理地質構造モデルに水理学的境界条件を設定することが必要となる。

解析領域の外側境界条件は、次のように設定した（図７)。

[上面（地表面)]　解析モデルの上面（地表面）は、湧水を考慮して水の流入・流出がある自由浸出面と仮定した。その上で、降雨・降雪等に伴う地下への水の涵養量を設定した。

涵養量は、以下に示すような水収支の式から算出した。

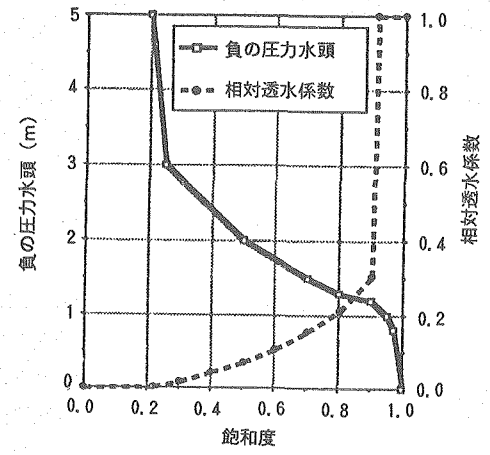


図５　不飽和特性
[飽和度と圧力水頭および不飽和透水係数との関係]（地下水ハンドブック、土壌の物理等を参考に設定）

表２　各地質区分に設定した透水係数

地質区分		凡例	透水係数（cm/sec）
完新統～更新統			1.0×10^{-3}
鮮新統			1.0×10^{-3}
中新統			7.0×10^{-5}
第四紀～鮮新世の火山岩			2.5×10^{-4}
基盤	先新第三系		5.0×10^{-5}
基盤	深成岩		1.0×10^{-4}
基盤	変成岩		1.0×10^{-4}

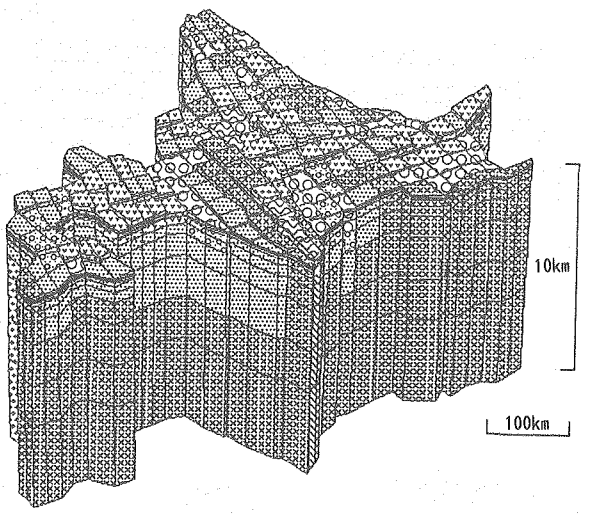


図６　北海道の水理地質構造モデル（凡例は表２）

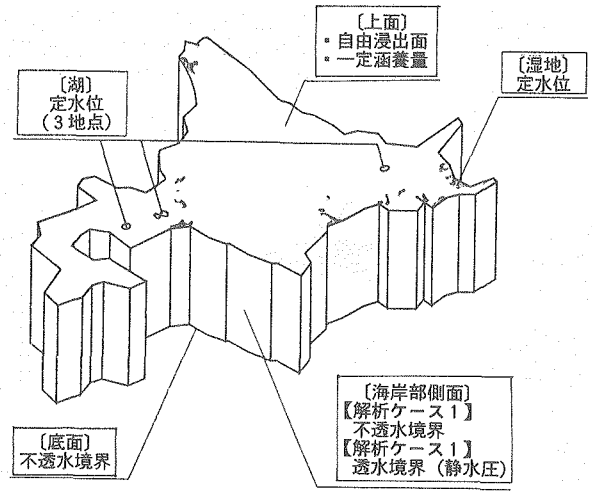


図７　解析領域に設定した境界条件

$G = P - E - Q$

G：涵養量

P：降水量

E：蒸発散量

Q：河川流出量

北海道においては年間を通じた涵養量が負の値をとるという結果になったが、北海道全体でこのような現象が起こるということは現実的には考えられない。この結果は山地での降水量、とくに降雪量の測定の不備が原因で、公表されている降水量が実際よりも少ないために生じたものと考えられる。したがって、ここでは気候的に北海道に最も近いと考えられる東北日本において算出された涵養量の値0.15㎜／日を用いた。

[湖]　湖については、洞爺湖、支笏湖、屈斜路湖の３湖を考慮し、その地点での水位の変動はないものとして、各湖の位置でそれぞれの節点の標高値に相当する定水位を設定した。

[湿地]　北海道で多くみられる湿地においては、地下水面は常に地表面に現れているものとして、湿地の部分にあたる節点にはその節点の標高値に相当する定水位を設定した。

[底面]　解析モデルの底面の境界には、それ以上深い部分との間で水のやりとりがない不透水の条件を設定した。

[海岸部側面]　海岸部側面に設定した側方境界条件については、以下のとおりである。

【解析ケース１】　海水（塩水）と淡水の密度の違いによってその境界が不透水となり得ると考えて、不透水の条件を設定した。解析ケース１を本研究の基本ケースとした。

【解析ケース２】　境界条件の違いによる解析結果への影響を比較する目的から、海岸部の側面を透水境界とした上で、標高０ｍすなわち海水面で水圧ゼロとなるような静水圧を側面に与えた。

2.5　地下水流動解析

(1)　数値解析手法

地盤中の飽和・不飽和浸透流に関する支配方程式（現象を表現した偏微分方程式）は、不飽和領域を考慮したダルシー則と、水の相について立てた連続式（質量保存則）から求められ、次の式で表される[11)～13)]。

$$\frac{\partial}{\partial x_i}\left\{K_{ij}\cdot k_{rw}(\theta)\frac{\partial h}{\partial x_i}\right\}+q=\left\{C(\theta)+\alpha S_s\right\}\frac{\partial \Psi}{\partial t}$$

h　：ピエゾ水頭

$h=\Psi+Z$

Ψ：圧力水頭

Z　：位置水頭

K_{ij}：飽和領域での透水係数テンソル

$k_{rw}(\theta)$：水の相に対する相対透水係数

θ：体積含水率

$C(\theta)$：比水分容量

α $\begin{cases}=1 & (\text{飽和})\\ =0 & (\text{不飽和})\end{cases}$

S_s：比貯留率

q　：単位体積当たりの水の湧きだし

x_i：直交座標系（$i=1,2,3$）

t　：時間

ここでは、水の体積変化は無視しうるものとし、地下水流動場は等価多孔質媒体であると仮定した。

この支配方程式を有限要素法によってプログラム化したTAGSAC(Three dimensional Analyses of Groundwater flow SAitama university Code)コード[14)]を用いて定常状態の地下水流動解析を行った。

(2)　地下水流動解析結果

解析結果は、ピエゾ水頭（水理ポテンシャル、圧力水頭と位置水頭の和）の分布図とダルシー流速ベクトル図としてまとめた。また、地下水流動の指標となる動水勾配（水理ポテンシャルの勾配）の頻度分布図を作成した。

ここでは、本研究の基本ケースである解析ケース１の結果を中心にまとめる。

１）ピエゾ水頭、ダルシー流速ベクトル

解析領域の標高－1,000ｍ水平断面におけるピエゾ水頭分布にダルシー流速ベクトルを重ねたものを図８に示す。また、解析領域中央付近をほぼ南西－北東に横切る鉛直断面（図中のａ－ａ'断面）におけるピエゾ水頭分布とダルシー流速ベクトルを図９に示す。図９には比較のため解析ケース２の結果も示す。

水平断面におけるピエゾ水頭分布（図８）から、解析領域中央部およびその南側の山地（石狩山地、夕張山地、日高山脈）に相当する部分でピエゾ水頭が高くなっていることが認められる。また、積丹半島の付け根の部分（石狩平野の西側の山地）でもピエゾ水頭が高くなっている。これらの山地部に入り込むような形で等高線が見られるが、この等高線が入り込んでいる部分は盆地（名寄盆地：中央部北側、上川盆地：中央部西側）あるいは平野（十勝平野：中央部南側）に相当する。

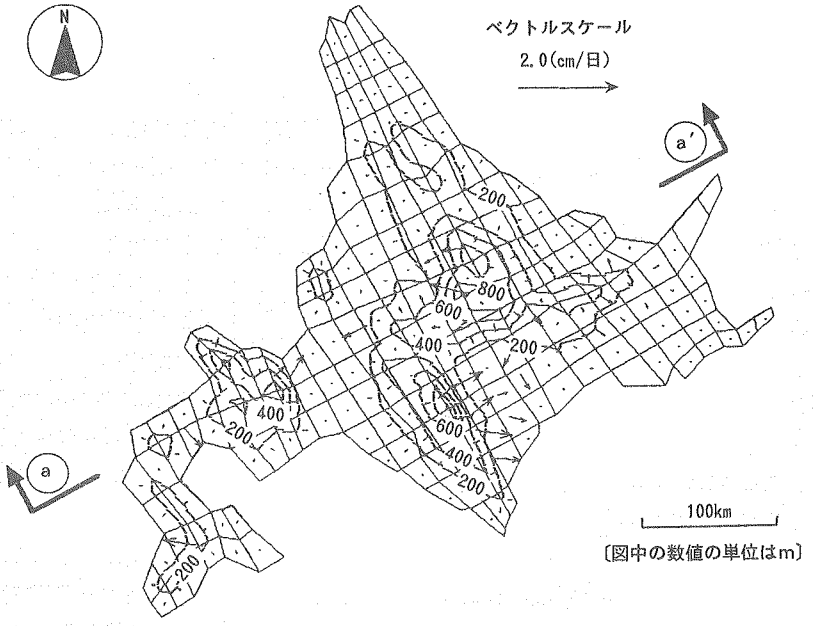


図８　標高－1,000ｍにおけるピエゾ水頭とダルシー流速ベクトル（解析ケースⅠ）

この分布形状は、標高の分布（図２）とよく一致していることから、地下水流動の傾向が地形を反映したものであることが分かる。

ダルシー流速ベクトル図（図８）からは、地下深部での地下水の流動が極めて緩慢（速いところでも1.0cm／日未満）であることが分かる。そして、標高の高い山地部から盆地部、あるいは平野部への地下水の流動が認め

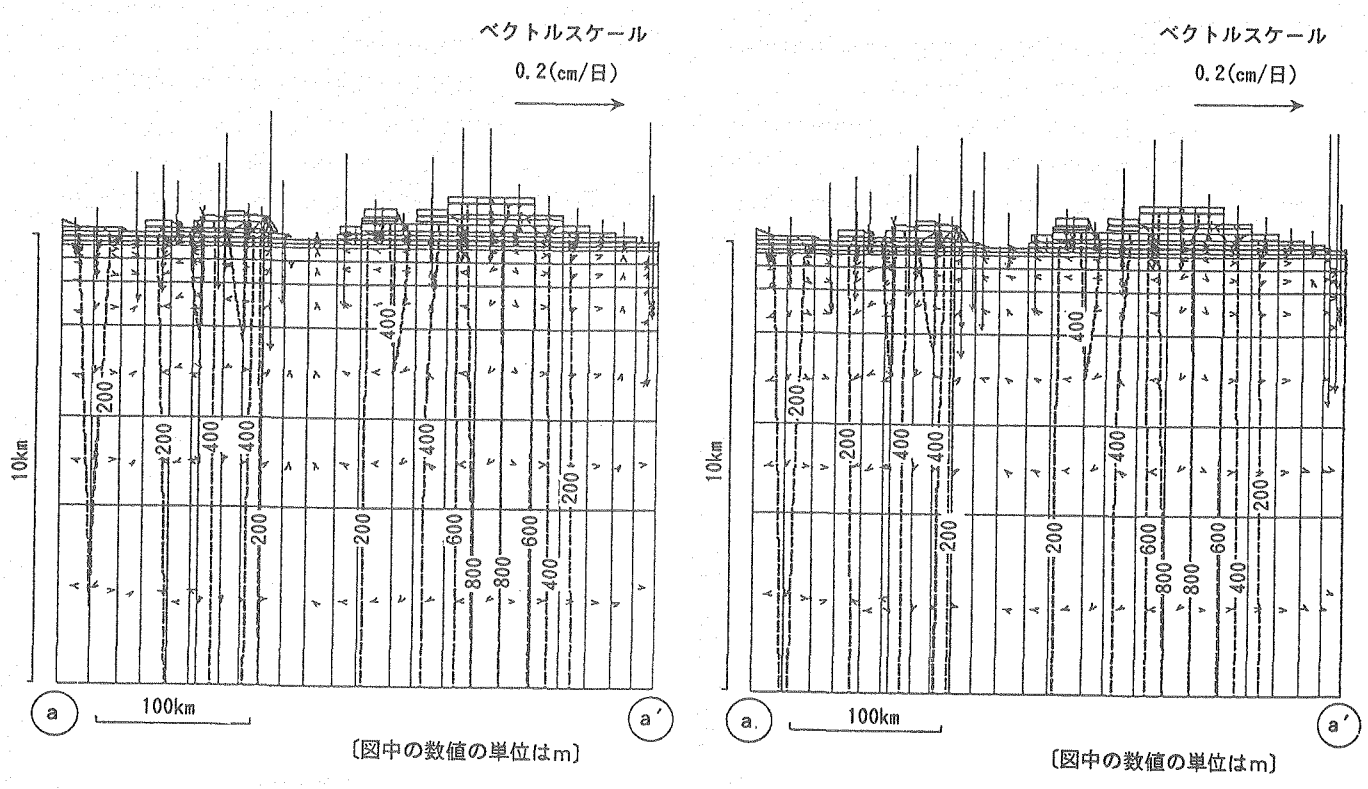
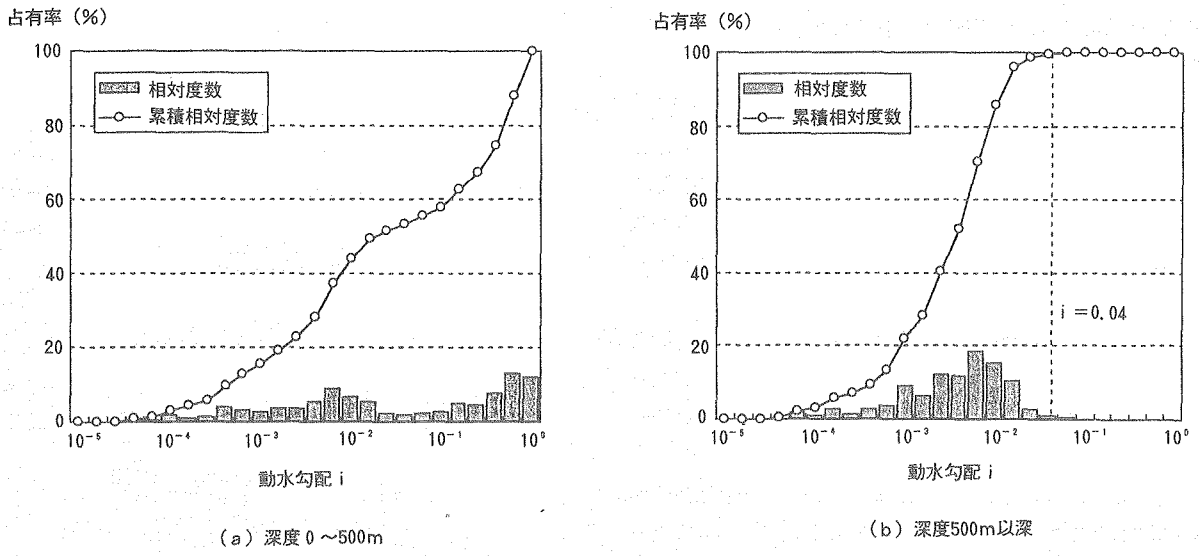


図９　a－a' 鉛直断面におけるピエゾ水頭とダルシー流速ベクトル



（a）深度0～500m　　（b）深度500m以深

図10　動水勾配の頻度分布

られる。

鉛直断面におけるピエゾ水頭分布とダルシー流速ベクトル図（図9）から、深度500m付近までは鉛直方向の地下水流動が見られるが、それ以深では流速は小さくなり、次第に水平方向の流動が支配的になっていくことが分かる。さらに、およそ深度1,000m以深では、ピエゾ水頭分布を表す等高線はほぼ平行になっていることから、ピエゾ水頭の変化は小さく、静水圧分布に近い状態になっていることが分かる。

2）動水勾配の頻度分布

深度0～500m、および深度500m以深での動水勾配の頻度分布を図10に示す。これらの図は、ある動水勾配をもつ部分が各深度の範囲に占める体積の割合を表したものである。この結果から、深部ほど動水勾配は小さくなる傾向が認められ、深度500m以深においては、その95%以上の領域が動水勾配0.04以下（透水係数を1.0×10^{-4}cm/secとした場合、地下水の流速は3.5mm／日以下）であることが明らかとなった。

3）側方境界条件の違いによる解析結果への影響

海岸部の側方境界を透水境界とした解析ケース2については、ピエゾ水頭分布、ダルシー流速ベクトル（図9）、および動水勾配の占有率とも解析ケース1とほぼ同様の結果が得られ、側方境界条件の違いによる解析結果への影響は見られなかった。

3．東北日本を対象とした地下水流動解析

3.1　解析対象領域

猪苗代湖を含む阿武隈川－阿賀野川の水系より北側の本州を解析対象領域として設定した。阿賀野川と猪苗代湖、および阿武隈川を結ぶ水系は、地形的にみてそれ以南の地域との分水界になっているものと考えられる。

当該領域は東西方向約300km、南北方向約500kmにおよび、東西と北側の境界は海岸線である。

3.2　地下水流動解析

北海道を対象とした地下水流動解析と同様の方法で解析を行った。

東北日本の水理地質構造モデルを図11に示す。要素数は2,032、節点数は2,882である。境界条件は基本的に北海道の場合と同様であるが、南側側面（阿賀野川と猪苗代湖、および阿武隈川を結ぶライン）は不透水境界とし、東北日本における主

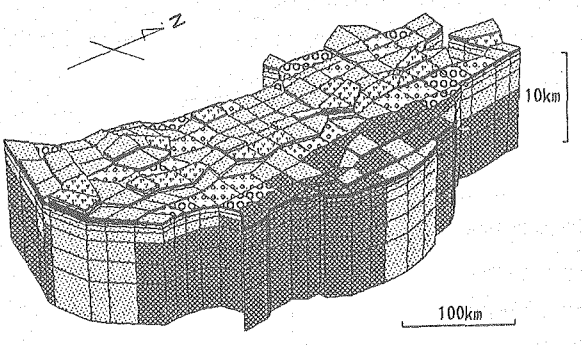


図11　東北日本の水理地質構造モデル（凡例は表2）

要な湖沼である十和田湖、田沢湖、猪苗代湖に当たる節点を定水位と仮定した。

解析結果として、標高－1,000mにおけるピエゾ水頭分布図にダルシー流速ベクトルを重ねたものを図12に示す。また、岩手県釜石鉱山の位置に相当する部分を含む東西方向の鉛直断面（図中のa－a'断面）におけるピエゾ水頭分布とダルシー流速ベクトルを図13に示す。

東北日本の広域的な地下水流動の方向は、南北に配列した山地部から山間の盆地部や海岸部に向かうものとなっており、このことから地下水流動の方向は大局的な地形に支配されていることが分かる。また、深度方向のピエゾ水頭の変化は小さく深度1,000m以深で静水圧を示すこと、深度500m以深では動水勾配がほぼ0.04以下となること、海岸部側面の側方境界条件の違いによって解析結果に顕著な変化は生じないこと等、北海道を対象とした解析とほぼ同様の結果が得られた。

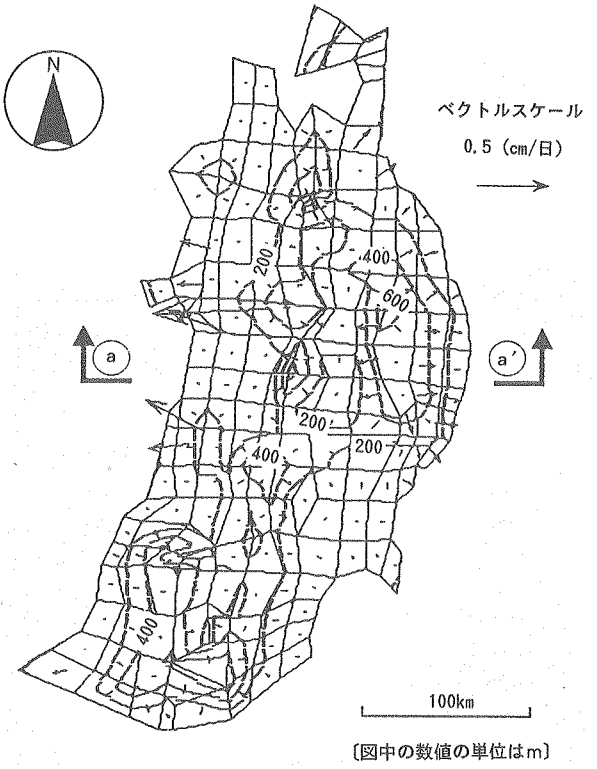


図12　標高－1,000mにおけるピエゾ水頭分布とダルシー流速ベクトル

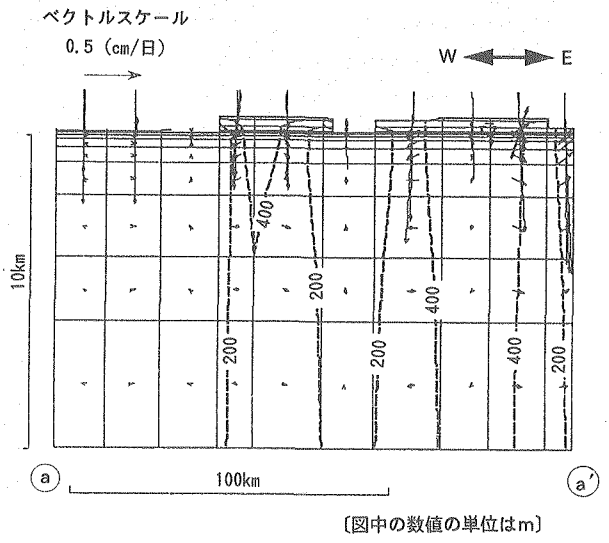


図13　a－a'鉛直断面におけるピエゾ水頭とダルシー流速ベクトル

4.　まとめ

以下に、本研究の解析結果をまとめる。

① 広域的な地下水流動の方向は、北海道においては中央部の山地から山間部の盆地や周辺の平野部へ、東北日本においては南北に配列した山地部から山間の盆地部や海岸部へ向かうものであるという結果が得られ、広域的な地下水流動の方向が大局的な地形に支配されていることが確認された。

② 深度500m付近までは鉛直方向の地下水の流動が見られるが、それ以深では鉛直方向の流速は小さくなり、流動の方向は次第に水平方向に移行していく。そして、深度1,000m以深では深度方向のピエゾ水頭の変化は小さくほぼ静水圧分布を示す。

③ 動水勾配は深度が深くなるにしたがって小さくなり、深度500m以深ではほぼ0.04以下である。

④ 海岸部の側方境界条件の違い（不透水境界と透水境界の違い）によって、解析結果に顕著な変化は生じない。

5.　おわりに

日本の地下深部における概括的な地下水流動特性を把握するために、今後は解析対象地域を拡げ、各地域の解析結果から地形分類（低地、台地、丘陵地、山地）別に地下水流動特性を求める予定である。

参考文献

1）柳澤孝一，今井　久，他：我が国を対象とした地下水流動解析　その1　中部日本を対象とした地下水流動解析，PNC TN 741092－019，(1992).

2）前川恵輔，梅田浩司，他：我が国を対象とした地下水流動解析　その2　東北日本を対象とした地下水流動解析，PNC TN 7410

94－029, (1994).
3) 稲葉秀雄, 前川恵輔, 他：我が国を対象とした地下水流動解析 その3 北海道を対象とした地下水流動解析, PNC TN 741095－012, (1995).
4) 岡山俊雄：「接峰面図」1：2,000,000, 第四紀地殻変動図, No. 6, 国立防災科学技術センター, (1969).
5) 鈴木隆介：現場技術者のための地形図読図入門2　読図の手順と図上作業, 測量, 1977－6, 47－55, (1977).
6) 地質調査所：日本地質図, (1982).
7) 加藤　誠, 他編：日本の地質1　北海道地方, 共立出版, (1990).
8) 梅田浩司, 柳澤孝一, 他：日本の地盤を対象とした透水係数データベースの作成, 日本地下水学会誌, 第37巻第1号, 69－77, (1995).
9) 地下水ハンドブック編集委員会編：地下水ハンドブック, ㈱建設産業調査会, (1989).
10) D.K.Todd：Groundwater Hydrology Second edition, John Wiley & Sons, (1980).
11) Watanabe Kunio: Analysis of Three－Dimensional Groundwater Flow in the Near－surface Layer of a small Watershed, Journal of Hydrology, 102, 287－300, (1988).
12) 西垣　誠：地下水数値計算法(3)1－2. 有限要素法による不飽和浸透流の解析, 地下水学会誌, 第32巻第3号, 163－171, (1990).
13) P.S.フヤコーン, G.F.ピンダー：地下水解析の基礎と応用, 現代工学社, (1988).
14) 今井　久, 柳澤孝一：3次元飽和不飽和浸透流解析プログラムTAGSACの概要, PNC TN 741090－026, (1990).

国際協力

国際会議
海外派遣等

平成７年７月から９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
9／25～29	東海・東濃 釜石	〔PNC/CEA 廃棄物処分に関する専門家会議〕 PNC/CEA 先端技術協力協定に基づく、廃棄物処分の性能評価に関する情報交換。

(2)　海外派遣・留学

派　遣・留　学　先	期　　間	人数	目　　的
米ペンシルヴァニア州立大	1995．8．16～1996．8．15	1名	鉱物－水反応に関する研究
仏OECD/NEA	1995．9．2～1997．9．1	1名	国際関係業務支援

(3)　主要外国人の来訪

訪　問　日	訪　問　先	訪　　問　　者
8／24	本　　社	米国下院エネルギー水資源開発小委員会一行　９名

活 動

外部発表
特許・実用新案

■外部発表

平成7年7月～9月において外部発表を終了したものは次のとおりである。

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
もんじゅの運転経験	第10回核燃料夏期セミナー 日本原子力学会核燃料部会	動燃	高橋 忠男
我が国におけるプルトニウム利用－各炉型における利用特性 4.3章プルトニウム燃焼型高速炉	日本原子力学会誌 1995 Vol.37 No.7	同上	若林 利男
Irradiation Behavior of Boron Carbide Neutron Absorber	IAEA－IWGFR高速炉制御棒専門家会議 ロシア オブニンスク	〃	皆藤 威二、丸山 忠司 小野瀬庄二、堀内 博人
Development of Control Rods for the Experimental Fast Reactor "JOYO"	同上	〃	丸山 忠司、小野瀬庄二 飛田 公一、宮川 俊一
FINASの開発について	第1回FINASシステムユーザー会議 CRC総合研究所（動燃後援）	〃	岩田 耕司
高速炉配管用ベローズ座屈解析	同上	〃	月森 和之
高速炉開発の歴史と現状	日本原子力学会核燃料サイクル革新技術研究専門委員会	〃	山下 英俊
Ineiastic Stress－Strain Relationship of FBR－grade Type316 Stainless Steelat Elevated Temperature	The 5th Int. Symposium on Plasticity Cmdlts Current Application 日本機械学会、日本材料学会、大阪府大、メリーランド共催	〃	青砥 紀身、岩田 耕司 和田 雄作
Observations and Trial Formulation of Knowledgy Dependency of Plant Ipevater Behavior	Post HCI '95 Conference Seminar on Human－Machine Interface in Process Control 日本原子力学会コママシンシステム研究連絡会	〃	吉川 信治、小沢 健二 小屋越直喜、大戸 敏弘
Study on Mechanical Behavior of Weldments of Type 304ss under Creep－Fatigue Loading	1995 ASME/JSME Joint PVP Conference ASME（米国機械学会）& JSME（日本機械学会）	〃	和田 雄作、浅山 泰 笠原 直人、長谷部慎一
Application of Elastic Follow－up Model to Evaluate Cyclic Thermal Transient Strength of Welded Vessels	同上	〃	笠原 直人、菊池 政之
もんじゅ炉物理試験と計算の高度化	第27回炉物理夏期セミナー 日本原子力学会	〃	中島 文明
モデルベース異常診断法の原子力発電プラントへの適用	電気学会 原子力研究会	〃	小沢 健二、佐伯 昭 大草 享一
機械工学年鑑特集号（日本機械工学会誌8月号）のうち10章動力エネルギーシステム、10.3.1日本の原子力発電の	日本機械学会誌 1995 98巻 921号	〃	久保田 淳
Simulation of Sodium Effect on Creep Fracture of 316 FR	13th SMIRT会議 （第13回国際原子力構造力学会議）	〃	若井 隆純、渡士 克己
A Study on Free Surface Waves Using Three Dimentional Arbitrary Lagrangian Eulerian finite Element Code SP	日本機械学会誌 1995 98巻 921号	〃	山口 彰
A Conceptual Study on Vertical Seismic Isolation for Fast Reactor Components	同上	〃	森下 正樹
Development of Strain Limit Criterion System for Elevated Temperature Structural Design Rules	〃	〃	山下 卓哉、月森 和之 永田 敬

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
A Conceptual Study on Vertical Seismic Isolation for Fast Reactor Components	日本機械学会誌 1995 98巻 921号	動燃	森下 正樹
知的運転制御システムの開発	電気学会 原子力研究会	同上	小沢 健二、大草 享一 吉川 信治、尾崎 禎彦
Current Status and Future Program of Prototype Fast Breeder Reactor MONJU	The Uranium Institute Twentieth Annual Symposium	〃	柴 公倫
Study of Mixed Convective Flow Penetration into Subassembly from Reactor Hot Plenum in FBR's	7th International Meeting on Nuclear Reactor Thermal—Hydraulics	〃	小林 順、大島 宏之 上出 英樹、家田 芳明
Maintenace Experience of the Experimental Fast Reactor JOYO	An American Nuclear Society International Topical Meeting "Safety of Operating Reactor"	〃	市毛 聡、上田 雅司 坏 正義、小川 徹 今井 勝友
Operation and Maintenance Support System of the Experimental Fast Reactor JOYO	同上	〃	沢田 誠、田村 政昭 坏 正義、市毛 聡
Safeguards in Prototype Fast Breeder Reactor MONJU	施設運転と保障措置の調和に関する第5回国際会合 米国原子力学会	〃	宇佐美 晋、弟子丸剛英 戸村 和二
Development, Validation and Employment of Computer Programs in Advanced Reactor Development	ソフトウェアシステムの検証／確証に関する専門家会議 OECD NEA原子力科学会議	〃	山口 彰
Validation of Three—Fluid Code FIDAS through Full Scale Mock—up Rod Bundle Dryout Test Analysis	Specialist Mtg.on Verification and Validation of Software Systems OECD/NEA and ISTec	〃	菅原 悟
SPTを用いた粘土鉱物の重液分離－不整合関連型ウラン鉱床に伴う変質帯の鉱物共生関係解析－	平成7年度 鉱山現場担当者会議 日本鉱業協会	〃	鶴田 忠彦、飯田 義正 池田 幸喜
応用高温化学研究専門委員会報告書－2 燃料濃縮	日本原子力学会	〃	矢戸 弓雄
Advanced Analysis Technology for MOX fuel	IAEA—Technical Committee Meeting on Recycling off Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuel	〃	檜山 敏明、上村勝一郎
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
アクチニドの分離研究	第14回「次世代燃料」研究専門委員会 日本原子力学会	〃	小沢 正基
γ線照射下における硝酸溶液中での金属材料の腐食挙動	第56回耐放射線機器・材料データベース研究委員会 社団法人大阪ニュークリアサイエンス協会	〃	永井 崇之、竹内 正行 武田誠一郎、鹿倉 栄
γ線照射下での硝酸溶液中のステンレス鋼の腐食挙動	第42回腐食防食討論会 ㈱腐食防食協会	〃	永井 崇之、竹内 正行 武田誠一郎
Valence Adjustment of Np by Pu (3) for Separating Np from Np and Pu Mixed Nitrate Aqueous Solution.	Global '95 ANS	〃	岡田 尚、都所 昭雄 木原 義之
Enhancing Actinides Separation by Consolidated Purex and TREUX Process Intensified by Salt—Free Requisite	同上	〃	小沢 正基、駒 義和 富樫 昭夫、河田東海夫
地層処分システムにおける微生物の影響について	日本原子力学会廃棄物部会論文集 1995.7	〃	吉川 英樹、岡野 誠司 油井 三和、三原 守弘
Coupled Thermo—Hydro—Mechanical Modelling of Bentonite Buffer Material	人工粘土バリアと天然バリアの熱－水－応力に関する国際ワークショップ カナダマックギル大学およびカナダ原子力公社	〃	菅野 毅、藤田 朝雄 竹内 真司、石川 博久 原 啓二
高レベル廃棄物地層処分に関する研究開発の現状	実務講座 高レベル放射性廃棄物の地層処分に係わる諸課題 日本原子力情報センター	〃	佐々木憲明
放射性核種の地層中での挙動－東濃ウラン鉱床における天然ウラン系列核種の挙動を例にして－	第32回理工学における同位元素研究発表会 日本アイソトープ協会	〃	吉田 英一、湯佐 泰久
亀裂状媒体水理試験装置による単一亀裂岩体の透水・トレーサー試験	日本原子力学会第11回「放射性廃棄物・夏期セミナー」	〃	内田 雅大
不均質多孔質媒体中を移動する物質の分散現象に関する実験的研究	同上	〃	畑中耕一郎、内田 雅大

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
放射性廃棄物管理の倫理的側面OECD/NEAにおける国際的検討結果	日本原子力学会第11回「放射性廃棄物・夏期セミナー」	動燃	大沢 正秀
TRU核種を含む放射性廃棄物の発生とその処理および貯蔵	エネ総研TRU廃棄物中深層処分シナリオ調査検討委員会	同上	去来川汎人
釜石原位置試験の概要と初期応力測定結果について	東北3大学岩石力学懇談会	〃	佐藤 稔紀
亀裂性媒体中の水理・物質移行研究の現状	高レベル放射性廃棄物地層処分の最新技術と動向 工業技術会	〃	内田 雅大
地層処分の研究開発の現状と展望	同上	〃	佐々木憲明
動燃事業団におけるTRU廃棄物処理処分研究の現状	放射性廃棄物処理処分の高度化に関するセメント・コンクリート研究懇談会（第10回）	〃	間野 正
An Overview of the NAGRA/PNC Field Studies on Radionudide *Retardation in Fractured Crystalline Rock*	SMIRT 13	〃	梅木 博之、太田久仁雄
Technical Incentive to High Waste Loading Process of HLLW	Fifth International Conference on Radioactive Management and Environmental Remedition 1995 American Society of Mechanical Engineers	〃	米谷 雅之、河村 和広 五十嵐 寛、大内 仁
Incentive to High Waste Loading Vitrification Process	同上	〃	米谷 雅之、河村 和広 五十嵐 寛、大内 仁
A Review of Regional and In－situ Underground Geoscientific Investigations Related to the Geological Disposal	〃	〃	佐久間秀樹、武田 精悦 中司 昇
Experimental the Modelling on Diffusion of Cs, Niand Sm in Granodiorite, Basalt and Mudstone	5th International Conference on the Chemistry and Migration Behavior of Actinides and Fission Prodst Institut de Physique Nucleaire, Orsay	〃	佐藤 治夫、澁谷 朝紀 油井 三和
Migration Behavior of Cs Released from Fully Radioactive Waste Glass in Compacted Bentonite	同上	〃	芦田 敬、澁谷 朝紀 油井 三和
Study of Colloids in Groundwater at the Tono Uranium Deposit, JAPAN	〃	〃	瀬尾 俊弘
Experimental and Modelling Studies on Migration of Cesium and Selenium and Selenium in Compacted Bentonite	〃	〃	澁谷 朝紀、佐藤 治夫 芦田 敬、油井 三和
高圧ドライアイスブラストシステムの開発	GLOBAL 1995 IAEA, OECD/NEA,日本原子力学会	〃	福井 康太、照沼 誠一
深地層研究所（仮称）の概要（ENGLISH）	ZEDEXプロジェクト技術会議 ハードロックラボラトリー（スウェーデン）	〃	大和 愛司
Measurement of 30Si as a tracer by neutron－induced prom.	9th International Conference of Modern Frends.	〃	吉川 英樹、石川 博久
Geoscience Studies by PNC at the Tono Mine and the Kamaishi Mine in Japan	第8回国際岩の力学会議 国際岩の力学会(ISRM)	〃	杉原 弘造、松井 裕哉 佐藤 稔紀、佐久間秀樹
ボーリング孔間トレーサー試験のモデル化	同上	〃	澤田 淳、内田 雅大
新第三系堆積岩での弾性波による地質構造と掘削影響の調査研究－弾性波を用いた調査手法の適用性と掘削影響の発生に係る研究	〃	〃	杉原 弘造、長谷川 健
亀裂状媒体水理試験装置による単一亀裂岩体の透水・トレーサー試験	〃	〃	野田 兼司、内田 雅大
COUPLEにおける熱－水－応力連成試験	〃	〃	杉田 裕、茂呂 吉司 原 啓二
Summary of the PNC's First Performance Assessment Report H3 and Future Plans of R&D on Geological Disposal	Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Enviromental Remediatin High－Level ICEM '95	〃	佐々木憲明、大和 愛司 武田 精悦
Experimental Study on Flow and Mass Transport.	Symposium Vat the 1995 MRS Fall Meeting Material Research Society	〃	畑中耕一郎、内田 雅大
Effects of Aging on the Solubility of Palladium	同上	〃	小田 治恵、吉川 英樹 油井 三和
Modeling of Bentonite－Groundwater Interactions; A Combined Ion－Exchange and Surface Complexation Approach	Fifth International Conference on the Chemistry and Migration Behavior of Actinides and Fission Products	〃	小田 治恵、油井 三和

件　　名	発表機関	発表者	
		所　属	氏　　名
房総半島南部の完新統のイベント堆積物と段丘形成との関係	日本第四紀学会1995年大会	動　燃	藤原　　治
坑道周辺岩盤の微小き裂数と坑壁からの距離	資源 素材学会平成７年度秋季大会	同　上	石島　文代、杉原　弘造 吉田　英一
TDRによる多胡砂岩の堆積含水率の測定	同　上	〃	榊　　利博、杉原　弘造
緩衝材の膨潤応力のモデル化に関する検討	土木学会第50回年次学術講演会	〃	藤田　朝雄、菅野　　毅 千々松正和
膨潤応力を考慮した熱－水－応力連成解析	同　上	〃	藤田　朝雄、菅野　　毅 千々松正和
岩石の力学的特性に及ぼす温度の影響	〃	〃	佐藤　稔紀、青木　和弘
先進的核燃料リサイクル技術とアクチニドリサイクル	原子力学会核燃料夏期セミナー	〃	山名　　元
核燃料サイクルにおける機能材料の使用例	機能材料の基礎と応用研究専門委員会 日本原子力学会	〃	小島　久雄、福島　峰夫
Decomposition of Water and Production of H2 Using Semiconductor－Radiolytic Effect Induced by Gamma Ray.	Global '95 American Nuclear Society	〃	和田　幸男、川口　浩一 明珍　宗孝
System Studys on the Advanced Fuel Recycle System at PNC	同　上	〃	塩月　正雄、中島　一郎
Subcriticality Monitoring by Feynmen－α method	The 5th International Conference on nuclear criticality Safety ANS, OECD/NEA	〃	大谷　暢夫、羽様　　平
Basic Study on On－line Criticality Surveillance System	臨界安全に係わる国際会議（ICNC '95） 米国原子力学会、OECD/NEA共催	〃	野尻　一郎
A Concept of Integrated Safeguards System for PFPF ATR Line	第36回国際核物質管理学会年会	〃	朝倉　浩一、大谷　哲雄
高面圧下における積層ゴムアイソレータの実大実験その1．圧縮　圧縮せん断の基本実験	1995年度日本建築学会大会学術講演会	〃	瓜生　　満、平野　欣郎
高面圧下における積層ゴムアイソレータの実大実験その2．圧縮せん断破断実験	同　上	〃	鈴木　政美、瓜生　　満
高面圧下における積層ゴムアイソレータの実大実験その3．動的引張実験	〃	〃	平野　欣郎、瓜生　　満
鉛ダンパーのエネルギー吸収能力に関する実大実験	〃	〃	鈴木　政美、瓜生　　満

■特許・実用新案

平成7年 7月より9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	1799837	5. 11. 12 (7. 7. 24)	破断検出器付ベント管	持地 敏郎、（他2名）	㈱大洋バルブ製作所より持分承継
特許	1842819	6. 5. 12 (7. 7. 24)	多機能クランプ	持地 敏郎、（他1名）	㈱大洋バルブ製作所より持分承継
特許	1882328	6. 11. 10 (7. 7. 24)	長寿命ウラニル・イオン選択性電極	秋山 孝夫、和田 幸男 鈴木 康夫、（他3名）	住友化学工業㈱より持分承継
特許	1895637	6. 12. 26 (7. 6. 26)	サンプリングベンチ用トングの自動化装置	由川 幸次、竹田 英夫 （他2名）	千代田化工建設㈱より持分承継
特許	1895638	6. 12. 26 (7. 6. 26)	サンプリングベンチのジャグガイド	由川 幸次、竹田 英夫 （他2名）	千代田化工建設㈱より持分承継
特許	1903565	7. 2. 8 (7. 7. 24)	放射性廃棄物の固化方法	今 哲郎、（他3名）	住友化学工業㈱、㈱住化分析センターより持分承継
特許	1908169	7. 2. 24 (7. 7. 24)	放射性廃シリカゲルの固化処理法	今 哲郎、岡野 義 （他2名）	三井石油化学工業㈱より持分承継
特許	1918002	7. 4. 7 (7. 7. 24)	放射性廃シリカゲルの固化処理方法	今 哲郎、岡野 義 （他2名）	三井石油化学工業㈱より持分承継
特許	1920934	7. 4. 7 (7. 7. 24)	ウランおよびフッ素含有廃水の処理方法	音村圭一郎、小椋 善一 （他3名）	ユニチカ㈱より持分承継
特許	1936837	7. 6. 9	マイクロ波加熱・粉砕装置	高橋 芳晴、永木 裕	
特許	1940937	7. 6. 23	アルカリ金属酸化物エアロゾル発生装置	複地 平、姫野 嘉昭	
特許	1940964	7. 6. 23	レーザ同位体分離における反応装置	矢戸 弓雄、船坂 英之 鈴木 栄二、逢沢 俊彦	
特許	1943778	7. 6. 23	横放電励起型複合金属塩蒸気レーザ	大内 和美	
特許	1943817	7. 6. 23	炉内観察装置	宇都宮一博、林田 均 中村 寿	
特許	1944131	7. 6. 23	液体ナリウムの浸漬型純化装置	小貫 修、池岡 峯雄	
特許	1944165	7. 6. 23	コンクリート構造物	森川 智、廣井 博 姫野 嘉昭	
特許	1944603	7. 6. 23	使用済核燃料の連続溶解装置	中川 林司、小島 久雄 （他1名）	
特許	1953706	7. 7. 28	排ガス冷却装置の排ガス配管	池上 靖志、前川 弘道 石川 久、（他1名）	
特許	1954337	7. 7. 28	原子炉用燃料交換装置	亀井 満、片岡 一	
特許	1954387	7. 7. 28	使用済核燃料の連続溶解装置	中川 林司、小島 久雄 （他1名）	
特許	1954395	7. 7. 28	セル内への器材の搬入および搬出方法	吉川 勝則、三次 岳志	
特許	1954414	7. 7. 28	貯蔵容器におけるリップシールの交換方法	吉元 勝起、（他2名）	
特許	1954415	7. 7. 28	貯蔵容器におけるリップシールの交換方法	吉元 勝起、村上 真一 （他1名）	
特許	1954419	7. 7. 28	核燃料航空輸送容器	倉上 順一、久保 稔	
特許	1960149	7. 8. 10	超音波流量計	荒木 等	
実用新案	2074828	7. 8. 18	遠隔操作型カプラ	吉沼 明彦、大原 清海	
実用新案	2076021	7. 8. 18	ボールラッチ機構のクラッド除去装置	友松 健一、林 健一	
実用新案	2076022	7. 8. 18	ボールラッチ機構のクラッド除去装置	友松 健一、林 健一	
特許	1942806	7. 6. 23	ウラン濃縮測定法および測定装置	石黒 信治、清水 準 （他2名）	三菱マテリアル㈱と共有
特許	1952785	7. 7. 28	使用済燃料輸送容器	松島 英哉、宇留鷲真一 新谷 聖法、（他3名）	日立造船㈱と共有
特許	1952959	7. 7. 28	溶接開始時のガスシールド状態の判定方法	山下 照雄、（他2名）	石川島播磨重工業㈱と共有
特許	1955382	7. 7. 28	放射性廃液の処理装置	近藤 勲、高信 修 （他2名）	日立造船㈱と共有
特許	1961740	7. 8. 25	大型機器取合い構造	（3名）	㈱日立製作所と共有
実用新案	2039574	6. 11. 21 (7. 5. 29)	ミキサセトラ抽出器の界面および第3相検出装置	岸本洋一郎、小沢 正基 森 英治、（他3名）	住友金属鉱山㈱より持分承継、電力10社と共有
実用新案	2064967	7. 6. 9	グローブポート用遮蔽体	大西 俊彦、福留 克之 （他1名）	㈱コクゴと共有
実用新案	2065830	7. 6. 23	マスターマニプレータ	川妻 伸二、（他3名）	㈱明電舎と共有
実用新案	2070916	7. 7. 21	マスターマニプレータ	（1名）	㈱明電舎と共有
実用新案	2071947	7. 7. 21	原子炉燃料の貯蔵ラック	（1名）	富士電機㈱と共有
実用新案	2076697	7. 9. 4	マニプレータにおけるマスターのグリップ	（1名）	㈱明電舎と共有
実用新案	2078456	7. 9. 4	サンプリング液の採取装置	（1名）	石川島播磨重工業㈱と共有
アメリカ	5430226	7. 7. 4	METHOD FOR REGEATING SPENT SOLVENT GENERATED FROM NUCLEAR FUEL CYCLE	大内 仁、近藤 勲 岡田 尚	
アメリカ	5437847	7. 8. 1	METHOD OF SEPARATING AND RECOVERING RUTHENIUM FROM HIGH-LEVEL RADIOACTIVE LIQUID WASTE	米谷 雅之、河村 和広 虎田真一郎、高橋 武士	
アメリカ	5440093	7. 8. 8	STRUCTURE OF CONSTRAINED CHIP FOR PLASMA JET TORCH, AND PLASMA JET WORKING METHOD USING THIS CONSTRAINED CHIP	菅谷 敏克、原 光男 菊地 豊、谷本 健一	
フランス	8815983	7. 1. 6	PALIER DOUBLE	天田 健一	
フランス	9214577	7. 8. 4	REACTEUR NUCLEAIRE REFROIDI PAR METAL LIQUIDE	山本 研	
フランス	9300348	7. 7. 13	COEUR DE REACTEUR CREUX POUR UTILISATION DANS UN REACTEUR RAPIDE	中本香一郎	
ドイツ	3835620	7. 2. 9	KERNREAKTOR MIT EINHEITSDRUCKBEHAL TERAUFBAU	河西 善充、滝山 正志	

■特許・実用新案紹介

放射線用局部被曝警報装置

(特許第1852863号・特許公報 平5－58151)

1. 本発明の背景

原子力施設内の作業においては、放射線被ばく管理のため、作業者は全身および局部の被ばく量を計測する線量計を装着している。

従来、被ばく線量の多くなる作業を実施する場合、通常用いている線量計に加え全身の被ばく警報装置付きの線量計を衣服の胸や腰部に装着しているが、被ばくを受け易い手指等の局部に対しては装着・警報が不可能であるため、フィルムまたはTLDを指輪に組み込んで装着し、作業後にこれを後処理して被ばく線量を測定するのに時間を要していたため、作業形態により予測値を越える場合があった。

本発明は、これらを解決するため、小型で高感度の半導体式放射線検出素子を検出部である指輪に組み込んで、手指等に装着しても作業性を損なわず、作業しながら放射線被ばくがリアルタイムで監視および警報ができ、計測精度と安定性の高い放射線用局部被曝警報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、放射線に対する検出器とプリアンプと測定部とが電気的に接続されている装置であり、検出器は、放射線に対する高感度の半導体素子を内蔵した指輪状リングに形成されており、プリアンプは、腕部に脱着可能なバンドに一体的に取り付けられており、測定部は、警報器と装着用クリップを有し、リード線を介し検出器とプリアンプに電気的に接続されている。

なお、プリアンプは、検出器を収納するための収納部を有し、測定部は、プリアンプを収納するための収納部を有していることを特徴とする放射線用局部被曝警報装置である。

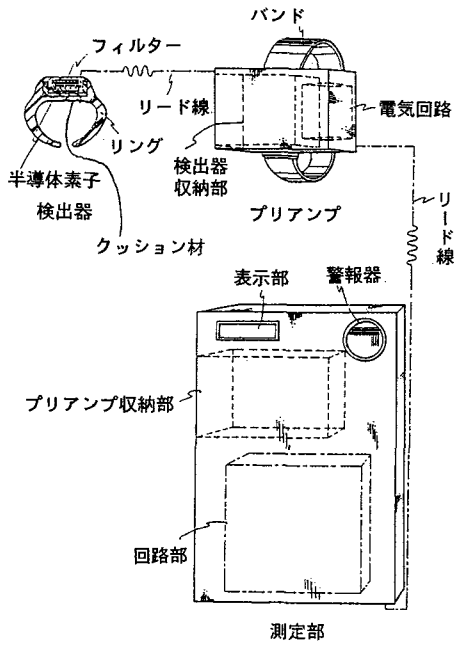


図1 検出器、プリアンプ、測定部の接続関係と部分断面図

3. 特徴と効果

本発明は、手指等に装着可能なリング状に形成された検出器の内部に、γ線等の放射線に高感度に作用するバイアス電圧の低い半導体素子 (Cd, Te, Si等) を、最適感度で作用するフィルター (Sn, Al, Pb, Cd等) を介し、また振動・湿度を防ぐためシリコンゴム等のクッション材を介して内蔵されており、検出された出力は、リード線で接続され腕部等にバンドで装着されたプリアンプに入力・増幅され、次いでリード線で接続され胸ポケット等に装着された測定部に入力され、放射線量を表示部に表示し、また設定された被ばく許容値を越えると警報を発する放射線用局部被曝警報装置である。

作業者は、本装置の装着によりリアルタイムで放射線量を視認・聴認することができ、作業管理の調整が可能となり無駄な放射線被ばくを防止できる。

また、使用方法として、上述のような検出器、プリアンプ、測定部を三者別体式とするか、検出器をプリアンプの収納部へ収納して二者一体式とし、さらにこれを測定部の収納部に収納して三者一体式とし全身用の被ばく警報装置とすることもできる。

本発明は、応用光研工業株式会社と共同で成されたものである。

動燃事業団では、本発明を具備した放射線用局部被曝警報装置を応用光研工業株式会社と共同で開発し、昭和60年から東海事業所プルトニウム転換施設でのグローブボックス作業に導入し、手指等の被ばく監視用として活用している。

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

先行基礎工学分野に関する研究協力について（平成8年の募集）

動燃事業団

動燃事業団では、大学・試験研究機関の研究者と知見を交流しつつ、相互に研究成果の向上を図ることを目的に、先行基礎工学分野に関する研究協力を平成7年度より実施しています。

研究協力の方法は、共同研究の実施、客員研究員及び研究生（大学院の修士課程、博士課程の学生及び研究生を対象）の動燃施設への受入れ等（これらの組み合わせも可）です。

研究協力の分野としましては、新型動力炉及び核燃料サイクル関連の基礎的研究に関するものです。

なお、平成8年度の本研究協力の募集の概略は以下の通りです。

記

1．公募分野　高速増殖炉技術開発、放射性廃棄物の環境技術開発等の先行基礎工学分野
（詳細については本年12月末に大学・研究機関に連絡します。）

2．対象機関　国公立・私立大学及び国公立研究機関等

3．申込方法　所定の申請書に必要事項を記載の上、所属長の推薦状を添えて提出

4．提出期限　平成8年1月末

5．審　　査　応募課題の採否等は、事業団における「大学との研究協力実施委員会」において行います。

6．研究期間　平成8年度の一定期間

7．募集要綱等の問合わせ先

〒107　東京都港区赤坂1－9－13　三会堂ビル5階
動力炉・核燃料開発事業団　技術協力部　技術協力室
（担当）菊地　隆雄
☎　03(3586)3311（代）内線2373
FAX　03(3583)6387
電子メール　pnc00015@niftyserve. or. jp
tkawa@pnc. go. jp
bsuzuki@pnc. go. jp

以　上

動燃技報　1995.12　No.96
平成7年12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

Abstracts (PNC Technical Review)

Fuel Design Method for the High Burnup MOX Fuel

Norihiko Onuki Takashi Nakamura Ichirou Kurita
Shinichi Uematsu

PNC Technical Review No.96 p18-28 (1995)

The statistical fuel design method is applied to the design evaluation of the high burnup MOX fuel for perfoming the rational design evaluation instead of the definite fuel design method up to date.

Some analysis codes are used on the design method. A fuel rod performance analysis code "FEMAXI-ATR" is the most important and has been verified by comparison with the many data of irradiation tests.

This paper describes the statistical fuel design method for the high burnup MOX fuel, including the verification of "FEMAXI-ATR" and etc.

Key Words: ATR, FEMAXI-ATR, DYNAGAP, MOX, Fuel Design, High Burnup Fuel.

Development of the Double-Wall-Tube Steam Generator — Evaluation of Inner Tube Leak Detection System —

Takuji Teraoku Naoyuki Kisohara

PNC Technical Review No.96 p38-43 (1995)

A double-wall-tube steam generator (DWT-SG) is considered to have possibility of eliminating a secondary heat transport system to realize a reliable and simplified FBR plant. Thus, basic tests for inner/outer tube leak detection and prototypical leak tests by use of the 1MWt DWT-SG model have been performed to evaluate the feasibility of DWT-SG. Their results demonstrated that the inner leak detection system can definitely detect a steam leak from an inner tube flaw. Analyses of the inner tube leak and detection behavior obtained in the 1MWt DWT-SG test enabled to estimate the performance of the inner tube detection system of the commercial DWT-SG system.

Key Words: FBR Plant, Double-Wall-Tube (DWT), Steam Generator (SG), 1MWt DWT-SG, leak Detection, Oxided Scale, Hygrometer.

Development of packagings for "MONJU" Blanket Fuel Assemblies

Kan Shibata Yuichiro Ouchi Masaaki Matsuzaki Yoshihisa Okuda

PNC Technical Review No.96 p29-32 (1995)

Blanket assemblies for prototype Fast Breeder Reactor "MONJU" are made at commercial fuel fabrication plants capable of handling deplete Uranium in Japan. For the purpose of transport the assemblies are inserted into a packaging that is set horizontally at the fabrication plants because of compatibility with equipment installed at the plants. On the other hand, the assemblies must be taken out from the packaging set vertically at "MONJU" due to compatibility. For this reason development of a new packaging, which makes it possible to take assemblies in and out both horizontally and vertically, is needed to carry out transport of assemblies for reload.

The development and fabrication of the packagings, taking about two years, were completed in March 1995. The packagings were used in transport of assemblies in June 1995 for the first change.

This report introduces the outline of the packaging and confirmation tests done in the process of development.

Key Words: Blanket, Fuel Assembly, MONJU, Packaging.

Summary of Analytical Methods and Adopted Equipments in Recycle Equipment Test Facility (RETF)

Toshio Hiroki Nobuharu Ishiguro Motonobu Karino

PNC Technical Review No.96 p44-48 (1995)

The Recycle Equipment Test Facility (RETF) is a facility to test the reprocessing process and the equipment with spent fuels from the fast reactors, Monju and Joyo.

The results obtained through the test will be reflected in design, construction and operation of the future plants.

The equipment to analyze plutonium, uranium and other elements are installed in the RETF. The equipment is composed of a analytical work cell, globe boxes, fume hoods, liquid waste storage tank and several kinds of analytical apparatus.

The R&D results, design and operation experience in the Tokai Reprocessing Plant and the Tokai Vitrification Facility are reflected in the analytical equipment design and fabrication.

This is a summary report on the design of the analytical equipment in the RETF.

Key Words: FBR, Reprocessing, Analysis.

Synthesis Evaluation on PNC-Europe In-Pile Safety Experimental Program CABRI-2

Ikken Sato

PNC Technical Review No.96 p33-37 (1995)

In the CABRI-2 in-pile experimental program (transient tests performed in 1987～1992) which aimed at studying the FBR fuel pin failure and post-failure material relocation behavior based on knowledge obtained through the CABRI-1 program with rapid overpower transients, tests focusing on behavior under milder transients as well as its dependency on fuel condition such as smear density and burnup were performed.

Through an evaluation on the CABRI-2 experiments, understanding on mechanism of transient FP gas-induced fuel swelling, dominating elements for failure threshold and dominating elements for post-failure material relocation was significantly enhanced. Based on this understanding, analytical models were improved and higher performance of the safety evaluation method was attained.

This synthesis evaluation was conducted under international cooperation with European lorganizations and common basic understanding on physical process as well as on philosophy of safety evaluation was obtained.

Key Words: FBR Safety CABRI, In-Pile Experiment, Interpretation, Transient Fuel Behavior, Post-Failure Material Reloction, Slow TOP.

Development of Dissimilar Metal Transition Joint by Hot Roll Bonding Technique

Takayuki Nagai Masayuki Takeuchi Seiichiro Takeda
Sakae Shikakura Kazuhiro Ogawa Kazuyuki Nakasuji
Haruhiko Kajimura

PNC Technical Review No.96 p49-55 (1995)

Metallurgically bonded transition joints which enable to connect reprocessing equipments made of superior corrosion resistant valve metals (Ti-5Ta, Zr or Ti) with stainless steel piping is needed for nuclear fuel reprocessing plants.

The authors have developed dissimilar metal transition joints between stainless steel and Ti-5Ta, Zr or Ti with an insert metal of Ta by the hot roll bonding process, using the newly developed mill called "rotary reduction mill". In the R&D program, appropriate bonding conditions in the manufacturing process of the joints were established.

This report presents the structure of transition joints and the manufacturing process by hot roll bonding technique. Then, the evaluation of mechanical and corrosion properties and the results of demonstration test of joints for practical use are described.

Key Words: Fuel Reprocessing, Stainless Steels, Titanium-Tantalum Alloy, Corrosion Resistant Alloys, Zirconium, Tantalum, Dissimilar Metal Joints, Hot Roll Bonding, Insert Metal, Mechanical Properties, Corrosion, Manufacturing, Corrosion Resistance, Material Testing.

MOX-Gd_2O_3 Fuel Development—Fabrication of Instrumented Fuel Rods and Irradiation Test Program—

Shusaku Kohno Masato Kato Soichiro Yano Masayuki Seki Shinichi Obata Keiichi Kikuchi Katsuichiro Kamimura

PNC Technical Review No.96 p56-65 (1995)

The irradiation test of MOX-Gd_2O_3 fuel as high burnup fuel for water reactor is scheduled to start in HBWR next year. MOX-Gd_2O_3 test fuel is a duplex type fuel that Gd_2O_3 or $(Gd,Zr)O_y$ bar is inserted in annular MOX fuel. Previous to the irradiation test, Gd_2O_3 or $(Gd,Zr)O_y$ bar and test fuel rods were fabricated. The following observations are made.

(1) Fabricated Gd_2O_3 and $(Gd,Zr)O_y$ bar were 1.24 ± 0.02mm OD and 1.84 ± 0.18mm OD, nearly 170mm long, 95%TD and above 99.9% purity respectively.

(2) Inner diameter of fabricated annular MOX pellet were 1.886 ± 0.018mm and 2.677 ± 0.005mm.

(3) The average pressure filled up with He gas for test fuel rods was estimated 4.972kg/cm² relative to 5kg/cm² as the objective pressure.

Key Words: MOX-Gd_2O_3 Fuel, Duplex Type Fuel, Gd_2O_3 Bar, $(Gd,Zr)O_y$ Bar, Water Reactor, High Burnup Fuel, In-Operation Instrumentations, Irradiation Behaviour, HBWR.

Results and Future Plan on International Co-operative Research Project, 'DECOVALEX'

Tomoo Fujita Masakazu Chijimatsu

PNC Technical Review No.96 p76-82 (1995)

An international co-operative research project has been established under the name of DECOVALEX for theoretical and experimental studies of coupled thermal, hydrological and mechanical processes for safety assessment of geologic disposal of radioactive waste. Different mathematical models and computer codes have been developed by different national reserch teams and these are used to study so-called bench mark test and test case problems developed within this project. PNC is one of the funding organizations and the research teams. This paper presents the approaches of the project, the results for PNC and the future works of the project.

Key Words: International Co-operative Research Project, Coupled Processes, Geological Isolation, DECOVALEX, Big-Ben.

The Separation of Trace Neptunium from Plutonium Nitrate Solution

Takashi Okada Akio Todokoro Yoshiyuki Kihara

PNC Technical Review No.96 p66-70 (1995)

The purposes of the development of the actinide recycling system, which is a Part of the advanced nuclear fuel cycle, are reduction of the burden to the envionment, improvement of nuclear fuel cycle economy and enhancement of nuclear proliferation resistance. Among the minor actinies (Np, Am and Cm), the Np element has IV, V and VI valences in acid aqueous solution and, thus, the changes in these are complex. This study confirmed that only coexisted Pu (III) does accomplish the valence adjustment of Np (IV) in a nitiric acid solution and as a result of this adjustment, the process of separation of the Ne from the Np and Pu nitarte solution was obtained. The Pu (III) was prepated by hydroxylamine nitarte and hydrazine which can be decomposed. Accordingly, impurities do not remain in an using solution.
Therefore, the process is a simplitied process and achieves the minimzation of waste generation.

Key Words: Np (IV), Pu (III), Separation, Neptunium, Ion-Exchange, Valence Adjustment

The Study on Radionuclides Removal from Low Level Liquid Waste from the Reprocessing Plant

Ikusa Kobayashi Kazuki Iijima Yoichi Miyamoto Yoshio Nakanishi

PNC Technical Review No.96 p83-88 (1995)

PNC has been developing the advanced technology for radionuclides removal from high salt content low level liquid waste. This paper shows the reason of process selection, the description of process, the optimum operating condition for each unit, and the experimental results of the radionuclides removal officiency from the actual liquid waste.

Key Words: Low Level Liquid Waste, Radionuclides, Precipitation, Ultra-Filtration, Ion Exchange, Adsorption, TRU, FP, Ruthenium, Plutonium.

Development of the Clogging Detection and Removal System for the Dip-Tube

Kazuhito Fukuda Yoshiaki Ogata Akira Maki Yoshihiro Fukuari Kentaro Kobayashi Nobuyuki Tanaka

PNC Technical Review No.96 p71-75 (1995)

In the Tokai Reprocessing Plant, the process parameters such as level, density and pressure of radioactive liquid in a vessel are measured mostly by the air purge measurement system. This system has been used extensively in the nuclear industry. This system has the dip-tube which work as detector, dipped into radioactive liquid in a vessel. The dip-tube has any moving parts, therefore it doesn't require basically no maintenance work.

It is however, well known that the end part of the dip-tube is often clogged with the salt precipitated from the process solution. The clogging causes the error of parameter measurements.

In order to solve this problem, the clogging detection and removal system has been developed. The system can detect the generation of the clogging and remove it before the measurement parameters become abnormal.

This papar describes the clogging detection and removal system developed for the air purge measurement system in the Tokai Reprocessing Plant.

Key Words: Air Purge, Dip-Tube, Clogging, Back Pressure, Bubbling Frequency, Amplitude, Clogging Detection.

Groundwater Flow Analyses in Japan (I) — Case Studies in Hokkaido and Northeast Japan —

Hideo Inaba Keisuke Maekawa Kaoru Koide Koichi Yanagizawa

PNC Thechnical Review No.96 p89-97 (1995)

An extensive study program has been carried out to estimate hydrogeological characteristics of deep underground in Japan. As a part of this program, groundwater flow analyses in Hokkaido and Northeast Japan were conducted. For the analyses of these area, hydrogeological models representing topography, geology, distribution of hydraulic conductivity were developed using available informations from open literature. By use of these models, steady state three-dimensional groundwater flow under a saturated/unsaturated condition was calculated by means of finite element method.

The results are as follows:

(1) Distribution of piezometric head corresponds with topography in the study area.

(2) Piezometric head distribution is hydrostatic below E.L.-1000m in the study area.

(3) Hydraulic gradient in the study area is less than 0.04 below E.L.-500m.

(4) Difference of boundary conditions at the shore side of these models does not affect the results of the analyses.

Key Words: Groundwater Flow Analyses, Finite Element Method, Porous Medium, Hokkaido, Northeast Japan, Hydrogeological Model, Hydraulic Gradient, Piezometric Head.

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		