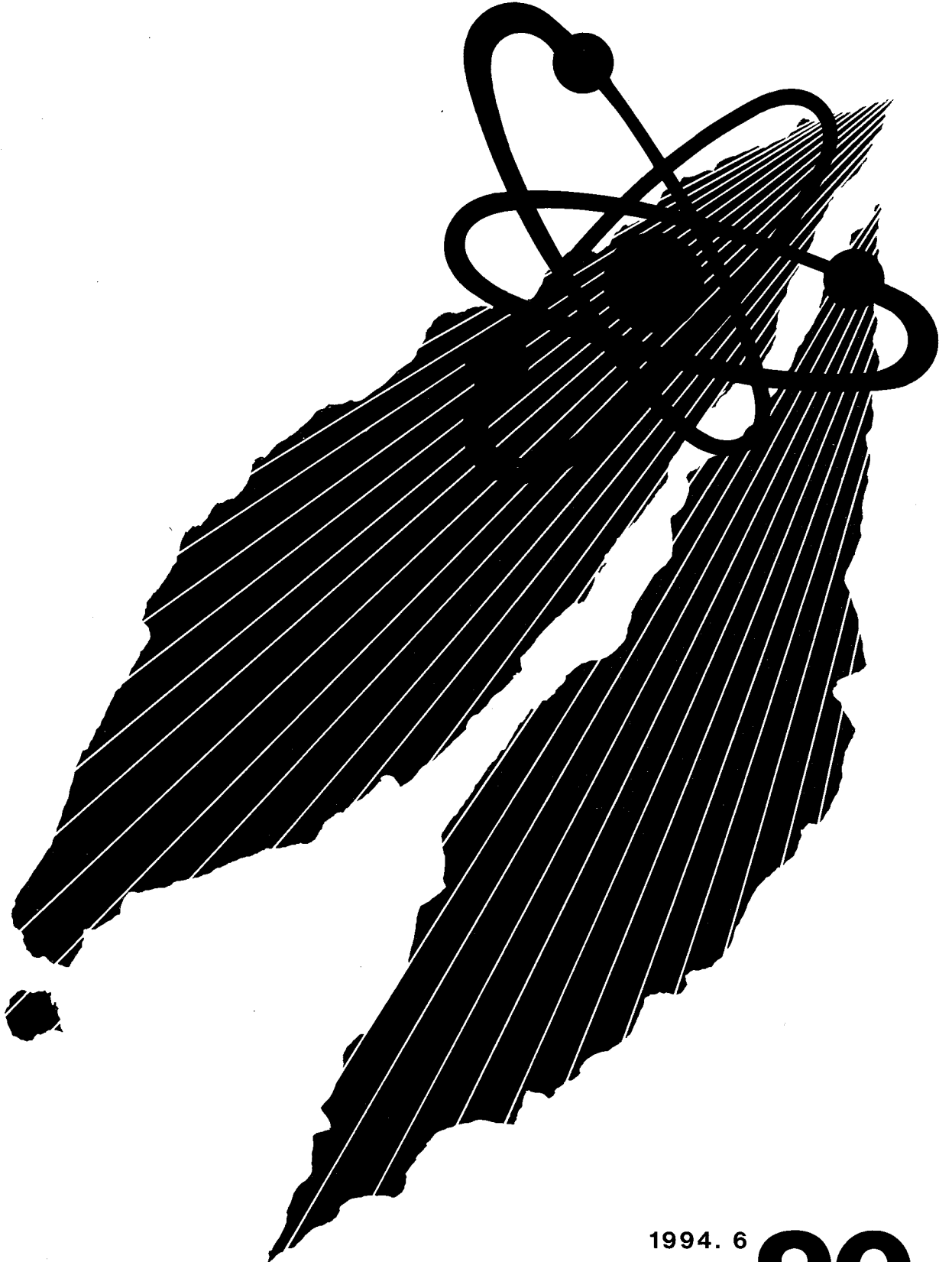


動燃技報

PNC Technical Review



1994. 6
No. 90

概 況

新型転換炉の開発	1
高速増殖炉の開発	3
核燃料サイクルの開発	8
再処理技術の開発	9
ウラン資源・探鉱と技術開発	10
廃棄物処理処分の開発	12
ウラン濃縮技術の開発	14
安全管理技術の開発	15
核物質管理業務	18

技術報告

「もんじゅ」の建設経験および成果（その2）	19
富樫 義則 池田真輝典 金子 義久 江橋 政明 長広 義彦 澤崎 嘉次	

技術小論

2重管蒸気発生器の開発	
—小型モデルによる2重管蒸気発生器伝熱流動評価—	42
仲井 悟 佐藤 博之	
「もんじゅ」フローモニタの開発	49
戸村 和二 弟子丸剛英 奥田 芳久 大場 俊雄 石川 紘一	
ブラジル、リオフレスコ層群中におけるガボン、 オクロ・ムーナナ型鉱床賦存の可能性について	56
小林 孝男	
分子レーザ法ウラン濃縮研究開発の現状について	69
須藤 收 田代 清 川上 重秋 沖本 龍壯 佐藤 章 亀田 昭二 島崎 善広	
亀裂ネットワーク水理物理質移行モデルの開発	74
内田 雅大 澤田 淳	

国際協力

国際会議、海外派遣等	83
------------	----

活 動

外部発表・特許・実用新案	84
--------------	----



新型転換炉の開発

1. 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所（定格出力16.5万kW）は、平成5年8月18日より実施していた第11回定期検査は、平成6年1月7日の総合負荷検査合格により終了し本格運転を再開した。その後、定格出力にて運転を継続している。

1月27日には、法律に基づき「ふげん」の3カ年の運転計画を策定し、科技庁、通産省に届け出た。

なお、「ふげん」が熱中性子炉として世界に先駆けて本格的に利用してきたMOX燃料の累積装荷体数は第11回定期検査時の燃料交換において、557体（核分裂性プルトニウムで約1トン）に達し、プルトニウム利用実績を着実に蓄積している。

平成5年度第4四半期の運転実績は以下のとおりである。

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
6年1月	122,760	744	100.0	100.0
6年2月	110,880	672	100.0	100.0
6年3月	122,760	744	100.0	100.0
合計	356,400	2,160	100.0	100.0

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認試験は、電源開発が通商産業省の委託を受け、動燃事業団は、電源開

発(株)より平成5年度分の依頼を受け実施している。その実施区分は、①主要機器・設備技術確認試験、②炉心特性確認試験、および③安全性確認試験である。また、実証炉の燃料の高燃焼度化に係わる設計および研究開発を継続して実施している。

2.1 「ふげん」における技術開発

新型転換炉の機器・システムの性能・信頼性向上については、燃料交換作業の効率化を図るためにAI（人工知能）を利用した「燃料交換作業支援システム」を開発したが、次回定期検査時にその機能を「ふげん」の「燃料取扱設備制御装置」に導入し自動化を図る予定である。また、原子炉起動時の制御操作の自動化を図るための「原子炉核加熱自動制御システム」の検討を進めている。

さらに、被ばく低減技術の開発として実施した原子炉冷却系系統除染の、その後の運転による系統への放射性物質の蓄積傾向を評価している。また、原子炉冷却系系統除染等に使用した使用済イオン交換樹脂を既設の焼却炉で減容するため、硝酸等の酸を用いた内蔵放射能の分離方法および分離廃液の処理方法について検討を進めている。

MOX燃料高度化開発については、引き続きガドリニア燃料集合体の照射を継続し、炉心での照射健全性を確認・評価している。その他、圧力管監視試験片および国産圧力管材の照射を継続して実施している。

2.2 設計研究

設計コード（運転コード）については、「ふげん」の第16サイクルから照射されている照射用ガドリニア燃料集合体の燃焼特性について、運転実績との比較評価を実施している。

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

2 概況

評価および核特性評価を継続している。

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実験解析を実施した。

2.4 伝熱流動研究

実証炉の取替燃料として開発を進めている高燃焼度燃料（54本クラス）の大洗工学センターにおける伝熱流動試験を計画している。現状の設計データを基に、ガドリニア添加燃料棒本数の影響を明らかにするためのドライアウト限界出力を測定する試験を行っている。

2.5 安全性研究開発

ATRにおいて事故が設計基準事象を超えても、プラントがこれに対処できる余裕を備えていることを定量的に示すための評価手法の開発を行っている。原子炉停止系の機能喪失を想定したシビアアクシデントに関しては燃料チャンネルが破損した、燃料がデブリとなってカランドリアタンク内に堆積した場合の冷却性解析を実施した。また、反応度事故に伴う圧力管破断時熱水力学解析のモデル改良を行った。圧力管が破損して軽水が重水中に放出された場合の挙動については、実験結果を報告書にまとめ、流体/構造連成コード解析結果についても報告書にまとめた。

2.6 部品・機器試作開発

高燃焼度54本クラス燃料のフレット磨耗に対する耐久試験を開始し、200時間試験経過後のデータを測定中である。圧力管余寿命評価手法の開発については、圧力管照射データの整備および圧力管クリープ特性データを整理して特性式を作成して

いる。また、水素化物を非破壊法で測定するための開発として水素化物検出試験を終了した。

「ふげん」の定検中における被ばく低減化を目指して実施を予定している垂鉛注入に関する材料健全性試験の技術的検討および試験装置の製作準備を行っている。

2.7 燃料・材料研究開発

(1) 構造材料

「ふげん」の第10回定期検査時に取り出した圧力管材料照射試験片の水バースト試験のため、水バースト試験機の試運転を行っている。

(2) MOX（ATR用）燃料の研究開発

① 実証炉のための燃料照射試験

実証炉のための燃料照射試験については、電源開発(株)からの受託研究として「ふげん」で照射された36本燃料集合体の照射後試験を行い、このうち非破壊試験および一部の燃料棒については、大洗工学センターでの破壊試験を継続した。

② 高燃焼度燃料開発のための照射試験

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

③ 解析

ハルデン炉で継続中の日負荷追従試験は、燃焼度36,500MWd/tまで到達して、照射試験を終了し、この間の挙動データ整理を継続するとともに、照射後非破壊試験を実施した。また、今年度よりハルデン炉で実施する出力急昇試験については、「ふげん」でベース照射したものうち、1体目の燃料についての非破壊試験を終了し、この燃料のハルデンへの輸送を終了した。なお、2体目の燃料については、「ふげん」にて現在冷却中である。

(動力炉開発推進本部
核燃料サイクル技術開発部)



高速増殖炉の開発

1. 高速実験炉

平成5年3月27日から開始した第10回定期点検作業は、最終段階に入った。1月に燃料取扱系機器の点検を行い、1月31日から2月18日まで第28サイクル運転のための燃料交換作業を実施し、新燃料3体を炉内に装荷した。2月21日から3月13日まで運転前確認を行ったのち、3月14日から26日まで定期検査を受けるための運転を実施し、今定期検査中に更新した中性子計装設備の特性試験、制御棒校正試験および原子炉運転に伴う各種運転特性試験を行った。なお、今定期検査は、3月25日に最終検査を受験し、合格した。合格証の交付は次年度初頭の予定である。

炉心の高性能化および照射技術の高度化を図るための高度化計画(MK-III計画)に関しては、1月27日に設置変更許可申請書を科学技術庁に申請した。

2. 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設および試運転

高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設工事は、平成6年3月末現在の総合進捗率が約99%（臨界で100%）に達した。

機電の各工事従事者は3月末現在全体で約387名であった。

2.1 試運転状況

流量分布評価試験に引き続き、1月より燃料装荷を再開し、3月末までに炉心燃料168体の装荷を完了した。

なお、第9回炉心燃料輸送を3月に行った。

2.2 原型炉に係わる技術開発

原型炉までの技術を集約するとともに、技術の高度化を進めて実証炉以降の開発に反映させるために、①「もんじゅ」成果に基づくFBR技術の評価、②FBRシステム・機器の高度化（(a)プラントインテリジェント化、(b)信頼性高度化、(c)保守・管理技

術高度化、(d)プラント特性を活かした研究開発）、③FBRによるプルトニウム利用の高度化について計画の具体化を引き続き進めている。

「もんじゅ」成果に基づくFBR技術の評価としては、設計技術の評価として、もんじゅの設計資料の保管・分類状況について確認するとともに設計根拠等のデータベース化を継続した。

FBRシステム・機器の高度化については、プラントインテリジェント化の一環として、原型炉総合データベースとプラントデータ収録システムの開発を進めている。原型炉総合データベースについては、データベース管理システムのハードウェアおよびソフトウェアを整備し、データベース化を進めている。プラントデータ収録システムについては、プラントデータ収録システムとして運用するとともに、さらなるデータ点の追加等による整備を進めている。また、運転管理支援システムの開発として、プラント機器基本データの整備を進めるとともに機器仕様管理システムの開発を進めている。信頼性高度化としては、CREDO対応としてCREDOを包括したデータベースのデータの取扱いおよび処理について検討している。保守・管理技術の高度化としては、機器・保守技術関連の研究開発計画を立案し検討を進めた。

プラント特性を活かした研究開発については、使用済燃料管理について動向調査を継続した。

2.3 その他

① 工場製作状況

燃料集合体の製作を1月25日に終了した。

3. 大型炉設計研究

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

4 概況

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

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

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

4. 炉物理研究開発

大型炉心の核特性評価手法の開発では、3次元6角体系用ノード法輸送計算コードの開発を継続するとともに、核分裂生成物の炉定数の整備および「常陽」の燃焼詳細解析に備えて解析コードの整備を進めている。

新型燃料炉心・TRU添加炉心の核設計手法の開発・整備のため、TRU核種の核データの整備やアクチノイド核種の崩壊熱評価作業を実施している。

遮蔽研究では、大型炉遮蔽ベンチマーク実験(JASPER計画)について実験の解析を終了した。

高速炉燃料再処理施設の実用化に向けて設計、運転管理を行うための基盤的技術である臨界安全管理手法を確立するための炉物理研究を継続して実施している。また、重水臨界実験装置(DCA)を未臨界度(0.7~0.3程度の実効増倍率)の精密測定試験に利用するための施設の改造を継続している。

5. 機器研究開発

コンパクト高性能電磁ポンプの開発として、強磁場発生型電磁ポンプのナトリウム中性性能試験を進めている。

大型炉用の新型炉停止機構については、炉内機能確認試験に関して、流動や熱過渡の観点から試験条件等の検討を進めている。

2次ナトリウム削除システムの研究開発について

は、2重伝熱管型蒸気発生器の伝熱流動特性を把握するため、小型2重管型蒸気発生器モデルを用いて静特性試験、流動安定性試験を実施した。ここで得られたデータを基に、それぞれの解析コードPOPAI 6、BOSTの検証、改良作業を進めている。また、内外管リーク検出システムの開発では、小型モデル試験により実用性を確認した。2重管蒸気発生器の健全性については、DNB熱疲労、リラクセーションの観点から評価を進めている。

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

供用期間中検査装置の開発に関しては、原子炉容器廻り検査装置を用いて実施した「もんじゅ」の供用前検査の結果の解析を進めている。1次主配管検査装置および蒸気発生器伝熱管検査装置の開発については、データ処理技術の高度化を進めている。また、伝熱管の内面状況を可視化するための装置開発を継続している。

6. 燃料・材料研究開発

被覆管材料の中で、将来的に長寿命燃料の有望鋼種である酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼については、引き続き、強度異方性を改善し延性・靱性を向上させるための冷間加工・再結晶および α/γ の変態に関する評価試験を実施した。また、日欧ODS専門家会議を行い、強度異方性、延性等に関し意見交換を行うとともに、照射特性に関する情報を入手した。

改良オーステナイト鋼(15Cr25Ni)については、長時間側のクリープ破断データおよび引張試験データを継続して取得している。

高Ni合金については、15Cr35Niをベースに炭窒化物析出強化型の合金設計を行い、板材試作を行い、引張試験およびクリープ試験を実施した。

被覆管材料の照射試験としては、温度制御型材料照射挙動測定装置(MARICO-1)用内圧封入試験片の製作を完了し、リグへの組み込みを行った。また、CMIR-4(炉心材料用照射リグ)照射試料については、中間検査を終了し、継続照射リグCMIR-5試料の準備を完了した。また、各種実用鋼におけるボイドスエリング挙動の差異を、微量添加元素や照射条件に着目した検討を継続した。

「常陽」における高線出力照射試験(PTM-2)の照射後試験については、一部の試験ピンについて燃料組織観察を実施し溶融限界軸方向位置を確認した。また、「もんじゅ」燃料の高燃焼度照射、改良オーステナイト鋼被覆管燃料照射等について、中間検査

によりピン外径データを取得中である。また、太径中空照射用燃料の製造を実施した。

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照射試験に関する協定改訂のための検討・調整を実施した。FFTF照射試験のうち、昭和62年11月より照射した改良SUS316鋼被覆管燃料ピン(燃焼度147,000MWd/t、ペレットピーク)については、取得データの評価および日本に一部の燃料ピンを輸送するため、輸送対象燃料ピン等の選定に着手した。また、改良オーステナイト鋼被覆管燃料集合体についても、照射後非破壊試験を継続・実施した。日米共同で実施しているEBR-II運転信頼性試験(運転時過渡試験(OTT)と破損燃料継続照射試験(RBCB))においては、長寿命燃料を対象としたPhase-IIのOTT試験で、過渡過出力試験中に破損した高強度フェライト/マルテンサイト鋼被覆管燃料ピン2本のうち、1本の破壊試験をほぼ終了し、取得データの詳細評価に着手するとともに、過渡試験による燃料挙動の評価を継続実施した。また、ODSフェライト鋼被覆燃料ピンを含む改良燃料の予備照射を継続した。Phase-IIのRBCB試験では、これまでに得られている破損信号の総合的な解析、評価を継続して実施するとともに破損燃料のギャップコンダクタンス、燃料-ナトリウム反応層熱伝導度等を試験データに基づき評価し、破損燃料中心温度評価手法の開発に着手した。また、「もんじゅ」における燃料破損時の作業手順の策定に反映するための評価を開始した。日仏交換照射では、「常陽」における仏製改良オーステナイト鋼被覆管燃料の照射を継続した。一方、Phenix炉における動燃事業団の改良SUS316鋼被覆管を用いた大型バンドル照射については、定格運転開始後に照射を開始すべく準備を進めている。

照射試験装置の設計・製作に関しては、平成6年度中頃からの照射開始をめざした照射試験集合体の製作および準備として、温度制御型材料照射装置(MARICO)の組立を継続している。また、MARICO照射中の測定データをオンラインで入力処理する装置の原子炉格納容器内据付け工事は、「常陽」格納容器内外の作業を完了した。

燃料集合体の開発に関しては、 $1.8 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) まで照射されたC3M集合体のラッパ管膨れ量の解析を実施した。また、BEACONコードを用いて「常陽」MK-IIの炉心湾曲挙動を解析するとともに、炉心変形挙動解析に関する現状課題と解決方策について検討した。

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評価のための、燃焼度および温度評価を

継続して実施した。ナトリウムボンド型中性子吸収ピンについては、照射後試験をほぼ終了した。また、ガスベント機構選定のための炉外試験の準備を終了した。高性能中性子吸収材では、ペレットの割れと熱伝導度改善を目的として、 B_4C/Cu 、 B_4C/BN 複合材の試作試験を行い、特性評価を継続した。

燃料ピン挙動解析コードCEDARの過渡時における解析精度の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み関係式を導入し、過渡照射試験ピンの解析を開始した。

燃料ピンバンドル挙動解析コードの開発については、高BDI条件下での計算精度を上げるため、ワイヤずれモデル、ピン偏平化モデル、ダクト膨れモデルの機構確認を開始した。また、破損燃料挙動解析コードSAFFRONについては、軸方向亀裂進展の弾・塑性解析機能を追加し、照射後試験結果と比較検討した。スエリングシミュレーションコードについては、実用鋼のスエリング特性評価のためのパラメータ解析を継続した。

燃料・材料のデータベースについては、燃料材料データベースへの「常陽」燃料のPIEデータの登録を継続して実施している。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、9月末に竣工した建屋内の電気設備、換気空調設備の試運転を継続するとともに、建屋内の整備を進めている。内装設備については、工場製作を進めるとともに、セル周りの設備であるセル内クレーン設備、機器移送設備のうちトランスファーカート、フード、キャスク台車等の据付けを実施した。試験機については、メカトロニクス応用試験棟にて実施していた集合体試験装置のうち、横型試験機、X線CT用試料駆動装置およびピン試験装置の一部のセル外性能試験を完了し、遠隔操作、保守性および性能を確認した。また、ピン試験装置の試験継続および縦型試験機のみカトロニクス応用試験棟への搬入準備作業を行った。燃料集合体の輸送技術開発については、「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器として、引き続きPIE-SA型輸送容器製作(2基)を進めている。被覆管試験セルの整備については、セル内機器の解体および除染を継続した。

7. 構造材料研究開発

構造設計解析法の研究開発に関しては、汎用非線形構造解析プログラムFINASの拡張・整備、非軸対称座屈解析法および繰返し塑性構成方程式の構

築、炉心わん曲解析のための要素の開発等非線形構造解析技術の高度化を進めている。また、構造物強度評価支援システムの開発を進めている。

構造物強度に関する研究では、構造不連続部、溶接部等の構造要素の熱過渡強度試験を実施し、クリープ疲労評価法、ラチェット評価法の検討を進めている。座屈評価法については、熱座屈試験の結果を基に座屈評価で用いる安全率の検討を行っている。

構造物強度確性試験については、溶接容器モデルの熱過渡強度試験を終了し供試体の解体検査を進めている。また、構造不連続部の熱応力の集中挙動を調べるため、フィレット付容器モデルの熱過渡試験の準備を進めている。

耐震構造試験については、機器上下免震構造要素の振動試験データから得られた基礎的振動特性をまとめている。

構造健全性評価法確立のための研究開発に関しては、高速炉機器に破壊力学を適用した評価手法を開発するため、円筒容器試験体の亀裂進展試験を継続実施している。

炉心構造設計法の開発については、炉心変形評価法の全体研究開発計画を策定した。炉心の群振動評価法については、IAEA/IWGFRが主催する国際共同ベンチマーク解析に参加し、イタリアPECで行われた衝突試験に対応する解析を進めている。

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

構造材料の寿命・余寿命診断法の開発については、SUS304の損傷付加試験、多軸クリープ疲労試験を実施し金属組織学的に検討を行っている。

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

燃料材料の炉外材料特性の評価については、改良オーステナイト鋼、酸化物分散強化型フェライト鋼等を対象にナトリウム中強度試験、腐食特性試験を実施しナトリウム環境効果の評価法を検討している。

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

ナトリウム分析に関しては、「常陽」のナトリウ

ムおよびカバーガスアルゴンの純度管理のための分析を継続実施している。

8. 安全研究

炉心部ナトリウム過渡熱流力試験については、自然循環時の炉心部伝熱流動特性を精度良く評価できるようにするため、集合体間の熱移行の影響を含めた炉心部流量再配分特性試験を実施している。

炉体構造水流動試験においては、自然循環除熱時における炉心チャンネルでの逆流現象の発生条件、上部プレナム内の低温流体の炉心部へのもぐり込み等に関する熱流動挙動を調べる炉心-プレナム相互作用試験を実施している。また、炉心部での局所異常が発生した場合の燃料ピンの冷却限界を調べるための局所異常冷却限界試験を実施している。

プラント過渡応答試験では、自然循環除熱時のプラントシステム全体としての熱流動現象を解明するために実施した定常試験、過渡試験の評価を実施している。

熱流動解析コードの開発に関しては、炉心部過渡伝熱解析手法の高度化を目的として、集合体内単相サブチャンネル解析コードASFREの物理モデルの見直しを行っている。また、炉容器過渡熱流動解析、手法の高度化のため、汎用多次元熱流動解析コードAQUAの高精度化を図るとともに、温度ゆらぎ現象を詳細に評価するための乱流直接シミュレーションコードDINUSの開発を進めている。さらに液面揺動解析コード(SPLASH)の開発を進めている。

炉心物質移行挙動試験については、仮想的炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の炉容器内保持能力を評価するため、高温模擬試験装置(MELT-II)を用い、融体NaCl/水系での融体-冷却材相互作用試験を実施するとともに、試験結果の評価を行っている。

安全解析コードの開発では、各種事故シーケンス解析のためのコード群の改良・整備を進めている。起因過程解析コードについては、CABRI試験の成果を反映してSAS4Aのモデル改良および詳細解析コードPAPASのモデル改良を進めている。炉心崩壊過程解析コードSIMMER-IIIについては、流体力学部のみを統合したコード(Version 1.B)に対する修正を行うとともに、計算効率向上のためのベクトル化に関する検討、各種モデルの検証を進めている。

国際協力で進めている炉内安全性試験では、仮想的炉心崩壊事故における燃料ピン過渡挙動に係わる主要現象を解明し、実機評価精度の向上を図るため、CABRI-2試験成果の国際的総合評価作業を

進めている。CABRI-2 試験に引き続いて実施している CABRI-FAST 試験については、シリーズ 4 回目の試験 (T2 試験) を 3 月に実施した。

確率論的安全評価(PSA)については、事象推移の簡易評価プログラム開発や炉停止時の長期崩壊熱除去モードのような長時間の解析のための改良を進めている。また、運転保守要領の検討に資するため、試験間隔等をパラメータにした感度解析を実施している。さらに、PSA を運転安全管理に利用するためのリビング PSA システムの開発整備を進めている。

信頼性データベース(CREDO)については、その拡充としてデータの収集・整備を継続するとともに、もんじゅデータの作成、登録方法の整備等の CREDO システムの改良・整備を行っている。

さらに、FBR 安全性試験炉に関する研究として、高速炉の実用化に向け必要となる炉内安全性試験の検討と、それに対応可能な試験施設概念を検討し、平成 5 年度の検討成果を報告書としてまとめた。

模擬燃料からの FP 放出挙動に関する試験については、ホット試験装置の製作・据付を進めるととも

に、コールド試験装置を用いた Na ベーパー中での FP の物理的・化学的形態等を明らかにするための試験を進めている。

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

ナトリウム燃焼試験では、3 次元ナトリウム燃焼解析コード SOLFAS の開発を進めるとともに、コード検証のための燃焼試験を実施している。FP 蒸気泡挙動に関しては、ヨウ素気泡のナトリウム中溶解挙動に及ぼす液深効果試験を実施した。また、水素燃焼に関しては、水平燃焼伝播試験の準備を行った。

蒸気発生器の安全性に関する研究では、合理的な設計基準水リーク事象の選定のための試験を準備している。

(動力炉開発推進本部
核燃料サイクル技術開発部)



核燃料サイクルの開発

1. 燃料開発および製造

(1) FBR燃料の開発

「もんじゅ」初装荷燃料製造を継続し、1月25日の集集体官庁検査をもって完了した。

(2) ATR燃料の開発

第21回取替燃料(16体)の製造を終了するとともに第22回取替燃料(23体)の製造を継続実施した。

(3) プルトニウム燃料の利用技術開発

1) プルサーマル照射試験

電力との共同研究として進めているドッドワード炉(BWR仕様)、およびBR-2炉(PWR仕様)での照射を継続した。

また、ハルデン炉(PWR仕様)で照射した燃料の照射後試験およびデータ解析を終了し、報告書にまとめた。

2) 炭・窒化物燃料に関する研究

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

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

(4) プルトニウム燃料製造施設

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

2. プルトニウム混合転換技術開発

(1) プルトニウム転換技術開発

プルトニウム転換技術開発施設(転換能力:10kg MOX/日)においては計画停止しており、経年変化の著しい設備の撤去更新工事を継続実施した。

(2) 混合転換技術開発

大型転換施設設計の一環として進めている連続脱硝装置の開発については、マイクロ波を脱硝ゾーン

に集中させたスクリー式脱硝装置を用いたウラン連続脱硝試験を継続し、遠隔制御運転の可否について検討した。また、転換プロセス(脱硝工程、焙焼還元工程)の工程短縮および遠隔保守を目的としたドラム型連続転換装置について、マイクロ波電界強度の調整試験を継続した。

(3) 湿式回収技術開発

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

今期間は、プルトニウム富化度の高いFBR系燃料スクラップ約4kg MOXの回収試験を行い、これまで実施した燃料スクラップのプルトニウム溶解性および抽出・分離回収性能について、運転データより検討した。その結果、同一プルトニウム富化度の燃料スクラップでも発生履歴により溶解性が異なることが判った。

さらに、PuO₂粉末の溶解法を検討するために、電解条件をパラメータとした小規模溶解試験結果のデータを整理した。

(4) プルトニウム混合転換装置の開発

混合転換基礎試験として、硝酸プルトニウム溶液、脱硝中間生成物(溶液)の脱硝メカニズム解明のための試験および脱硝生成物の焙焼還元試験を継続し、試験データの整理を実施した。

3. ウラン転換

(1) 回収ウラン転換技術開発

電力会社と共同で実施する回収ウラン転換実用化試験については、改造工事を継続するとともに、科学技術庁による施設検査を第4回まで受検した。また、輸送容器の検査を1月18、19日および2月22、23日に受検し合格した。

(核燃料サイクル技術開発部)
(核燃料施設計画部)



再処理技術の開発

1. 再処理工場の現状

東海再処理工場は、平成5年12月4日に運転(93-2キャンペーン)を終了後、インターキャンペーンに入り工程内機器の点検・整備作業を実施している。

なお、使用済燃料の累積処理量は約716.8トンである。

2. 再処理技術の開発

(1) 高信頼性機器の開発

新材料を用いた酸回収蒸発缶小型モックアップ試験設備については、長期運転試験を継続した。

(2) 前処理工程の高度化技術開発

軽水炉燃料再処理技術の改良・高度化等に対応した新型プロセス機器の開発を継続した。また、平成5年度分の前処理工程施設設計作業を終了した。

(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、検査装置部の改良に係わる検討を継続した。赤外線を用いた新検査システムの開発は、基礎試験を継続した。

(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検討を継続した。また、除染に係わる検討を継続した。

3. 高速炉燃料再処理技術開発

(1) プロセス技術開発

1) 前処理工程技術開発

レーザー解体試験装置の製作を終了し、実規模開発試験室(EDF-III)への据付け工事を終了した。

2) 主分離工程技術開発

遠心抽出器については、RETF用機の詳細設計に基づく試作機の製作を終了し、性能確認試験を継続した。また、新型電解酸化槽基礎試験を継続した。

(2) 材料技術開発

ホット腐食試験の一環として、 γ 線照射下での各種金属材料の腐食反応機構を検討するための試験を実施した。

(3) 遠隔技術開発

遠隔サンプリングシステムのうち、サンプルステーション試作後の機能試験を継続した。

遠隔継手開発として、耐蝕性試験を継続した。

(4) 分析技術開発

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

4. 施設設計

リサイクル機器試験施設(RETF)について、内装設備および建家に係る調整設計を終了した。

試験棟の建築に係わる工事の契約を締結し、工事の準備作業を開始した。

5. 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溶解試験(第19回)および連続抽出試験結果のデータ整理・解析を継続した。また、「常陽」C型特殊燃料を用いた溶解試験(第20回)を実施し、サンプルの分析作業を進めている。

(核燃料サイクル技術開発部)
核燃料施設計画部



ウラン資源・探鉱と 技術開発

1. 海外調査探査

1.1 カナダ

サスカチュワン州・ドーンレイクプロジェクトでは、冬期試錐調査を実施し、平均品位1.86%e U_3O_8 、厚さ7.2mの鉱化帯を確認した。

同州クリスティーレイクプロジェクトでは、冬期試錐調査で既知鉱化帯の延長を確認するとともに、新たな鉱化帯を捉え探査対象区域が拡大した。

北西準州・プリンセスメリープロジェクトでは、次年度調査準備を実施した。

1.2 オーストラリア

西オーストラリア州・ルーダルプロジェクトでは、今年度調査結果の取りまとめを行った。また、共同調査管理委員会において、次年度調査計画の策定を行った。

北部準州・プラトープロジェクトでは物理探査（地上電磁探査）結果の解析を行った。また、今年度調査結果の取りまとめと次年度調査計画の策定を行った。

1.3 アフリカ

ジンバブエプロジェクトでは、次年度計画を策定した。

ニジェール・テッシリ地区では、既知鉱床の鉱区維持のため鉱区延長申請を行った。

1.4 中国

建昌プロジェクトでは、3月に連合委員会を開催し、これまでの調査結果を検討し、平成5年度で調査を終了することに合意した。

遼東半島地域では、3年間の共同研究の結果不整合関連型に類似の鉱床存在の可能性を認め、平成6年より共同調査を発足することで中国側と合意した。

1.5 ブラジル

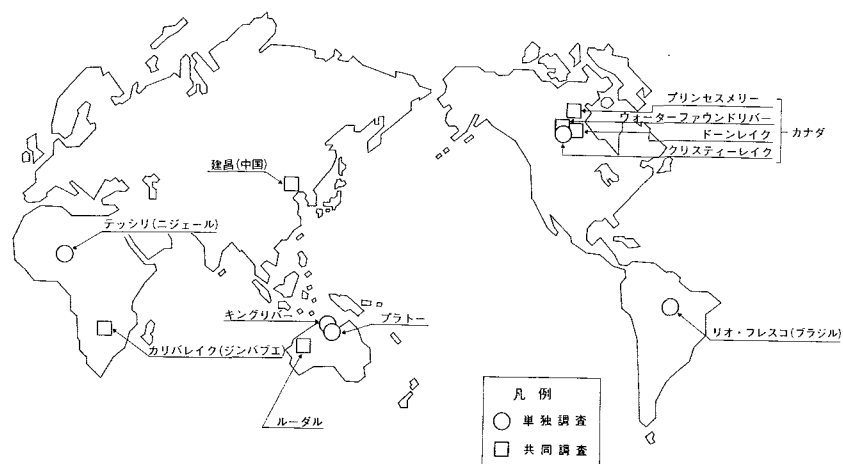
リオフレスコプロジェクトは、探査開始に向けての情報収集を行った。

1.6 海外法人等

① カナダ現地法人

北米の各プロジェクトの実施、共同調査の管理お

平成5年度 調査探鉱位置図



よび新規プロジェクト開拓のための情報収集・解析、交渉等を実施した。

② オーストラリア現地法人

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

③ パリ事務所

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

④ 北京事務所

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

1.7 資源情報調査

① ウラン鉱業動向調査

国内外より収集したウラン資源・ウラン産業に関する情報を解析し、「海外ウラン鉱業情報抄録」「動燃資源情報」として取りまとめ、関係各所に提供した。また、「天然ウラン生産量予測のためのヒアリング調査」「エネルギー需給モデルに関する調査」等、ウラン需給解析に係わる資料を取りまとめた。

② ウラン資源ポテンシャル調査

ウラン資源賦存のポテンシャルを把握するため、アフリカ大陸を対象とした鉱床・鉱徴データの取りまとめおよびポテンシャルマップ作成のための図化システムを整備した。また、ロシアのウラン資源について取りまとめを行った。

③ マルチメディア資源データベース開発

ウラン需給解析、ポテンシャル解析等を効果的に行うため、ウラン資源・ウラン産業に関する情報（ウラン鉱床・鉱徴データ、ウラン鉱山、原子力発電所データ等）のデータベース化に取り組んでいる。

2. 探鉱技術開発

2.1 探査技術開発

リモートセンシング技術開発として、オーストラリア・ルーガル地域における反射スペクトルデータを使った特定岩種抽出法のテスト解析を行い報告書を作成した。

物理探査技術開発では、カナダでの探査に資するため周波数領域、時間領域電磁探査法について透磁率が電磁応答に与える影響を評価した。

2.2 採鉱技術開発

放射線防護採鉱技術開発ではラドン測定に関する海外の基準や現在審議されているICRP, Pub 1.65の動向について調査を行った。

2.3 製錬技術開発

不整合関連型鉱床のウラン鉱石からのウラン回収・処理技術開発としてイオン交換樹脂によるウランと不純物元素の分離、精製試験を行った。また、過酸化水素によるイエローケーキ沈殿試験を行い報告書を作成した。

(国際部資源開発室)



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

(1) 固化プロセス運転試験 (コールド試験)

① 長期連続運転の確証を目的とした固化プロセス運転試験(III)で得たデータの解析、評価を行っている。

(2) 遠隔操作・保守試験 (コールド試験)

① 両腕型マニプレータ、インセルクレーン等の遠隔保守機器の自己保守を目的とした遠隔操作・保守試験(IV)を終了した。

② 遠隔操作・保守試験(III)のデータ整理、遠隔保守データベース(脱着手順、位置データ、映像情報等)の作成を継続中である。

2. 高レベル廃棄物処理技術開発

(1) ガラス溶融炉開発

JCEM(高性能溶融炉)工学試験装置の最大処理能力の評価を目的とした第3キャンペーンを終了し、外部電極の観察および残留ガラスのサンプル採取を行った。また廃溶融炉の解体試験を実施している。

(2) 高減容ガラス固化試験

CPFの第10回受け入れ高レベル廃液から製造したガラス固化体の特性評価試験を行っている。

3. 低レベル・TRU廃棄物処理処分技術開発

(1) クリプトン除去技術開発

第3四半期に実施した開発運転の運転データを整理し、報告書を作成した。

(2) 再処理低レベル廃液減容技術開発

実廃液を用いた核種除去性能確認試験の準備を行った。また、廃液中のストロンチウムおよびセシウムの除去を目的としたイオン交換塔での動的吸着特性評価試験を行った。

(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減容・安定化、⑤遠隔操作等の技術開発を実施した。

4. 廃棄物処分技術開発

(1) 地質環境条件の調査研究

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

(2) 処分技術の研究開発

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

(3) 性能評価研究

地層処分システムの長期的な性能の検討を行うために、上記(1)、(2)の成果も取り入れつつ、地層処分システムに対するシナリオの解析、地下水の性質の解析、ニアフィールドにおける熱・水理・化学・力学的諸条件の解析、人工バリアおよび天然バリア中の放射性核種の移動の抑制に関する研究、人工バリア材料の研究、人工バリアのナチュラルアナログ研究を継続した。

(4) 地層科学研究

調査機器および物理調査法の開発、天然事象に関する研究を継続した。また、地層科学研究検討会および地震・断層部会を開催した。ファーフィールド研究については以下の試験研究を実施した。

- ① 堆積岩および花崗岩における原位置試験。
- ② 坑道掘削に伴う水理学的影響調査研究。
- ③ 広域地下水流動調査研究(深部地下水流動調査研究)。
- ④ 地下水の地球化学的研究。
- ⑤ 堆積岩中および結晶質岩中の物質移行特性に関する研究。

(5) 国際共同研究

スイスNAGRAおよびスウェーデンSKBとの共同研究として、それぞれ核種移行特性およびサイト

特性調査技術開発／水理地質モデル開発に関する原位試験を継続した。また、米国DOEと亀裂性媒体中の水理・物質移動に関する共同研究を継続した。

5. 放射性廃棄物管理

(1) 東海事業所における廃棄物管理

1) プルトニウム廃棄物管理

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

2) ウラン廃棄物処理

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

3) 再処理廃棄物処理

再処理施設から発生した固体廃棄物については高放射性固体廃棄物貯蔵庫等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処理

固体廃棄物前処理施設において、照射燃料集合体試験室等から受け入れた高線量 α 廃棄物の減容処理、低線量 β γ 廃棄物の解体処理および低線量 α 廃棄物の解体処理を行い、中央廃棄物処理場に搬出した。「常陽」廃棄物処理建家では、常陽および照射燃料集合体試験室等から受け入れた燃料洗浄廃液等の処理を行い、中央廃棄物処理場へ移送した。「常陽」廃棄物処理建家更新工事は建家設備工事が完了し、内装設備の据付け工事を行っている。

(環境技術開発推進本部)



ウラン濃縮技術の開発

1. 研究開発

(1) 新素材を用いた遠心機開発

日本原燃および電気事業者との共同研究として、実施している高度化機開発は、分離流動試験および回転胴改良設計のための解析・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および制振機構に係わる開発を進めた。

(2) 分子レーザー法濃縮技術の開発

工学試験装置によるノズル照射予備試験を継続し、 UF_6 分子数密度、励起光、解離光フルエンス等をパラメータに UF_6 解離特性の調査を行った。また、レーザー分光による超音速ノズルの冷却特性試験

を実施し、振動回転温度に関するデータの収集を行った。

2. 濃縮工学施設

実用規模カスケード試験装置に関しては、カスケード特性試験を行った。また、遠心機の処理技術開発として表面汚染密度測定試験を行った。

3. 原型プラント

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

(核燃料サイクル技術開発部)
(核燃料施設計画部)



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

中性子個人線量計の校正方法の標準化を図ることを目的に、種々の校正用ファントム上でのTLDアルベド型線量計のレスポンスを計算によって求めた。

また、自動読取り指リング線量計については、基礎特性試験および計算機システム側の受け入れ準備をほぼ終了した。実フィールドでの着用試験後、順次旧型指リングと切り換えていく予定である。

(東海事業所)

(2) 内部被ばく線量測定・評価技術の向上

Ge型肺モニタシステムの実用化・導入を目的として、Ge検出器単体での性能試験およびEGS 4を用いたシミュレーション計算によりローレンス・リバモアファントムに対する計数効率を求めた。これらの結果、Ge検出器を複数本用いることにより、現行のNaI/CsIのホスウィッチ型肺モニタと比較して検出下限値が低減できることが確認できた。並行して現行の鉄室に備えつける複数本のGe検出器を用いた肺モニタ実用システムの基本設計を行った。

(東海事業所)

2. 放射線測定技術の開発

(1) 放射線測定器の保守・校正技術の改良と標準化

放射線管理モニタ品質規格の高度化に関する調査研究に関しては、3年間の調査研究のとりまとめを行い、放射線管理モニタの最適予防保全方法について提言した。 γ 線基準照射設備品質保証技術の標準化に関する研究として、ガラス線量計を用いた相互比較の有効性を確認するとともに手法の標準化を検討した。また、計量法に基づく計量標準認証制度に対応するための調査に関しては、現在、認定事業者の申請に係わる情報、資料を収集し、資格取得に向けて事前準備中である。

(東海事業所)

(2) プルトニウム取扱施設における中性子スペクトルの測定

ICRP Pub.60の法令取り入れへの対応として、中性子線の測定精度の向上を図るため、中性子エネルギースペクトルの測定を実施している。今期は、前期までに実施した、プルトニウム燃料第三開発室のペレット製造工程ラインにおける作業環境中の中性子エネルギースペクトル測定データの整理を実施した。

(東海事業所)

(3) 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

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

今期は、前期に引き続き大洗工学センターで使用している基準線量率計のエネルギー応答に関するシミュレーション計算を行っている。また、低エネルギー領域への適用性の検討を行い、計算コードの整備を実施した。今後、実験結果との比較を行うとともに、原子力施設内に設置されている γ 線エリアモニタ等の放射線検出器についてシミュレーション計算を行い、エネルギー応答評価手法の高度化を図っていく予定である。

(大洗工学センター)

3. 放射線管理技術の開発

(1) 排気中放射性物質評価技術の開発

再処理施設から大気中に放出される放射性物質のうちヨウ素、トリチウム、炭素-14について、その測定技術の高度化を実施している。

半導体検出器を用いたヨウ素測定技術に関しては、試験装置を設置し94-キャンペーンにおいてフィールド試験を実施した。有機ヨウ素の光化学反応による無機ヨウ素への分解法に関しては、実排気

試料へ応用するため、光化学反応装置の改良を実施した。

また、トリチウム・炭素-14の連続測定技術開発に関しては、レーザによる測定事例について文献調査を行ってきた。その結果分離は可能であるが、連続的な分離・測定は困難であることがわかった。

(東海事業所)

(2) 放射線管理情報集中処理システムの開発

放射線管理関係の各作業別運行フローに基づき、計算機に係わる調整設計を行い、計算機処理フローをまとめ、システム構築計画書(粗案)の作成を行った。また、各種業務別システムの構築として対応する放射線作業管理のシステム化については、ソフトウェア機能仕様書の確認を行うとともに、仕様内容を決定し制作に着手した。

(東海事業所)

4. 環境安全技術の開発

(1) 環境影響評価手法に関する研究

再処理施設平常運転時における環境影響評価手法の開発としては、「自然環境汚染の影響と評価に関する調査研究」において、大気圏・土壌圏における物質循環および環境修復について検討した。また、「表層土壌圏における核種動態等に関する研究」においては、土壌の物理・化学的性状を文献等で調査するとともに、Srトレーサを用いて土壌への吸着実験を実施した。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、試作したコードの各パラメータを変化させてテストランを行った。

(東海事業所)

(2) 放射性核種の環境移行に関する研究

各種環境試料中の ^3H , ^{14}C , ^{99}Tc , ^{129}I , $^{239,240}\text{Pu}$, ^{241}Am 等の放射性核種の分析・測定を継続して実施し、環境中における濃度分布を調査した。また、環境中ヨウ素の移行に関する研究としては、現在までに得られているデータを整理し、移行係数を試算した。

(東海事業所)

(3) 分析技術の開発に関する研究

ICP-MSを用いた ^{237}Np の分析法の開発としては、植物試料の分析法の検討を継続した。

^{99}Tc の分析法の開発については、前処理工程の高度化研究として、マイクロ波による植物試料の高压分解・酸抽出を検討した。また、 ^{63}Ni および ^{79}Se の分析法の開発については、安定NiおよびSeの物理・化学的性質について文献調査を行った。

(東海事業所)

(4) 大気中ラドン濃度の測定

前期に引き続いて、積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定および地表からのラドン散逸量の測定等の調査を継続した。また、方面堆積場処理工事に伴うモニタリングを実施した。

ラドン標準校正チェンバを利用した積分型測定器の比較校正試験を実施し、標準校正手法についての検討を開始した。

(人形峠事業所)

(5) 湖沼系における放射性核種移行調査

湖沼系における動的放射性核種移行モデルを開発するため汽水湖である涸沼におけるフォールアウト核種の移行特性調査を実施している。

今期は、前期に引き続き湖底堆積物の再浮遊について解析した。涸沼で観測された流向、流速および固形浮遊物質(SS)濃度の分布を、コンパートメントモデルを用いて模擬した。模擬条件は、無降雨、流向は順流(上流側から下流側への流れ)、流速は湖内中央で10cm/s、流出側で60cm/s等とした。その結果、模擬条件においては、湖水中のSSの大部分が、湖底からの堆積物の再浮遊に起因するものと推測できた。これらの結果は、今後、動的放射性核種移行モデルに反映させていく予定である。

(大洗工学センター)

5. 安全工学研究

(1) 放射性物質の閉じ込めに関する研究

① 空気中放射性物質挙動評価技術の開発

測定技術の開発については自動測定の基礎試験を行った。解析コードの開発については、前年度に行った重力沈降モデルの調査を基に、熱流動解析コード(AQUA)に重力沈降モデルを組み込む作業を行うとともに、室内気流解析および計算結果のデータ整理を行った。

(東海事業所)

② グローブボックス内火災挙動研究

グローブボックス内火災消火試験として、エタノールを燃焼物に用い、窒素ガスおよび炭酸ガスを用いた消火試験を実施し、消火能力の比較および消火ガス放出時のグローブボックス内温度、圧力変動や換気系の応答特性に係わる試験データの収集を実施した。また、グローブボックス内火災感知試験として、温度感知器および煙感知器を用いて各種可燃物の燃焼時における火災感知性能に係わる試験を実施した。

(東海事業所)

(2) 核燃料施設の臨界・遮蔽安全に関する研究

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本文作成を行うとともに、SCALE 4 を用いて計算した臨界安全データの整備を行った。また、MCNP 4 コードの整備の一環として、Pu酸化物およびMOXの粉末系を対象とした臨界ベンチマーク計算を継続して行った。遮蔽安全については、EGS 4 コードのプログラムの改良を行うとともに、スカイシャイン評価コードシステムの整備を行った。

(東海事業所)

(3) 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、モデルプラントPSAに用いるプラントデータの選定作業を

行った。PSA手法の開発・整備については、動的換気系評価コードRIDOに用いる換気系移行モデルプログラムの詳細化のための検討を実施するとともに、臨界事故解析コードの整備作業を行った。また、支援システムの機能確認のためのモデル工程を選定し、適用検討を行い、その結果を踏まえプログラムの改良を実施した。

モデルプラントへのPSA適用研究では、再処理モデルプラントの高放射性廃液貯蔵工程についての適用として、事故発生頻度の定量化検討を行った。

(東海事業所)

(安全部)



核物質管理業務

1. 核物質管理

(1) 核物質使用状況調査

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

2. 核物質防護

(1) 施設関係の核物質防護

RETFの建設工事に伴う周辺防護区域の変更のため、変更認可申請した東海事業所再処理施設核物質防護規定が認可された。

また、カナダ核物質防護団による動燃事業団の施設の視察が実施された。

(2) 輸送関係の核物質防護

輸送における核物質防護措置の内容を科学技術庁長官へ5件申請した。

3. 保障措置

(1) 定常業務

① 計量管理報告

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

[件数]

- (a) 在庫変動報告書(ICR) ……………56
- (b) 実在庫量明細報告書(PIL) ………17
- (c) 物質収支報告書(MBR) ……………16
- (d) 国籍管理報告書(OCR) ……………96

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	R & D 施設

(2) 技術開発

現在、以下の項目について開発を進めている。

- ① 非破壊入量計量分析装置の開発（再処理工場）を継続中。
- ② 米国オークリッジ研究所と共同で実施している「ルテチウム・トレーサ法」の開発を継続中。

(3) その他

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

4. 核物質の輸送

- ① 「もんじゅ」初装荷用新燃料集合体
 - ② 照射後試験用燃料要素
 - ③ 「常陽」特殊燃料要素
 - ④ 「ATR」圧力管材料照射試験用片
- 等の輸送業務を実施した。

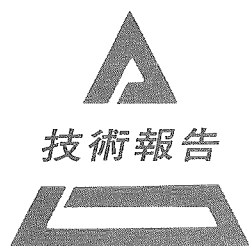
5. 輸送容器の開発

プルトニウム航空輸送容器開発については、1/5スケールモデル試験を実施するとともに、輸送容器の解析評価を引き続き実施した。

新型転換炉実証炉新燃料輸送容器開発については、安全性実証試験を実施した。

また、「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器開発については、ナトリウム付着燃料集合体輸送に係わる安全解析書作成作業を継続した。

(核物質管理部)



「もんじゅ」の建設経験および成果 (その2)

富樫 義則 池田真輝典 金子 義久
江橋 政明* 長広 義彦 澤崎 嘉次

高速増殖炉もんじゅ建設所
* 動力炉開発推進本部

資料番号：90-1

Reports on Construction Experience of Monju (Part2)

Yoshinori Togashi Makinori Ikeda Yoshihisa Kaneko
Masaaki Ebashi* Yoshihiko Nagahiro Yoshitsugu Sawazaki

(Monju Construction Office

* Reactor Development Project)

「もんじゅ」の機器据付は、1991年4月に完了し、同年5月より試運転段階に入った。「もんじゅ」は冷却材としてナトリウムを使用しているため、ナトリウムと接触する部材には熱応力緩和の方法がとられている。また材料と溶接方法は高温使用に耐えるものが開発され、主要機器には、SUS304の板や鍛造品が使用されている。据付作業においては据付精度の確保と機器の清浄度管理に特に注意が払われた。ここでは主要機器の設計・製作・据付について報告する。

1. はじめに

高速増殖原型炉もんじゅは、福井県敦賀市白木に建設を開始し、平成3年4月末に機器据付けを完了後、試運転段階に入った。試運転では、各系統の機器が設計どおりの性能・機能を有していることを確認する各種試験（総合機能試験、性能試験）が行われ、着々と成果が積み上げられつつある。その中の大きなマイルストーンとして、平成6年4月5日には初臨界を迎えることができた。

建設、試運転を通して得られた貴重な経験や成果は、体系的に報告書にまとめ、社内の評価を経た後、日本原子力学会等で発表している。前回の本技報では「もんじゅ発電所の建設経験および成果（その1）」（1991.3）と題してFBRとしての特徴を有するものの中から、原子炉格納容器、格納容器内部コンクリート構造物、ライニング設備等の設計、製作および施工について報告したが、それに引き続き、本報では「「もんじゅ」の建設経験および成果（その2）」として、機電設備のうち主要な設備についての設計、製作および据付けについて報告する。

今後、引き続き各種試験等で得られた成果について順次報告する予定である。

なお、本格着工以降から据付け完了までの建設の

主要経緯を表1に、平成3年12月時点の「もんじゅ」の全景を写真1に示す。

2. 原子炉構造の設計・製作

2.1 設備の概要

原子炉構造は、炉心を内包し、冷却材流路を構成する原子炉容器、炉心を支持し、各炉心構成要素への流量配分を行う炉内構造物、炉心からの放射線と熱を遮蔽する遮蔽プラグ等より構成され、格納容器内のほぼ中央に位置する原子炉容器室および炉上部ピット内に配置される。

全体の概略構造を図1に示す。

原子炉容器は上部フランジにより、ソールプレートを介してペダスタル部で支持され、冷却材バウンダリーおよび冷却材流路を構成している。

ガードベッセルは上部フランジにより中間床で支持され、下部には下部支持構造物を設け、原子炉容器およびガードベッセルの地震時の水平方向変位を制限している。また、ガードベッセルの空間容積を制限することにより、万一配管からのナトリウム漏洩を生じた場合でも、原子炉容器の1次主冷却材出口ノズルの上端以下に液面が低下することなく、健全な系統で炉心の崩壊熱が除去できるようになっている。

炉心は炉内構造物により原子炉容器の中心に配置

表1 建設の主要経緯

昭和60年10月 建物基礎掘削開始 (1985)			
61・1	原子炉建物基礎基礎検査開始	63・12	1次冷却系配管据付開始
61・3	建物基礎記筋開始	元・4	中央監視盤および中央制御盤搬入
61・4	水切り開始(原子炉格納容器部材) 原子炉格納容器現地溶接開始	元・6	1次主冷却系循環ポンプおよび中間熱交換器据付開始
61・5	原子炉基礎板(ステップマット)打設開始	元・7	1次主冷却系中間熱交換器据付完了
61・6	77KV工用変電所受電開始	元・7	蒸発器および過熱器据付開始
61・7	原子炉格納容器建方開始	元・9	過熱器据付完了
61・10	2次冷却系ナトリウムタンク据付	元・10	蒸発器据付完了
61・12	原子炉格納容器用ポーラクレーン上架	元・10	2次主冷却系循環ポンプ据付完了
62・4	原子炉格納容器建方完了	元・11	1次系高圧テスト完了
62・5	原子炉格納容器仮開口開	2・1	1次系低圧テスト完了
62・6	原子炉格納容器用トラス解体	2・2	遮蔽プラグ据付開始
62・8	原子炉格納容器用ポーラクレーン官立 生体遮蔽壁本体据付開始	2・4	275KV受電開始
62・12	原子炉格納容器内ライナー据付開始	2・5	タービン発電機据付開始
63・2	生体遮蔽壁本体据付完了 ナトリウム貯留槽据付	2・7	補助ボイラ火入れ
63・4	原子炉容器室中間床据付 1次冷却系ダンプタンク据付 1次収納構造電線貫通部据付開始	2・8	燃料出入機据付開始
63・6	原子炉容器ガードベッセル据付	2・11	制御棒駆動装置据付開始
63・7	ペDESTAL据付	2・12	蒸気タービン工事中検査官立
63・8	デリッククレーン据付	3・1	原子炉格納容器仮開口部閉鎖工事開始
63・9	原子炉容器本体ソールプレート据付	3・3	ナトリウム現地受入開始
63・10	原子炉容器搭載完了	3・4	原子炉格納容器漏洩率検査(Na注入前)据付完了 確認
63・11	1次主冷却系中間熱交換器および 循環ポンプガードベッセル据付完了		

される。炉内構造物は各炉心構成要素を支持するためハイドロリック・ホールドダウン機能、誤装荷防止機能および流量調節機能を有しており、炉内構造物取付台により原子炉容器に支持されている。

原子炉上部は、遮蔽プラグによって原子炉カバーガス等のバウンダリを形成し、遮蔽プラグは搭載機器の位置決め、原子炉容器内からの放射線および熱の遮蔽機能を有している。遮蔽プラグは炉上部ピットに配置され遮蔽プラグ中間ソールプレート、原子炉容器ソールプレートを介してペDESTALで支持されている。

遮蔽プラグは、固定プラグおよび回転プラグから構成され、回転プラグには、炉心上部機構が据え付けられ、制御棒駆動機構を支持するとともに、燃料

交換時には、燃料取扱設備の燃料交換装置を搭載して、回転プラグの回転と燃料交換装置の移動とによって炉心構成要素を原子炉容器内で所定の位置に移動することができるようになっている。

原子炉容器からの炉心構成要素の取り出しは、燃料取扱設備の炉内中継装置を介して格納容器運転面上に設置される燃料取扱設備の燃料出入設備によって行われる。

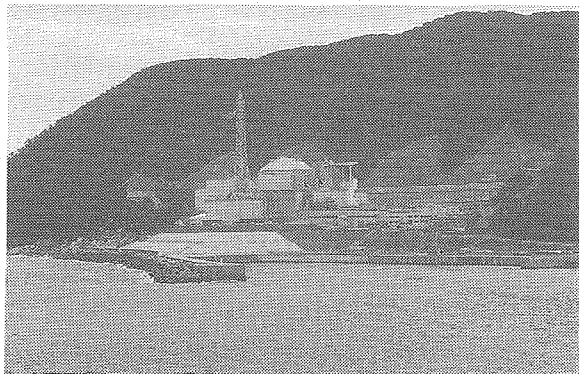


写真1 もんじゅの全景(平成3年12月)

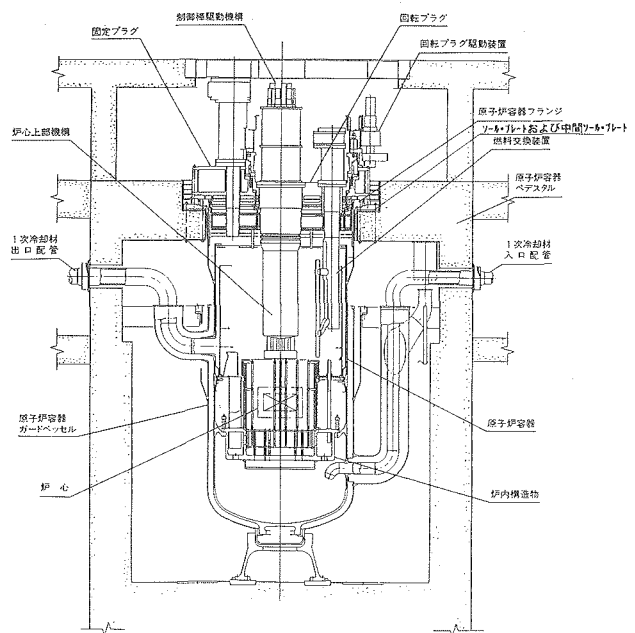


図1 原子炉構造説明図

表2 原子炉容器主要目

設計条件	主要目
最高使用圧力 上部プレナム 2kg/cm ² 下部プレナム 10kg/cm ²	型式 底部鏡板付円筒たて型容器
最高使用温度 上部プレナム 550°C 下部プレナム 420°C	主要寸法 上部胴内径 約7.8m 中間胴内径 約7.1m 下部胴内径 約7.1m 胴板厚 約50mm 全高 約17.8m 質量 約280ton

2.2 設計

2.2.1 原子炉容器

原子炉容器は内部に炉心を支持するとともに原子炉容器内一次冷却材を保持しかつ炉心の冷却を支障なく行わせるための冷却流路を形成する。型式は、上部フランジ支持の底部鏡板付円筒たて型容器で胴部の内径は上部が7.8m、中下部が7.1mで間を円錐胴で接続しており全高は17.8mである。液体金属冷却型高速増殖炉として運転温度が529°Cでかつ冷却材としてのNaの熱容量が小さいことから、各種の熱設計対応が施されている。

原子炉容器の主要目を表2に、概略寸法を、図2に示す。設計段階において、機能、運転、安全上の要求が整理され、形状および寸法が決定された。寸法については、燃料交換性、炉心の大きさ、流動性

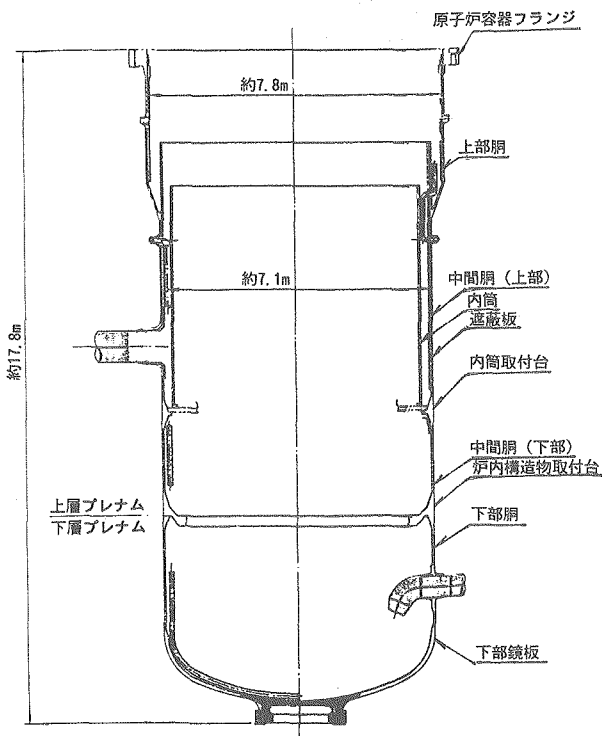


図2 原子炉容器寸法図

および遮蔽性が大きな決定要素となった。

2.2.2 炉内構造物

炉内構造物は、原子炉容器内の中心位置にあって、炉心燃料集合体の炉心構成要素を所定の位置に支持し、各種炉心構成要素が必要とする冷却材流量を適切に配分するという重要な機能を担っている。炉内構造物の構造は、図3に示されているように、厚肉大口径円板を基盤にしてボックス構造のフランジで支持する比較的シンプルな構造を採用し、機械荷重に対して十分な剛性を持ち、また、熱荷重にも耐え、しかも安定した流動が確保される設計として、あらゆる運転条件に対しても炉心構成要素を精度よく安全に保持することを可能にしている。流量配分設計に当たっては、専用解析プログラムにより行い、併せて、実寸大の単体確認試験ならびに原子炉構造の縮尺モデルによる総合水流動試験を実施して、その設計の信頼性を高めている。

2.2.3 遮蔽プラグ

遮蔽プラグは直径約9.5m、全高約7.5mの単回転プラグ型で主に固定プラグ(φ9.5m×H7.5m)および回転プラグ(φ5.9m×H7.5m)からなっている。遮蔽プラグの機能として、①原子炉カバーガスのバウンダリ機能、②炉心からの放射線および熱の遮蔽、③機器搭載機能および④燃料交換のための回転機能の4つが主として上げられる。

以上の機能要求に対して、①に対し回転部にフリーズメタルシールおよびエラストマシールを採用

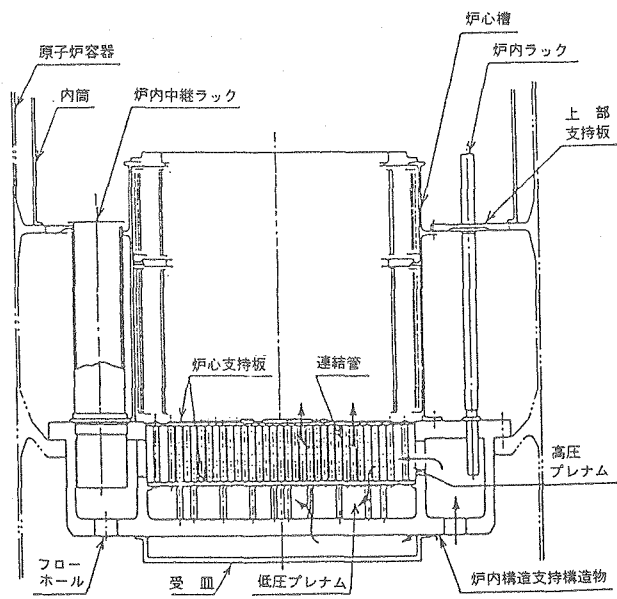


図3 炉内構造物構造説明図

した。②に対して断熱性と放射線遮蔽を兼ねた薄板積層構造を採用した。③に対して、固定プラグ上板において耐震剛性を確保するため2枚板溶接の箱型構造を採用した。④に対し回転プラグ回転時の支持方法および回転時の偏心量を小さくする等の工夫を行った。

熱の遮蔽および炉上部カバーガスの自然対流については、モックアップによる総合断熱試験を実施し性能の検証を行った。すなわち、前者においては、断熱層を模擬し試験時の構造材内部の軸および周方向温度を実測することにより温度分布解析のための設定条件を見出した。また、後者においては、自然対流に起因する周方向温度差(分布)の確認と試験後のNa蒸着状況の観察および分析により自然対流防止板等の効果の検証を行い実機に採用した。さらに、制御棒の地震時スクラム挿入性からくる炉心上部機構の耐震剛性と高い組立精度を得るため組立て取合部に嵌め合い構造を採用した。図4に原子炉本体構造説明図を示す。

2.2.4 炉心上部機構

炉心上部機構(以下「UCS」という。)は遮蔽プラグの中心位置に据え付けられる全高約14m、直径

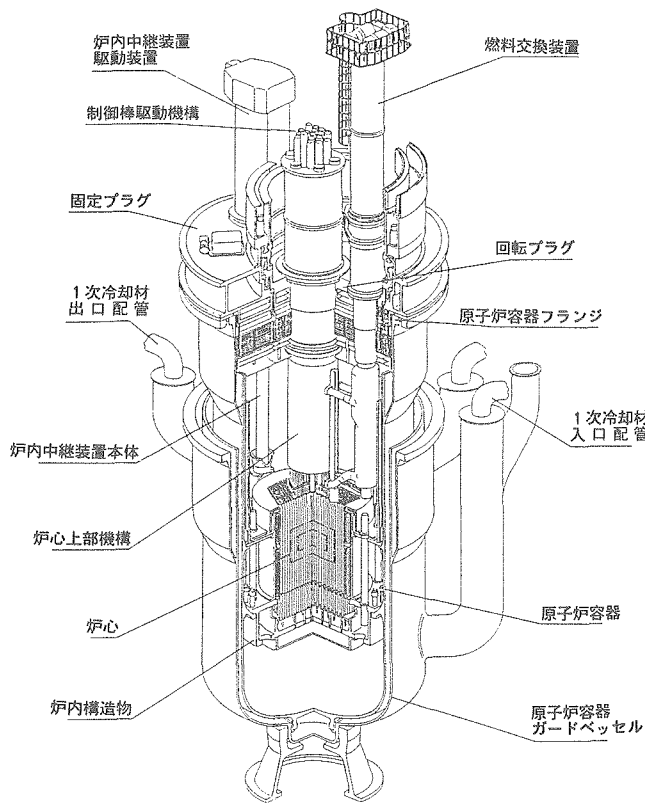


図4 原子炉本体構造説明図

約2.6mの上部支持円筒型で、上板、遮蔽部胴、継胴、整流装置、各種案内管、計装ウェル等から構成され、制御棒駆動機構、計装ウェル等の支持ならびに炉心からの放射線および熱遮蔽等の機能を有している。

制御棒駆動機構を搭載するUCSの設計は胴部における耐震性の確保と高温ナトリウム中接液部の熱荷重対策といった要求に対して調和を図ることが重要である。このため液面近傍部に内部にナトリウムを充填したバケットを設置し軸方向温度分布を緩和する構造とした。また、下部においては、温度ゆらぎ現象把握のための流動試験を行い温度ゆらぎ幅、周波数等、実機設計条件を定めた。図5に炉心上部機構説明図を示す。

2.2.5 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は、炉心上部機構に組み込み据え付けられており、その機能は炉心の反応度を制御(燃焼補償、温度補償、出力調整、炉停止等)するために制御棒を挿入・引抜きさせるものであり、主炉停止系の微調整棒駆動機構(3基)および粗調整棒駆動機構(10基)ならびに後備炉停止系の後備炉停

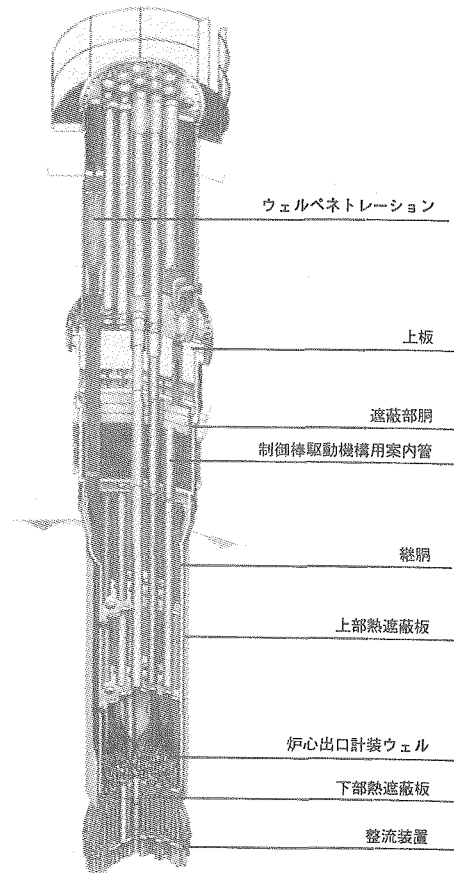


図5 炉心上部機構説明図

止棒駆動機構（6基）の3機種全19基からなっている。制御棒駆動機構は、緊急時のスクラム機能の他、通常運転時の制御棒挿入・引抜駆動機能、燃料交換時の制御棒の離し機能等原子炉運転上のきわめて重要な動的機器であるため、これら諸機能が十分満足されるよう、設計段階から試作機によるR&Dを行い信頼性確保に十分配慮がなされた。

各制御棒駆動機構とも、駆動モータ、制御棒保持機構等を取納する駆動部と、駆動軸、遮蔽体等からなる上部案内管部により構成され、原子炉容器カバーガスのシールは上部案内管内のペローズ等により形成される。制御棒駆動機構はすべてスクラム機能を有し、微・粗調整棒駆動機構は駆動軸・制御棒一体落下型の重力落下ガス加速方式、後備炉停止棒駆動機構は制御棒分離落下型の重力落下スプリング加速方式を採用した。図6に、制御棒駆動機構作動原理図を示す。

2.3 製作・据付

2.3.1 原子炉容器

製作には昭和61年2月から63年9月までの約2年6ヵ月を要した。製作上の特徴として高精度を要求される薄肉大口径容器、高温Na中での健全な溶接継

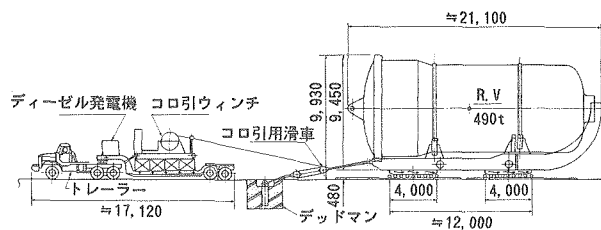


図7 原子炉容器輸送（コロ引き）要領図

手の確保があげられる。このため、組立てにおいては、大型リング鍛造部材採用による溶接継手の最小化およびたて置組立工法の採用、機械加工においては、恒温室内での大型複工作機械による高精度加工、また、溶接においては狭開先TIG溶接法および高温クリープ強度を保証した溶接材料の採用ならびに複数基による自動溶接等の工夫がなされた。これらの方法を採用することにより、上部フランジから下部サポートまでの真直度の精度を確保することができた。

原子炉容器は原子炉容器室ベDESTAL部に搭載され、先に同室中間床上に設置された原子炉容器ガードベッセル内に中間胴より下部が内包される形で据え付けられる。据付にあたっては、供用期間中検査（以下「In-Service Inspection」と略す。）および熱変位に伴う干渉防止上必要な隙間の確保、1次主冷却系主配管との取合、原子炉容器とガードベッセル下部サポート間の振れ止めリングの取付等に必要とされる精度の他、制御棒スクラム挿入性からくる精度が重要であり、原子炉容器搭載面のレベル出しに十分な配慮がなされた。原子炉容器輸送時のコロ引き要領および輸送状況を、図7、写真2に示し、据付時の手順および据付状況を図8、写真3に示す。

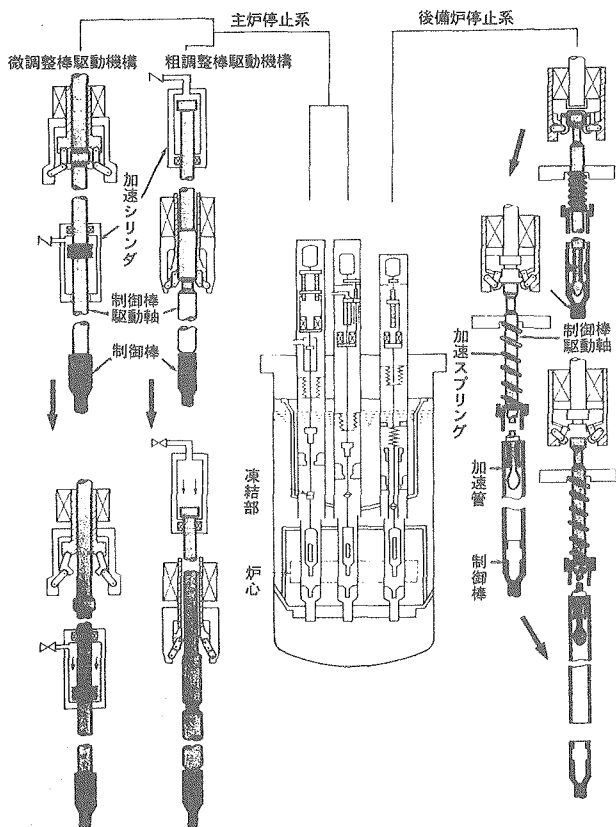


図6 制御棒駆動機構作動原理図

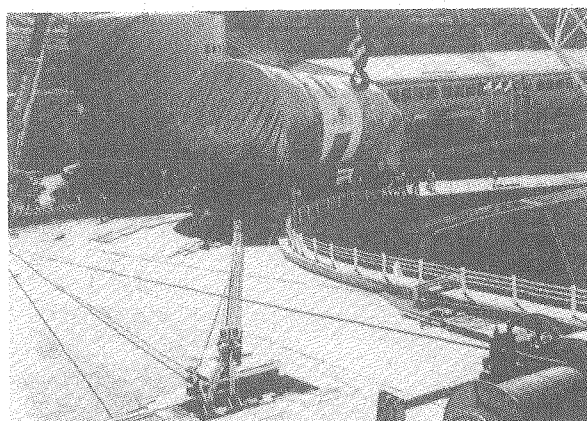


写真2 原子炉容器輸送（コロ引き）状況
88年10月16日撮影

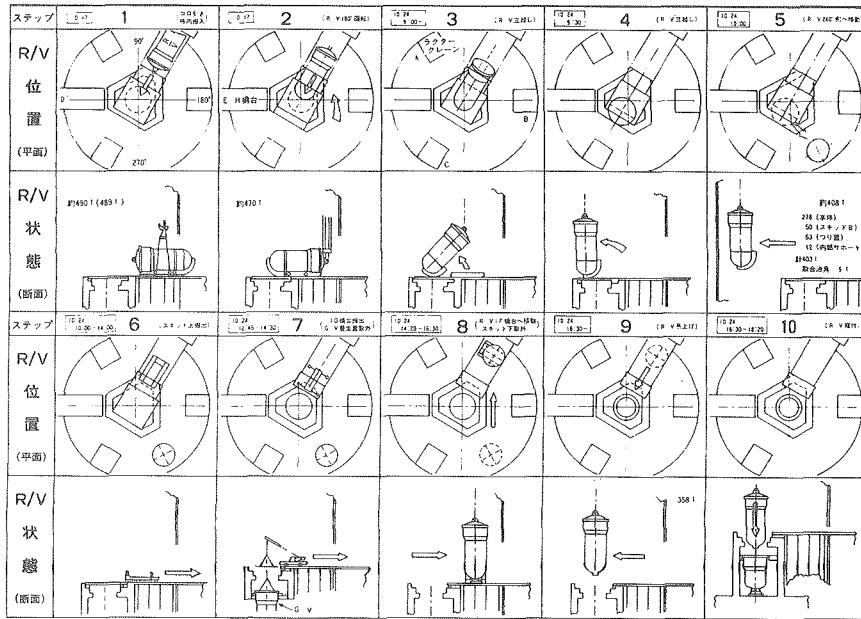


図8 原子炉容器 据付手順図 (R/V：原子炉容器)

2.3.2 炉内構造物

炉内構造物は、溶接組立部品と、機械加工部品を組立てたものである。前者には、炉内構造支持構造

物、炉心槽、遮蔽板および受皿があり、後者には、炉心支持板および連結管等がある。

炉内構造物は、その要求される機能から高い寸法精度が要求され、この寸法精度を守るために、製作にあたっては、部品要素毎に製作段階のひずみを除去し、精度を確保していった。

炉内構造物の据付に当たり、制御棒挿入性に係わる据付精度の確保、異物混入防止を含む、原子炉容器内の厳しい清浄度管理に注意して行われ、かつ炉内構造物の水平度、回転、芯ずれ等に、十分な管理がなされ高精度の据付寸法結果を得ることができた。

炉内構造支持構造物の据付状況を、写真4に示す。

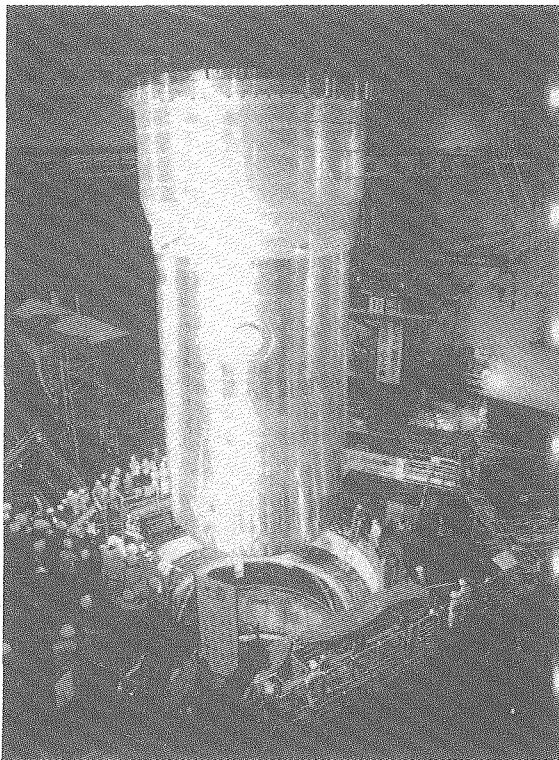


写真3 原子炉容器 据付状況
88年10月24日

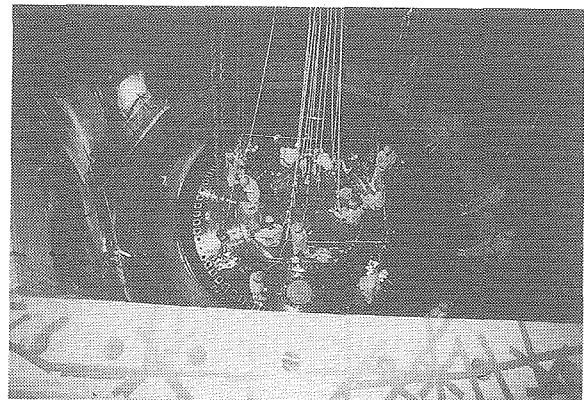


写真4 炉内構造支持構造物の据付状況

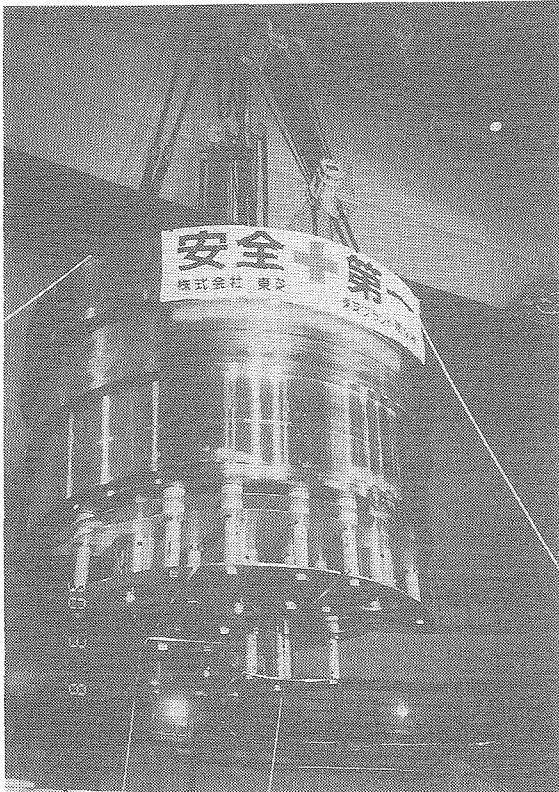


写真5 回転プラグ据付状況

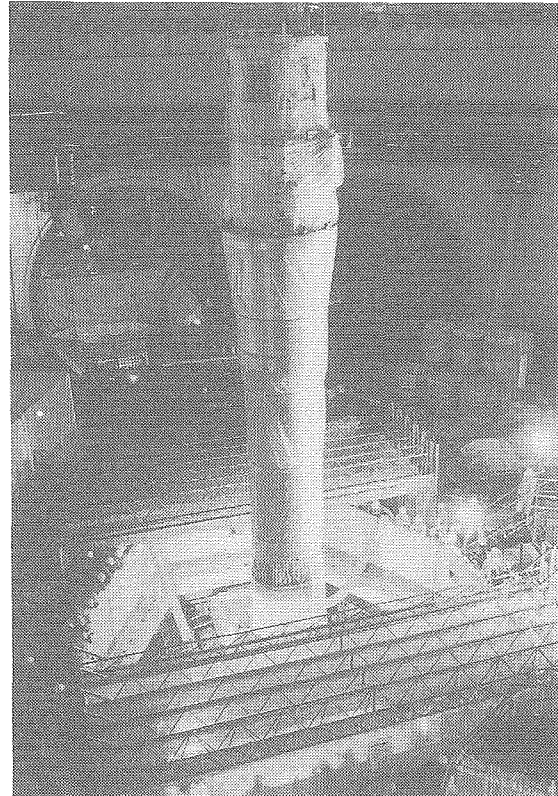


写真6 炉心上部機構据付状況

2.3.3 遮蔽プラグ

遮蔽プラグ上板の溶接においては、大口径厚板の溶接（2つ割）に低歪み特殊溶接法を採用した。また、嵌め合い構造の取合部については、その嵌め合い精度を高めることにより同芯度および各取付穴の位置精度を高めた。特に炉心上部機構が搭載される回転プラグの搭載穴の中心位置が遮蔽プラグ中心に合う事を工場での仮組立てで確認し、据付時での再現性確保のため、ノックピンを施した。また、据付においては、遮蔽プラグの中心を決定することとなる固定プラグ上板の中心を炉内構造物の中心に合わせるべく据付を行った結果、両者の芯ずれ量は1mm以内となった。回転プラグ据付状況を写真5に示す。

2.3.4 炉心上部機構

製作は、上板、遮蔽部胴、継胴、整流装置の4ブロックに分割し下方から上方へたて置きで組立てを行った。各接続部は、耐震剛性および真直度の確保のため嵌め合い構造とし、嵌め合い公差を厳しく管理した。上板部は、制御棒駆動機構の位置を決定するため鍛鋼品を使用し搭載穴の位置精度を高めた。下部の整流装置部は、制御棒案内管と管板の接続、熱保護板の取付等、作業が複雑なためモックアップ

にて組立て手順の確認を行い実機の製作に反映した。

回転プラグのUCS搭載穴の中心と炉内構造物中心との芯ずれ量が1mm以内であったことおよびUCS搭載面の水平度も十分確保されていたことから、UCSソールプレートの調整加工による芯ずれ量および水平度の調整は不要となり、UCS本体の位置ずれを極力小さくすることにより、UCS中心と炉内構造物中心との芯ずれ量を1mm以内とすることができた。炉心上部機構据付状況を写真6に示す。

2.3.5 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構の駆動部はスクラム機能を始めとする諸機能を満足するため、要素毎の製作精度および組立ての寸法精度確保に留意した。また、上部案内管部は長尺かつ多重管構造であるため、制御棒の取扱性から真直度の確保に留意した。据付においては、制御棒のスクラム挿入性から要求される炉心上部機構と炉内構造物との芯ずれ量および制御棒のつかみ、離しが確実に実行するための制御棒駆動機構の軸方向据付レベル等、機能を発揮するに十分な据付け精度が得られた。駆動部の吊込みを写真7に、据付け状況を写真8に示す。

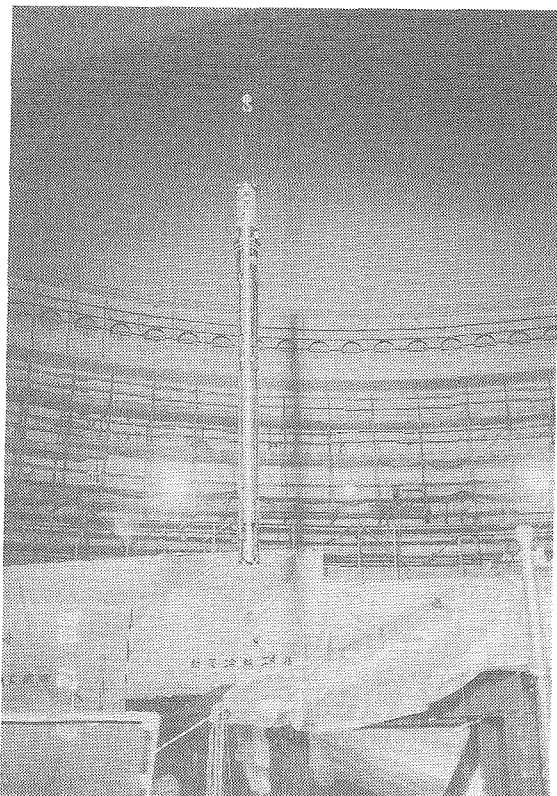


写真7 駆動部の吊込み

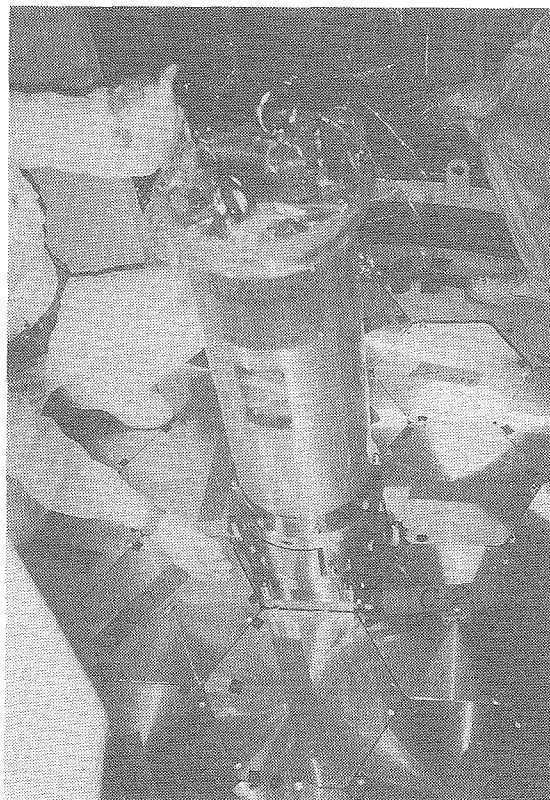


写真8 駆動部据付状況

2.4 まとめ

原子炉構造の機能を満足するため、設計段階では、必要なR&Dを実施し実機設計に反映させた。また、製作においては、機能確保および取合精度から構成要素単位での管理と機器ごとの組立精度の管理を行った。さらに、現地での据付においては、工場での組立精度と同等の精度が確保できるよう、建家との取合部を水平に調整した後据付けを行った。

このような品質管理を行うことにより、原子炉構造の高精度な組立・据付を実現できた。

3. 1次主冷却系設備の設計・製作

3.1 設備の概要

1次主冷却系は、中間熱交換器、主循環ポンプ、主循環ポンプオーバフローコラム、配管および弁類、電磁流量計、ガードベッセル等で構成される。

炉心で約530℃に加熱された1次ナトリウムは中間熱交換器に入り、その熱を2次ナトリウムに伝え、約400℃に冷却された後、主循環ポンプで昇圧されて再び原子炉容器に戻る。交換熱量は1ループ当たり約238MWtである。また、原子炉出力に応じて原子炉容器出入口温度差をほぼ一定に保つため、1次主冷却系主循環ポンプMGセット（可変周波数電源設備）により循環流量を約50～100%の範囲で

制御する。

3.2 設計

3.2.1 1次主冷却系循環ポンプ

1次主冷却系循環ポンプは機械式たて型自由液面式で、定格運転時および万一の事故時条件下でも炉心部に一定の冷却材を循環させるため、以下の条件が要求される。

- ① 電源喪失により駆動源が主電動機（常用電源）からポニーモータ（非常用電源）に切り替わる過程（コストダウン）でも炉心冷却に必要な流量が確保されること。
- ② ポニーモータ運転時、所定の流量が確保されること。

1次主冷却系循環ポンプ構造を図9に示す。

3.2.2 1次主冷却系中間熱交換器

1次主冷却系中間熱交換器は「常陽」の実績を踏まえ大型化した、たて型無液面平行向流型であり、循環ポンプの吸込圧力を確保するため圧力損失の低い胴側を1次冷却材側とし、管側を2次冷却材側とした直管型である。1次主冷却系中間熱交換器構造を図10に示す。

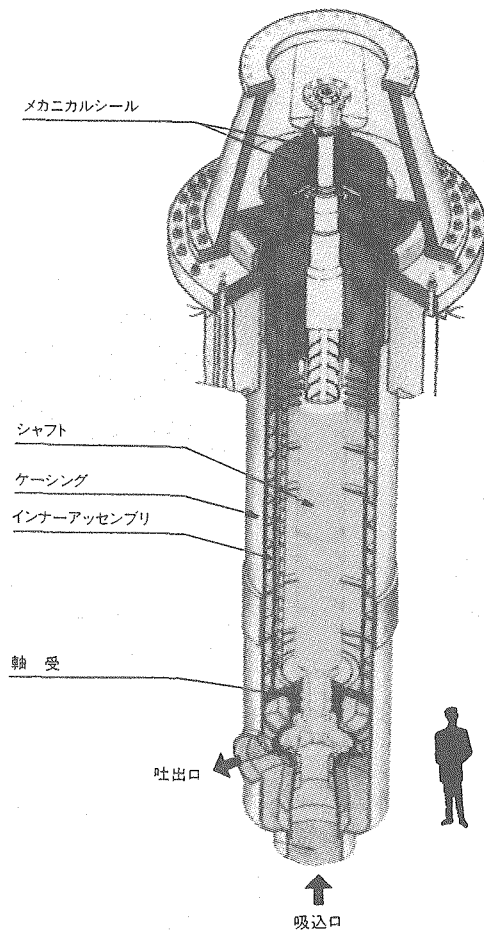


図9 1次主冷却系主循環ポンプ構造

3.2.3 ガードベッセル

中間熱交換器、および循環ポンプのシステムレベル以下の部分には、その外側にはガードベッセルを設け、1次主冷却系配管からのナトリウム漏洩を想定しても炉心崩壊熱除去に必要な最低液位を確保している。

3.2.4 1次主冷却系配管

1次主冷却系の循環ループを構成する配管のうち、原子炉容器出口から中間熱交換器を経て循環ポンプに至る配管はポンプ吸込圧力確保のため32Bとしており、循環ポンプ出口から原子炉容器入口に至る配管は24Bとしている。高温の配管は熱膨張による応力を低減するため、一般に撓性を高めて設計する必要があり、一方、耐震上の要求から、剛に設計する必要もある。このことから、配管とサポートは支持位置および支持条件を考慮しサポートクランプによって結合されるが、特に管軸方向サポート部は配管を厚肉とし、嵌合構造を採用した。

これら薄肉大口径配管の支持構造、耐震性について

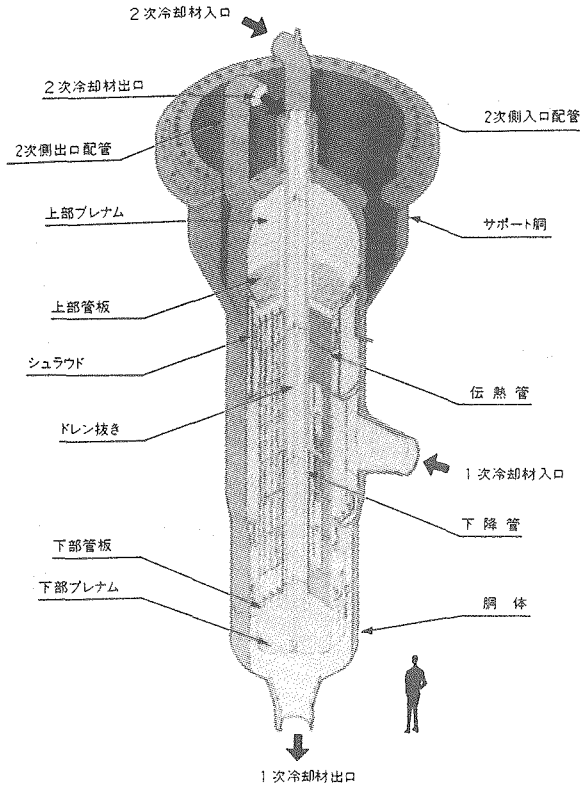


図10 1次主冷却系中間熱交換器構造

では実機モデルにより健全性を確認している。

3.3 製作・据付

3.3.1 1次主冷却系循環ポンプ

1次主冷却系循環ポンプは、製作に関する厳しい品質管理規制が適用され、単に法規制上の要求品質を満足させるだけでなく、プラントシステム上の重要度を考え合わせ、特別な生産体制および製作ノウハウの駆使によって高品質を確保した。

工場試験では、主電動機およびポニーモータ駆動による性能試験が、常温の純水を用いた専用閉ループ試験設備で行われた。なお、主電動機は実機のM-Gセットを用いて駆動し、主循環ポンプの回転数制御運転を行い、駆動系との組合せ性能も確認した。1次主冷却系循環ポンプのインナーアッセンブリの据付け状況を写真9に示す。

3.3.2 1次主冷却系中間熱交換器

1次主冷却系中間熱交換器は、最内層のナトリウムのドレン管を含め5層のシェルから構成される。内側シュラウド、外側シュラウド等の伝熱管管東部品を単品で製作し、順次組み込み、上部管板、下部管板を溶接した後、伝熱管を挿入し管-管板溶接を行う。次に、2次出口プレナム鏡、2次入口プレナ

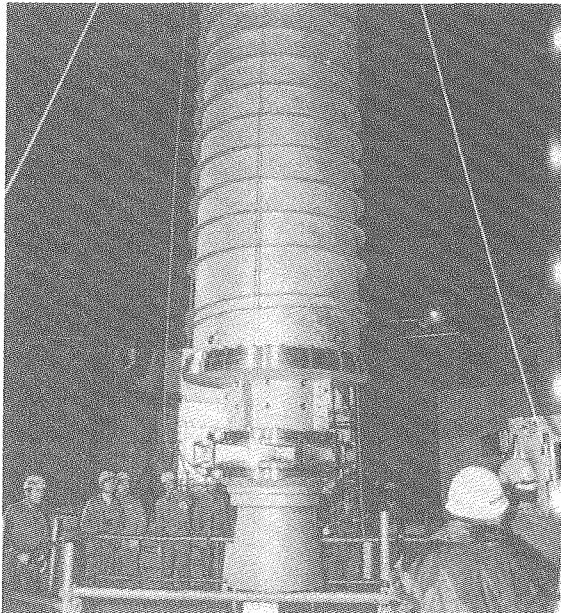


写真9 主循環ポンプのインナーアセンブリの据付

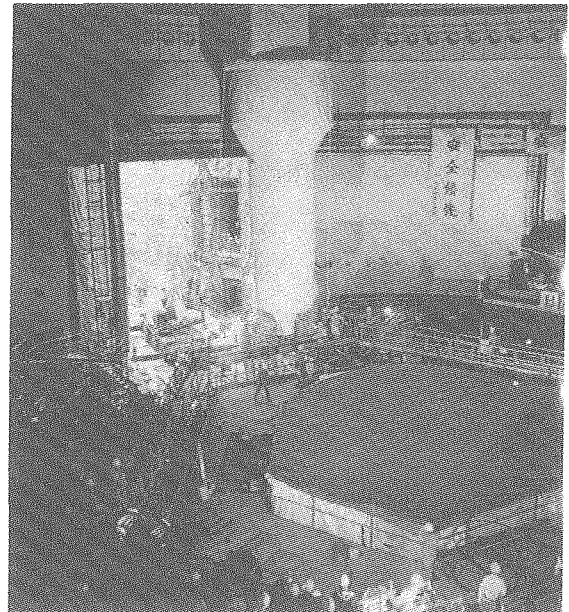


写真10 主中間熱交換器の据付

ム鏡の溶接取り付けを行い、最後に1次側の下部鏡、サポート調を取り付けた。

伝熱管束は、1次ナトリウムの流量分布の均一化のため、組立部品の相互間の寸法公差を厳しく抑えることに留意し、この製作精度を確保するため、内側シュラウドの外側、外側シュラウドの内面およびバツフル板の内径・外径は精度の高い機械加工を行い、薄肉大口径のこれらの円筒の機械加工に当たっては、変形を防止するために万全の対策をとった。1次主冷却系中間熱交換器の据付状況を写真10に示す。

3.3.3 ガードベッセル

ガードベッセルは清浄度の管理された工場で作製され、製作後海上輸送によって現地へ運ばれた。1次主冷却系室への据付は、原子炉格納容器仮開口部より搬入し、ポーラークレーンおよび専用の天秤を用いて水平度、レベル、芯ずれ等の据付精度に注意しながら行った。

ガードベッセル内の補強ビームは、工場出荷時にはボルト固定とし、現地では機器・配管据付後に組立て溶接した。また、ガードベッセル内の機器振止、配管振止も機器配管据付後に芯合せ、ギャップ調整を行い現地で溶接した。

3.3.4 1次主冷却系配管

1次主冷却系主配管には板巻管を、その他の部分には継目無鋼管を用いている。主配管には配置ある

いは強度の観点から通常のエルボに加え、180度エルボ、肉厚エルボを適切に使い分けている。

1次主冷却系主配管の溶接では以下の事項を考慮してインサートリングを用いた全自動溶接法を採用した。

- ① 溶接施工法としては、初層も含めて全自動TIG溶接とし、安定した品質を確保した。
- ② 大口径薄肉配管は溶接仕上りを良くするためインサートリングを採用した。

1次主冷却系配管サポート施工方法について図11に示す。

3.4 まとめ

1次主冷却系の機器・配管の据付は各種工事が錯綜する中で進めるため、塵埃をはじめとする異物混入防止に最大限の注意が払われた。特に配管据付工事は現地溶接作業があるため、施工中の清浄度維持はもとより、大口径配管については最終スプール開先合せ前に内部に人間が入り確認を行った他、内部確認ができない小口径配管については入念なフラッシングを行い、異物混入防止に万全を期した。ナトリウム充填後に実施した1次主冷却系のナトリウムフラッシング試験では、特に異物は検出されず、建設期間中の優れた清浄度管理技術が実証された。

4. 2次主冷却系設備

4.1 設備の概要

2次主冷却系設備は、2次主冷却系循環ポンプ、

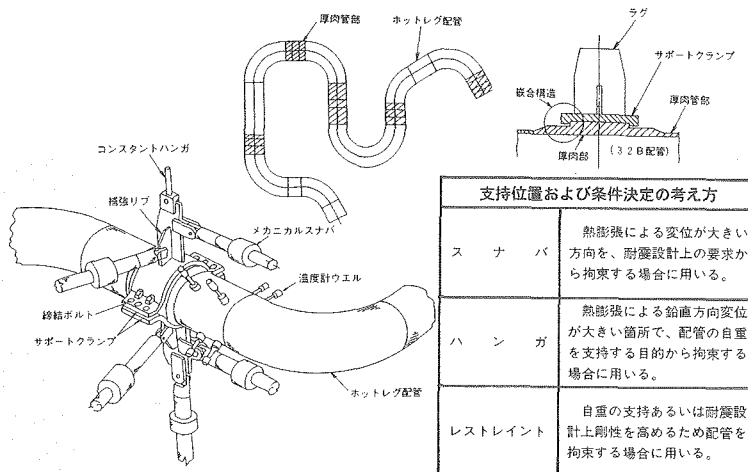


図11 1次主冷却系配管サポート施工方法

蒸気発生器設備および2次主冷却系配管等で構成され、主として原子炉補助建物内に配置されている。本設備は、1次主冷却系設備とともに原子炉の冷却系として独立した3つの熱輸送系ループからなり、次の機能を有している。

- (1) 原子炉で発生した熱を1次主冷却系中間熱交換器を介して受け、蒸気発生器により水・蒸気に伝達する。
- (2) 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時の原子炉停止時には、1次主冷却系設備、補助冷却設備とあいまって炉心冷却を行う。

2次冷却材は、2次主冷却系循環ポンプから吐出され、1次主冷却系中間熱交換器の管側に入り、胴側を流れる1次主冷却系の冷却材から熱を伝達され加熱される。1次主冷却系中間熱交換器を出た2次冷却材は、過熱器の胴側に入り、管側の蒸気と熱交換して冷却される。さらに2次冷却材は、蒸発器胴側に入り、管側の水・蒸気と熱交換して2次主冷却系循環ポンプへ戻る。冷却材には、伝熱特性に優れた液体金属ナトリウムを用いている。

なお、2次主冷却系は、1次主冷却系との境界である1次主冷却系中間熱交換器において、1次冷却系より高圧に維持し、万一、1次主冷却系中間熱交換器の伝熱管に損傷が生じたとしても1次冷却材が2次主冷却系に漏洩するのを抑制できるようになっている。

4.2 設計

4.2.1 2次主冷却系循環ポンプ

2次主冷却系循環ポンプは、高温ナトリウムを取扱う回転機器として、また、原子炉停止時の崩壊熱

除去運転の要求から、種々の運転条件下でポンプが健全に機能しなければならない。このため、各種の要素開発試験を実施するとともにポンプを構成する各部の強度、耐震性等を解析的に評価し、ポンプ設計に反映した。

2次主冷却系循環ポンプは、機械式たて型自由液面遠心式ポンプでインペラ、シャフト、軸受、軸封装置および駆動装置等で構成されている。図12に構造を示す。

2次主冷却系循環ポンプは、下端に吸込ノズルがあり蒸発器を出たナトリウムは、ここからポンプに入り、インペラ、ディフューザを通過した後、ケーシング側面の吐出ノズルから流出する。ナトリウムの一部は、ポンプの下部のナトリウム静圧軸受に供給される。静圧軸受から流出したナトリウムは、オーバフローノズルより流出しオーバフローコラムを経て配管に戻る。ポンプ内ナトリウム自由液面の上部は、アルゴンガスで覆っている。このアルゴンガスは、上部にある軸封装置でシールされている。内部構造物は、保守点検が容易にできるようケーシングから抜き出すことができる。

ポンプ上部には、軸を介して駆動用の主モータおよびポニーモータが取付けられている。ポンプの流量調節は、各ポンプに設けている静止形可変周波数電源装置により主モータの周波数と電圧を変えることにより行っている。主モータ駆動電源が喪失しても、冷却材流量が急激に減少することがないようにポンプには適切な回転慣性を持たせ、過渡時の冷却を行う。また、本ポンプは、補助冷却設備の冷却能力を確保するため、ギアおよびクラッチを介してポニーモータにより非常用電源で低速運転し、所定の

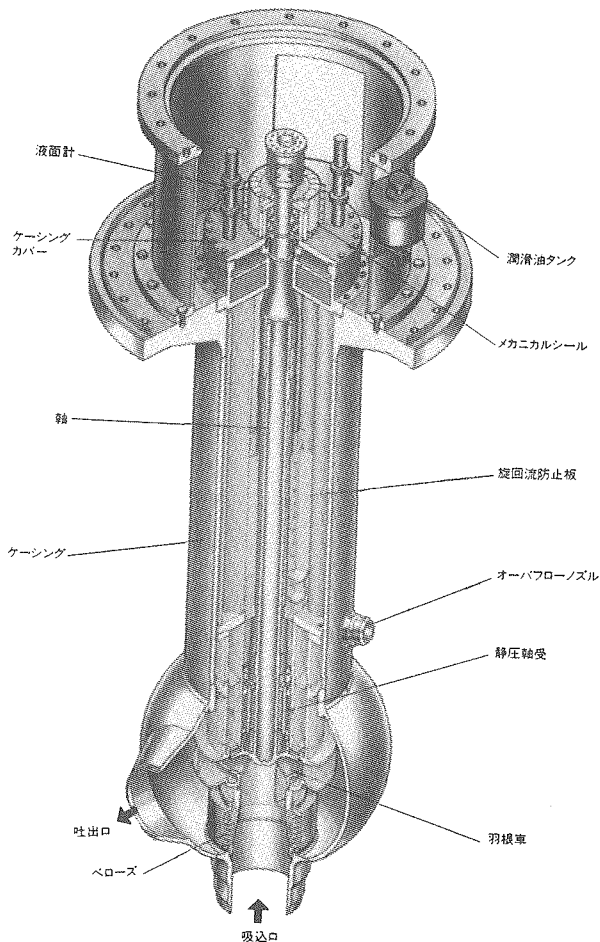


図12 2次主冷却系循環ポンプの構造

流量が確保できるようになっている。

4.2.2 蒸気発生器設備

蒸気発生器設備は、2次主冷却系と同じく3ループよりなり、各ループにはヘリカルコイル貫流式分離型で水・蒸気とナトリウムの熱交換器である蒸発器と過熱器各1基が直列に設置されている。この型式は、将来の大型化を考慮して大容量に対してもコンパクトな構造とすることができることおよび胴側と管束部の熱膨張が吸収できる等の理由により選定している。また、有液面とすることで万一の伝熱管破損による水漏洩事故に対して、ガス空間の緩衝効果により圧力上昇を緩和することができる。

(1) 蒸発器

蒸発器は、ヘリカルコイル形伝熱管を内蔵したシェルアンドチューブ形の熱交換器であり、伝熱管群およびその内容構造物とそれらを内蔵する胴からなる。写真11に外観を示す。加熱体であるナトリウムは、上部胴体の6本のナトリウム入口ノズルから導入され、伝熱管の間を下降し下端のナトリウム出

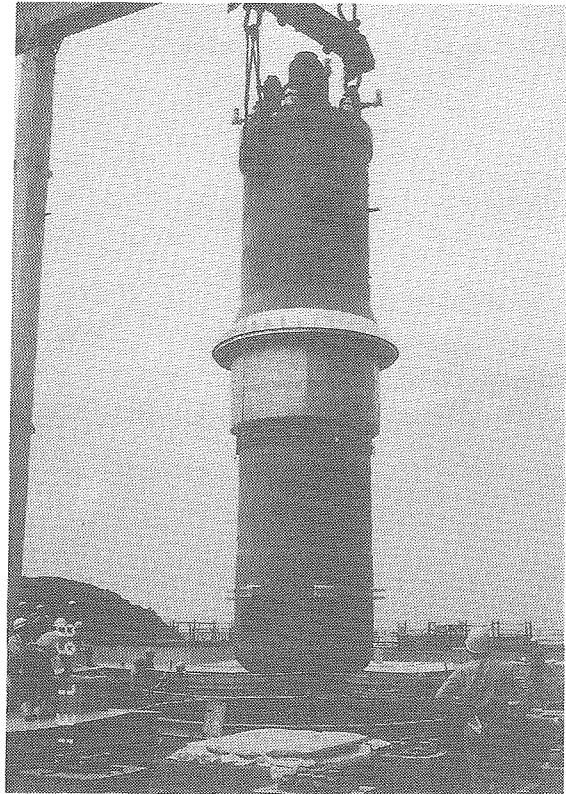


写真11 蒸発器の外観

口ノズルから流出する。一方被加熱体である水は、6本の給水入口ノズルから導入されたのち下降管内を降下し、その後方向を変えヘリカルコイル形伝熱管内を上昇しながら加熱され、30℃以上の過熱度を持った蒸気となって蒸気出口ノズルより流出する。

(2) 過熱器

過熱器は、基本構造および流体の流れは蒸発器とほぼ同じである。しかし、過熱器は、蒸発器に比べ高温の使用環境となるため、主要材料としてオーステナイト系ステンレス鋼を採用していることおよび伝熱面積の違いによりヘリカルコイル部の高さ等が異なっている。写真12に外観を示す。

4.2.3 配管・サポート

2次主冷却系配管は、冷却材の保持機能を有する他原子炉で発生した熱をタービン・発電機に導く熱輸送系を構成する重要な機器の一つである。高速増殖炉では、冷却材にナトリウムを使用していることから高温・低圧の使用環境となり、配管が大口径の薄肉管となる。また、2次主冷却系配管は、蒸気発生器の集中配置に対応させているため、長い引き回しとなっている。このような特徴を持つ2次主冷却系配管では、熱膨張の拘束を極力避けるとともにドレン、ベントの少ない合理的な設計としている。ま

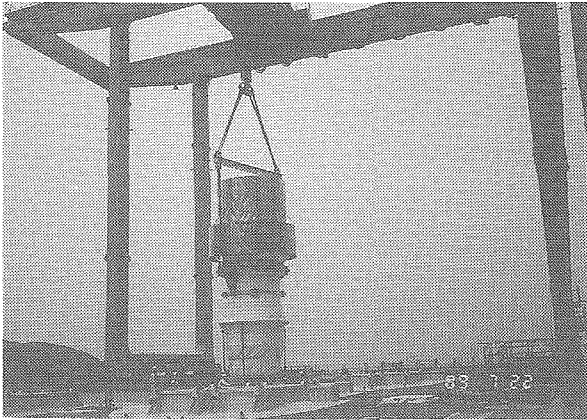


写真12 過熱器の外観

た、適切なサポート設計を行うことにより、配管の熱膨張による応力の低減および耐震上の要求を満足させている。

2次主冷却系配管は、1次主冷却系中間熱交換器と取り合った後、原子炉格納容器貫通部を介して、原子炉補助建物に配置され自重サポートおよび耐震サポートで支持されている。これらサポートと配管とは、配管クランプおよびラグにより結合されている。

4.3 製作・据付

4.3.1 2次主冷却系循環ポンプ

2次主冷却系循環ポンプは、原子炉冷却材ポンプとしての要求品質を満足させることはもとより、回転機器としての芯出し精度の確保等を図るために、素材段階から溶接、熱処理、機械加工、組立および試験に至るまでの各プロセス毎に慎重かつ細心の注意を払い、昭和62年10月～平成元年7月にかけて製作した。

現地への搬入は、外ケーシングとインターナルに分割して平成元年9月～平成2年4月に実施した。据付は、据付要求精度を確保するだけでなく、ポンプ内部への異物混入を防止し、清浄度管理にも十分配慮して行った。写真13にポンプインターナルの吊り込み状況を示す。

4.3.2 蒸気発生器設備

(1) 蒸発器

蒸発器は、ナトリウムと水/蒸気の熱交換器であり、製作には40ヵ月を要し、上部平板部、管束部および胴部の3個のブロックに分けて製作し、最終的に一体化して組立てた。伝熱管は、ナトリウムと水/蒸気の境界を形成するため高い信頼性が要求さ

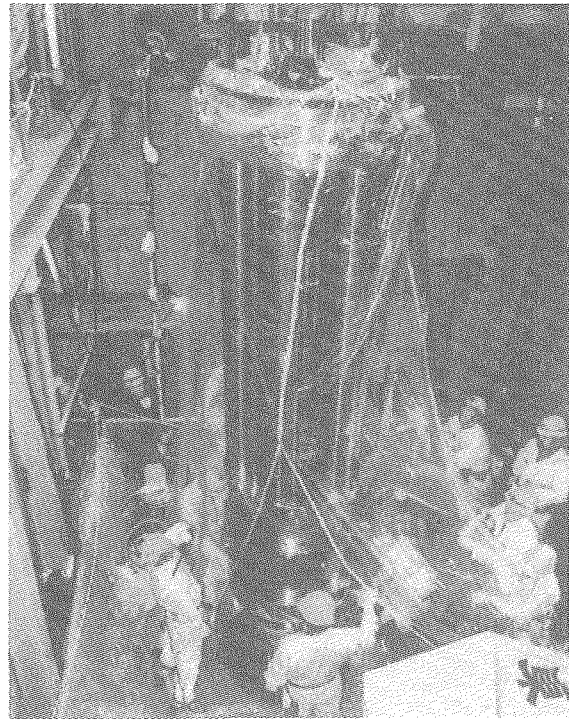


写真13 ポンプインターナル吊込み状況

れる。この伝熱管の製作には、高精度の曲げ加工、組立工法を取り入れ、品質の安定化と作業の効率化を図った。また、伝熱管と管板溶接部は、管板と一体構造の管台と伝熱管の突き合わせ溶接構造とし、内面TIG溶接法を採用して信頼性の向上を果たしている。

蒸発器は、3重シートで梱包して海上輸送によりサイトに搬入した。3重シートで梱包したのは、建屋内への塩分持ち込みを防止するためである。据付は、平成元年8月～平成3年2月にかけて実施した。写真14に蒸発器の搬入、据付状況を示す。

(2) 過熱器

過熱器は、蒸発器とほぼ同様の手順で製作したが、特に主要材料にオーステナイト系ステンレス鋼を採用していることから、ステンレス専用工場において、より厳しい雰囲気管理の基に組立を行った。過熱器の製作には、32ヵ月を要し海上輸送によりサイトに搬入し、平成元年7月～平成2年11月にかけて現地据付工事を行った。

4.3.3 配管・サポート

2次主冷却系配管は、平成元年8月～平成3年2月にかけて据付工事を行った。2次主冷却系配管は、軽水炉に比べ外径/肉厚比が大きいので、溶接・輸送等に伴う真円変形防止を図ることが据付施工上

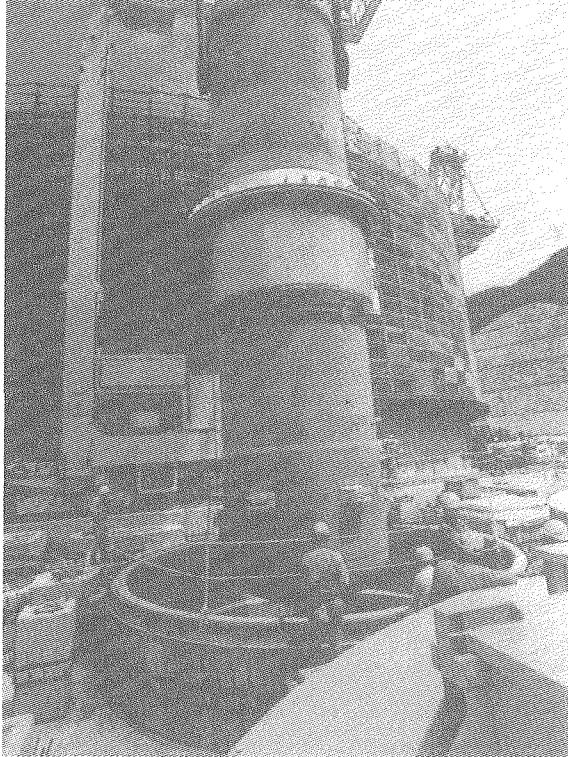


写真14 蒸発器の搬入・据付状況

重要なポイントとなる。このため、①モックアップテストにより最適溶接条件を確認し、真円変形等の防止を図った。②専用治具を用いて真円保持を確保した。溶接に当たっては、開先合わせ時の作業性および溶接仕上りを良くするためインサートリングを用いるとともに据付工期の短縮化のために可能な限り工場ブロック化して現地溶接箇所を削減する工法を採用した。その他、配管据付時には、各種工事が併行する中で進められたため施工中の清浄度維持管理を強化し異物混入防止対策に万全を期した。

4.4 まとめ

2次主冷却系設備の主要機器である循環ポンプ、蒸気発生器および主配管等は、各種の研究開発成果を十分反映して設計した。また、製作据付に当たっては、単に法規制上の要求品質を満足させるだけでなく、プラントシステム上の重要度を考え合わせた厳しい品質管理を行った。これら2次主冷却系設備の主要機器の設計・製作および据付を通して大型ナトリウム機器の製作技術および溶接技術等を確立するとともに、綿密な工程管理、万全な異物混入防止対策、施工上の様々な工夫等により、所定の期間内で高品質の機器・配管を施工することができた。

5. 水・蒸気系統設備

5.1 設備の概要

水・蒸気系は蒸気タービンならびにその付属装置、主蒸気設備、復水設備、給水設備等から構成される。2台のタービン駆動給水ポンプにより蒸気発生器に供給された給水は蒸発器、過熱器を通る間に2次冷却材と熱交換を行い過熱蒸気になり、主蒸気止め弁、蒸気加減弁を通り高圧タービンに流入する。8段の高圧タービンを駆動した蒸気は、2台の低圧タービンを駆動し、発電機によって定格出力時約28万kWの電気を発電する。低圧タービンを駆動した後の蒸気は、復水器に排出され、ここで循環水系の海水との熱交換により凝縮され、復水ポンプによって給水設備に送り込まれる。給水は3段の低圧給水加熱器および脱気器、そして2段の高圧給水加熱器により加熱昇温され、再び2台の給水ポンプによって蒸気発生器に送られ同様のサイクルを繰り返す。

タービン設備の主要目を表3に、基本構成を図13に示す。

5.2 設計

5.2.1 システム設計

システム設計上は、特に分離貫流型である蒸気発生器との特性と調和を図るの必要があり、次のようなシステム構成運用としている。

- (1) 蒸気発生器に通水する際、ナトリウムを凝固点以下まで冷却させないため、所内補助蒸気および蒸気発生器出口蒸気を脱気器および低圧第3段以降の給水加熱器に導く系統を設け、タービン抽気蒸気を使用できない状態でも最低給水温度として約195℃を確保する。
- (2) 蒸気発生器伝熱管の万一の水漏洩に対しては、給水をしゃ断するとともに、放出弁により蒸気発生器内保有水を系外に放出することで事象の拡大を防

表3 タービン設備の主要目

全 般	定 格 出 力	280MW (熱効率39.38%)
	タービン主機入口蒸気条件	127kg/cm ² ・g/483℃、1,137t/h
蒸気タービン	型 式	くし形3気筒4流排気 非再熱復水式
	段 落 数	(高圧)8段×単流/(低圧)6段×4流
	制 御 装 置	電気油圧式(EHC)
発 電 機	定 格	315MVA-2極-15kV
	励 磁 方 式	サイリスタ励磁による速応励磁方式
復 水 器	型 式	表面復水式半区分水室型
	真 空 度	722mmHg
給水加熱器 および脱気器	伝 熱 管 材 料	熱交換器用チタン管
	給 水 加 熱 器	横置U字管型
	脱 気 器	横置圧カトレイ型

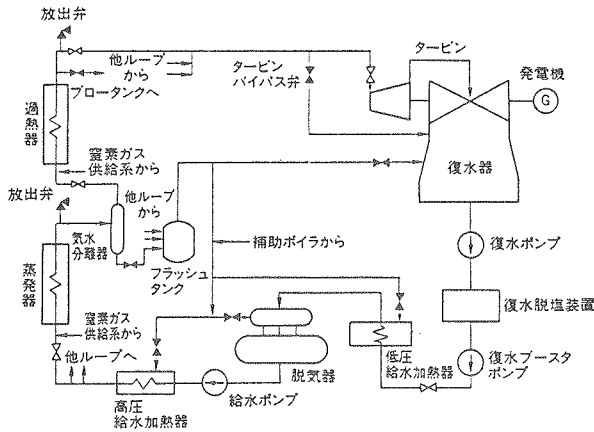


図13 水・蒸気系基本構成

止する。

- (3) 蒸発器における流動の不安定現象を防止するために、蒸気が発生開始する時点では一定量以上の給水が確保される。一方、伝熱管の健全性を確保する上で過熱蒸気状態となってから過熱器へ通気する必要があることから、過熱器への通気が完了するまでの蒸発器出口からの水・蒸気を処理する起動バイパス系を設ける。
- (4) プラントトリップ時には、蒸気をブローし、器内を減圧冷却することにより、蒸気発生器低温部位の温度上昇を防止する。
- (5) 蒸気発生器伝熱管の健全性を確保する上で重要な給水の水质調整として、アンモニア、ヒドラジンをを用いた揮発性薬品処理を採用する。
- (6) 急速なタービン負荷の減少時には、余剰となった蒸気を吸収してプラントの安定な運転が可能となるよう高速作動のタービンバイパス系を設ける。

5.2.2 機器設計

(1) 蒸気タービン

蒸気タービンは、串型3気筒4流排気非再熱式復水タービンであり、定格出力時の蒸気条件は主蒸気止め弁の前で圧力約127kg/cm²g、温度約483℃、排気真空度は約722mmHgである。

さらに、蒸気タービンのうち高圧タービンは高圧・高温に耐えうるよう火力タービンに準じた設計とし、低圧タービンは非再熱性のため、浸食・防食防止等のドレン対策に主眼を置いた軽水炉タービンに準じた設計としている。

軽水炉、火力との膨張線図比較を図14に示す。

(2) 復水器

復水器は、低圧タービン排気室の下部にタービン

軸と並列に取り付けられる表面復水式半区分水室型の熱交換器である。定格出力時に冷却水入口温度17℃、冷却水出口温度24℃以下(ΔT7℃以下)、冷却水量888m³/minの時に、タービン排気蒸気を凝縮することにより復水器真空度を722mmHgに保持する機能を有する。

(3) 給水加熱器および脱気器

給水加熱器は、水室、管板、加熱管、胴体から構成される横置U字型の熱交換器である。高圧給水加熱器は2段、低圧給水加熱器は3段で高圧、低圧ともに1系列で構成される。定格出力時に蒸気発生器(蒸発器)へ240℃の給水を送水できる機能を有する。

脱気器は、胴、復水噴射弁、脱気トレイ等で構成され、復水噴射弁から器内に復水を噴射して器内の蒸気と接触させ第1段の脱気を行うとともに、器内に設置した脱気トレイの間を復水が落下する時に上昇してくる蒸気と接触して第2段の脱気を行う直接接触式熱交換を行う横置円筒形熱交換器である。

(4) 発電機

発電機は、冷却媒体として水素ガスを使用した完全密封構造の三相同期発電機である。回転子は、ダイアゴナルフロー形の直接冷却方式を採用し、固定子コイルは、内部に純水を通す水直接冷却方式を採用している。なお、固定子コイルは水素ガスでも冷却される。励磁方式は、サイリスタ励磁方式を採用し、励磁電源は、相分離母線に接続された励磁変圧器から供給している。

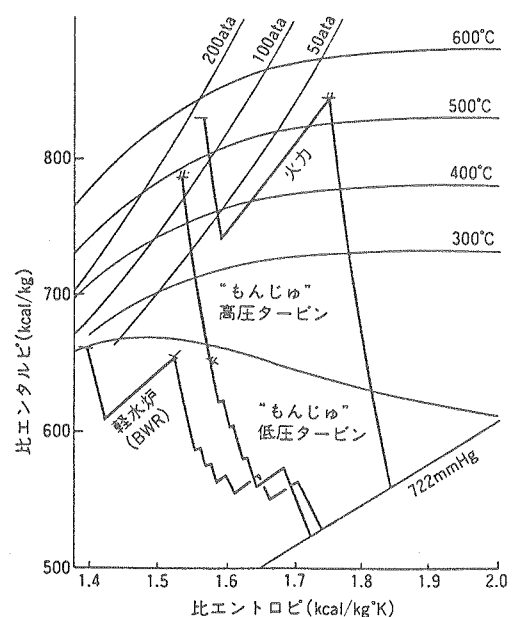


図14 蒸気タービン膨張線図比較

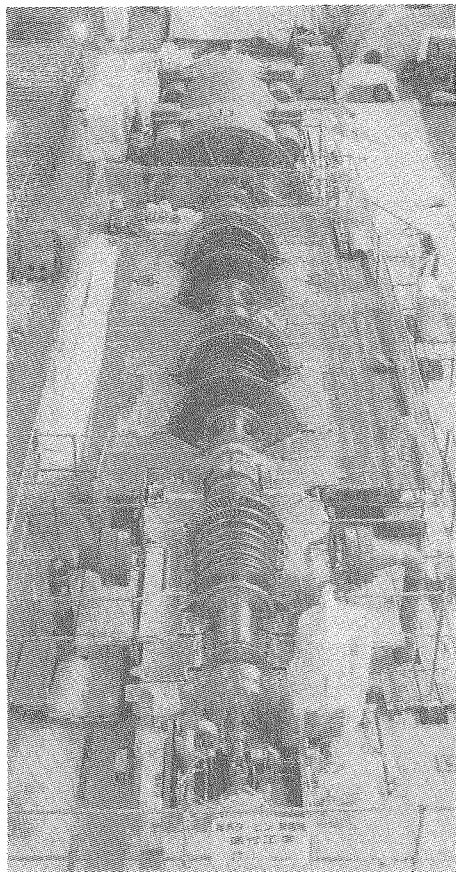


写真15 タービンロータ据付状態（手前から高圧、低圧A、低圧B、発電機の順）

5.4 まとめ

水・蒸気系統設備の主要機器である蒸気タービン、復水器、発電機および配管等の設計・製作に当たっては、最新の技術を採用することによって、プラント効率の向上を図っている。据付に当たっても、最新の技術・工法を導入するとともに、厳密な工程管理・異物混入防止、特にタービン本体および復水器内工事・配管施工中の異物管理および最終フラッシングを入念に行う等の徹底した異物混入防止対策等の高度な品質管理を行ったことにより、当初の工程期間内で高品質な機器・配管を施工することができた。

6. 燃料取扱および貯蔵設備の設計、製作

6.1 設備の概要

燃料取扱および貯蔵設備（以下「燃料取扱貯蔵設備」という。）は、炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体、制御棒集合体、中性子遮蔽体等の炉心構成要素（以下「燃料等」という。）を原子炉施設内に搬入してから、原子炉で使用した後の使用済燃料等を原子炉施設に搬出するまで、安全かつ確実に

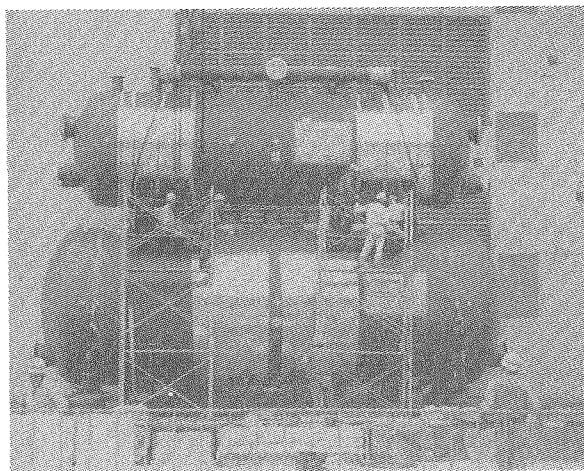


写真16 脱気器据付作業（脱気器貯水タンクの上部に脱気器本体を据付中）

取扱および貯蔵を行うものであり、以下の設備から構成される。

- | | |
|--------------|---------------|
| (1) 燃料交換設備 | (6) 燃料缶詰設備 |
| (2) 燃料出入設備 | (7) 水中燃料貯蔵設備 |
| (3) 炉外燃料貯蔵設備 | (8) 燃料搬出設備 |
| (4) 燃料検査設備 | (9) 新燃料受入貯蔵設備 |
| (5) 燃料洗浄設備 | |

燃料取扱貯蔵設備の鳥瞰図を図15に、燃料取扱ルート説明図を図16に示す。

搬入した新燃料等は新燃料受入貯蔵設備に一時貯蔵し、燃料交換に必要な本数をあらかじめ炉外燃料貯蔵槽に燃料出入設備を使用して移送する。

燃料交換は、ほぼ半年ごとに原子炉を停止し、原子炉格納容器機器搬入口を開放して、原子炉容器と炉外燃料貯蔵槽間で燃料交換装置、炉内中継装置お

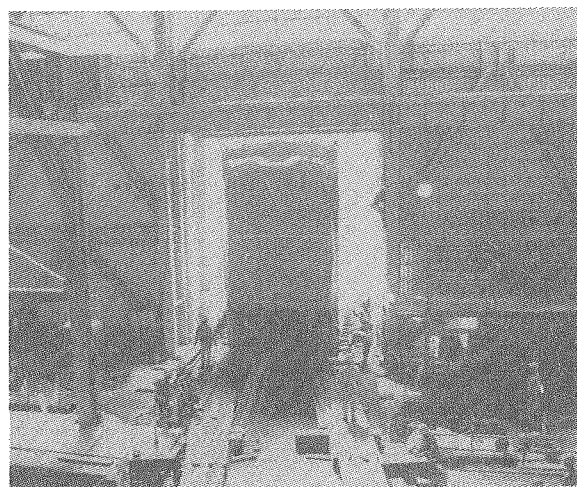


写真17 復水器搬入作業（タービン建物内に復水器本体をころ引きにより搬入）

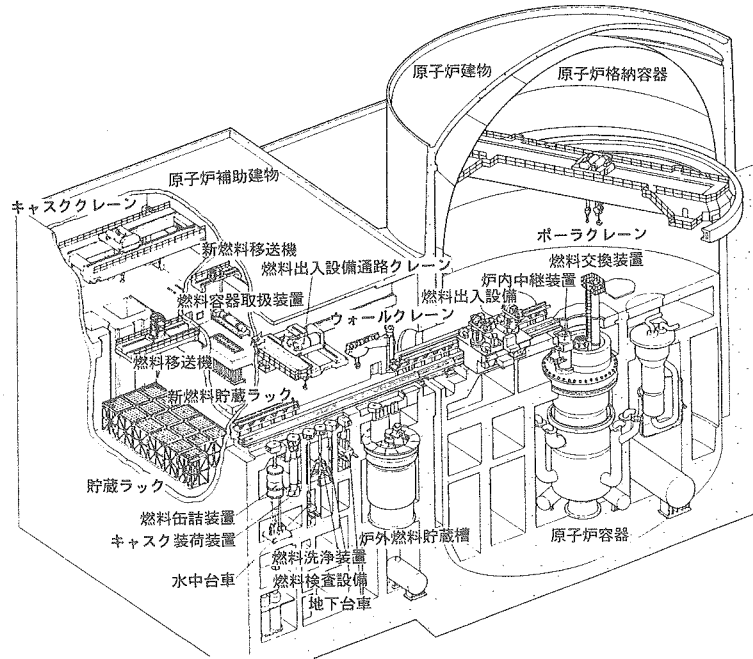


図15 燃料取扱および貯蔵設備

および燃料出入設備を使用して新燃料等と使用済燃料等を1体ずつ交換して行く。

燃料交換1回当たりの交換本数は、全炉心の約1/5を予定している。ただし、当初の間は約1/4を交換する。

原子炉容器から取り出した使用済燃料等は、炉外燃料貯蔵槽で冷却・貯蔵する。炉外燃料貯蔵槽で崩壊熱を除去した使用済燃料等は、燃料出入設備で燃料洗浄設備へ移送し、付着したナトリウムを洗浄し、そのまま、または燃料缶詰設備で缶詰缶に収納して燃料池内の貯蔵ラックで水中貯蔵する。

新燃料および使用済燃料等を受渡する設備は、燃料出入設備の移動が単純になるよう、燃料出入設

備の走行レールに沿って直線的に配置している。

このように燃料取扱貯蔵設備は、多数の機器および駆動系を持った設備から構成されること等により、その運転に当たっては操作室からの遠隔操作で行うとともに運転員数の低減を目指し、すべて自動運転することとしている。写真18に燃取操作室の主制御監視盤を示す。

6.2 設計

「もんじゅ」の燃料取扱貯蔵設備は、使用済燃料の崩壊熱の除去を炉外に貯蔵して行う設計とし、炉外燃料貯蔵槽を原子炉格納容器の外に配置した。ま

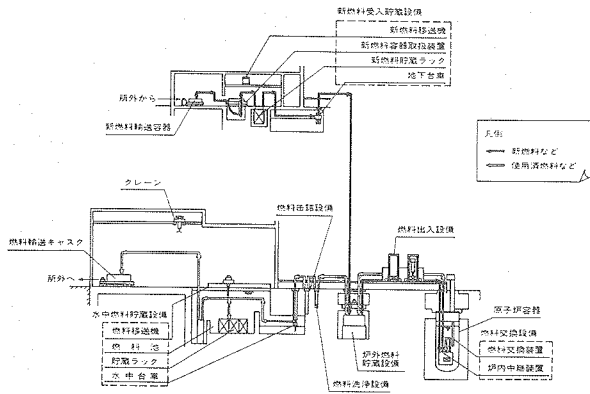


図16 燃料取扱ルート説明図

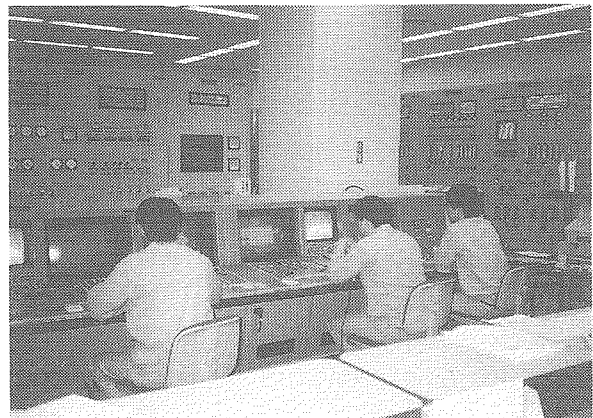


写真18 燃取操作室主制御監視盤

た、炉内と炉外の燃料等の取扱作業が独立して行えるようにしており、炉内での燃料等の交換、移送は、回転プラグおよび燃料交換設備により行い、炉外では燃料出入設備で移送を行う。

燃料取扱貯蔵設備のうち高速増殖炉特有な設計を要した燃料交換設備、燃料出入設備および炉外燃料貯蔵設備の特徴的な設計についてその概要を述べる。

6.2.1 燃料交換設備

燃料交換設備は、原子炉内で燃料等の移送を行うもので、燃料交換装置と炉内中継装置から構成される。炉内のナトリウム中で燃料等を上下動させることから長尺構造をしており、ナトリウムおよびアルゴンガス中の部材は、ステンレス鋼製としている。

(1) 燃料交換装置

燃料交換装置は燃料交換時に回転プラグ上に据付け、回転プラグの回転動作と連動させて、炉心と炉内中継装置との間で燃料等の移送を行うもので、燃料交換装置本体、昇降駆動装置、燃料交換孔ドアバルブ、ホールドダウンアーム等から構成され、全長は約22mである。図17に燃料交換装置の構造を示す。

燃料交換装置本体は、パンタグラフ方式で燃料交換時にドアバルブよりホールドダウンアーム内に挿入しパンタグラフを開いてセットされ、回転プラグとホールドダウンアームの回転により炉心上部の所定の位置に移動する。

燃料交換装置本体は、昇降駆動装置により上下動し、本体に組み込まれたグリッパおよびグリッパ駆動装置で燃料等のつかみ・離し、引抜・挿入を行う。

ホールドダウンアームは、本体を収納し、回転プラグ上のホールドダウン駆動装置により回転するとともに燃料等の引抜き時にアームを少し下降させることによりアーム先端のグリッパ案内管で周囲の燃料等の浮き上がりを防止する。ホールドダウンアームは、原子炉運転中も原子炉内に設置したままとなることから耐震剛性と熱応力緩和を図った馬蹄形断面の構造とし、外表面には熱遮蔽板を設置している。また、ナトリウムベーパーの上昇防止対策等を行い、作動性能の信頼性向上に配慮している。

(2) 炉内中継装置

炉内中継装置は燃料交換時に固定プラグ上に設置し、燃料等を燃料移送ポットに収納した状態で燃料交換装置と燃料出入設備との間で中継移送するもので、炉内中継装置本体、燃料出入孔ドアバルブ、駆動装置、挿入遮蔽体等から構成され、全長は約17m

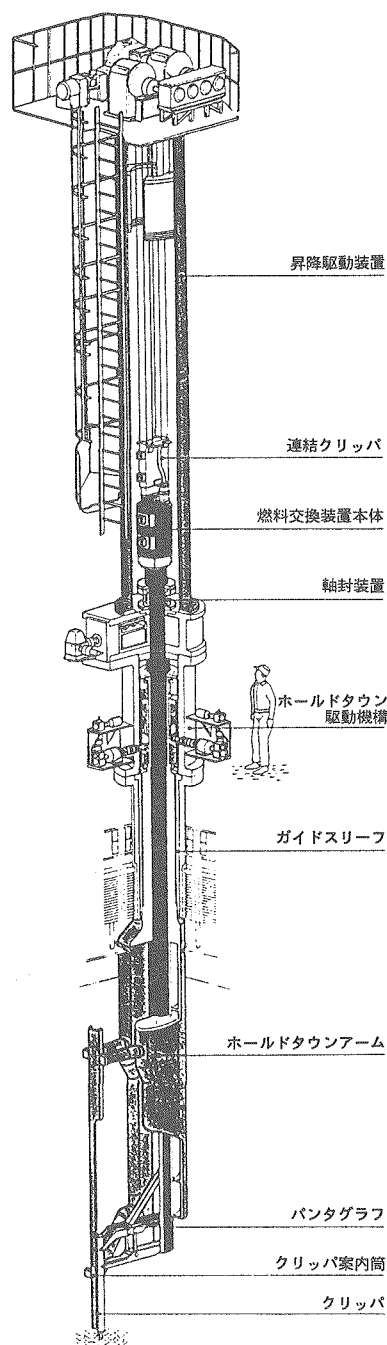


図17 燃料交換装置

である。

炉内中継装置本体は、燃料移送ポットをつかんだ燃料出入設備のグリッパをガイドし、下部のラックに燃料等の入った2体のポットを収納する。

燃料交換装置から使用済燃料等を、燃料出入設備からは新燃料等を受取り、遮蔽プラグ上の駆動装置でラックを回転し、燃料出入設備へ使用済燃料等を、燃料交換装置には新燃料等をそれぞれ渡す。

燃料交換設備はナトリウム中で使用することから

表 6 燃料交換設備のR&D項目

1. バンテグラフ機構開発試験	7. 燃料切離試験
2. 燃料交換装置機能試験	8. 軸封装置開発試験
3. 燃料交換装置耐久試験	9. 燃料交換装置分解点検
4. 燃料交換装置洗浄試験	10. ホールドダウンアーム構造健全性試験
5. 燃料交換装置省洗浄試験	11. セルフオリエンテーション試験
6. 燃料交換装置低液位動作試験	12. 炉内中継装置開発試験

フルモックアップ試験を実施し、ナトリウム中での駆動部の信頼性、取扱性能等を確認し、その成果を設計、製作に反映している。表 6 に燃料交換設備の主なR&D項目を示す。

6.2.2 燃料出入設備

燃料出入設備は燃料交換時における炉内と炉外燃料貯蔵槽間の燃料等の移送、原子炉通常運転中における炉外燃料貯蔵槽への新燃料等の移送および炉外燃料貯蔵槽からの使用済燃料等の取り出し、燃料洗浄設備、燃料缶詰設備、水中燃料貯蔵設備への移送、受渡しを行う。

ナトリウムが付着した燃料等を取り扱う本体A、ナトリウム洗浄後の使用済燃料等を取り扱う本体B、移送中の使用済燃料等を冷却する冷却装置およびこれらの機器を搭載して走行する走行台車、燃料移送ポットから構成され、全高約 8 m、重量約 370 t である。

走行台車は燃料取扱貯蔵設備の配置と燃料等の移送を考慮し、直線走行する。また、高い耐震性を持たせるため走行レールを抱え込む構造としている。図18に燃料出入設備の構造を示す。

本体Aは燃料等をつかむグリッパ、グリッパ駆動装置、コフィン、ドアバルブ等から構成され、気密性の容器を形成している。グリッパおよびグリッパ駆動装置は、2 対テープ巻取方式とし、装置の小型

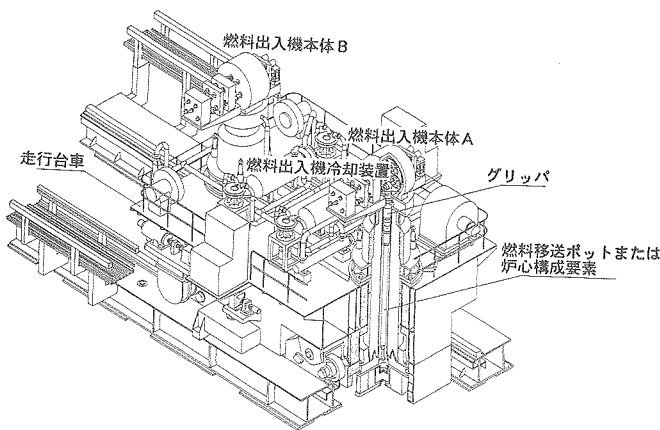


図18 燃料出入設備

化を図るとともに2重ハンドリング方式により、燃料、燃料移送ポット等を取り扱う。

本体Bもほぼ同じ構造である。

ドアバルブは燃料等の受渡しをする設備と接続するもので、可動ブロックと一体で上下して接続・切り離しをする。ドアバルブにはドリップパンが取付けてあり、燃料等から移送中に滴下するナトリウムを受ける。

本体Aのグリッパはナトリウム中およびアルゴンガス中で使用することからR&Dを実施して機構部の確実な作動と信頼性を確認している。

炉内と炉外燃料貯蔵槽間の使用済燃料等の移送は、ナトリウムの入った燃料移送ポットに入れて本体Aで移送するが、燃料移送ポットを収納したコフィンを空気で冷却して使用済燃料等からの崩壊熱を間接的に除去することとしている。また、炉外燃料貯蔵槽から燃料処理設備への移送の際は使用済燃料等をアルゴンガスで直接冷却する。

燃料洗浄後の移送は本体Bで行うが、本体Bでは空気で直接冷却する。このような冷却装置の設計にあたっては、R&Dを実施して冷却性能に十分な余裕があることを確認している。表 7 に燃料出入設備の主なR&D項目を示す。

6.2.3 炉外燃料貯蔵設備

炉外燃料貯蔵設備は、炉心へ装荷する新燃料等および炉心から取り出した使用済燃料等をナトリウム中で中継・冷却貯蔵するもので炉外燃料貯蔵槽、炉外燃料貯蔵槽冷却系設備、炉外燃料貯蔵槽内のナトリウム液位・純度を維持する補助ナトリウム系設備、槽内のナトリウム表面を覆い空気との接触を防止するアルゴンガス系設備等から構成される。

(1) 炉外燃料貯蔵槽

炉外燃料貯蔵槽は燃料貯蔵容器、回転ラック、遮蔽プラグ、案内装置、外容器、床ドアバルブ等から構成される。図19に炉外燃料貯蔵槽の構造を示す。

燃料貯蔵容器は上部をフランジで支持するたて置円筒型のステンレス鋼製容器で、胴内径約 6 m、高さ約 9 m、最高使用温度300℃、圧力1.5kg/cm²であ

表 7 燃料出入設備のR&D項目

1. グリッパ機能試験
2. 直接冷却系送風性能試験
3. グリッパテープ試験
4. 直接冷却系冷却性能確認試験
5. 間接冷却系冷却性能確認試験
6. 燃料移送容器放射伝熱面開発試験
7. 改良型ドアバルブ機能確認試験

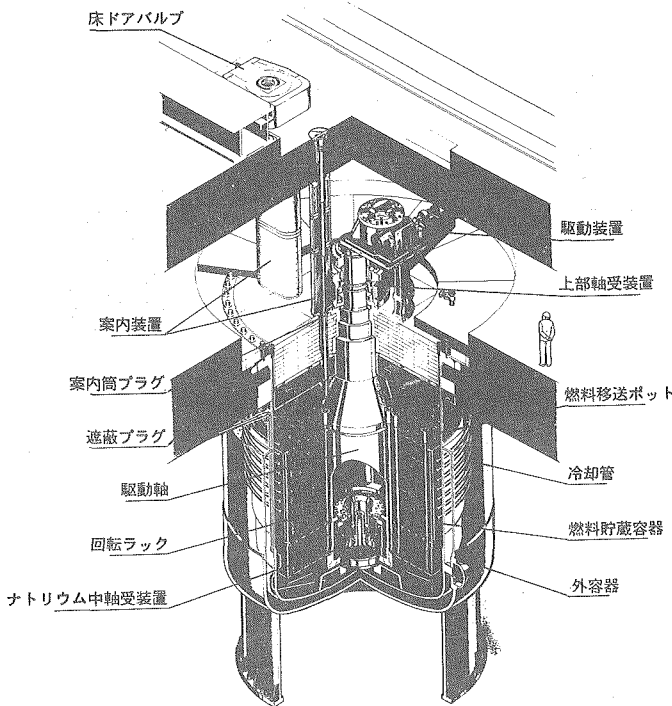


図19 炉外燃料貯蔵槽

り、内部に回転ラックおよびナトリウム冷却配管が設置されている。

回転ラックは燃料等約250体の貯蔵容量を有しており、6列同心円上の貯蔵ポジションに燃料移送ポットが収納されている。下部にナトリウム軸受を有し、遮蔽プラグ上の駆動装置により回転して、案内装置の6本の案内管と各列の貯蔵ラックが位置決めされる。

遮蔽プラグは炉外燃料貯蔵槽のカバーガスバウンダリを保持するとともに回転ラックおよび燃料等の荷重を支持し、貯蔵する使用済燃料等からの上方への放射線を遮蔽する。

案内装置は6本の案内管からなり、床ドアバルブを介して燃料出入設備と接続して、回転ラックとの間をガイドするもので、直線配置としている。

炉外燃料貯蔵槽の耐震性および回転ラックのナトリウム軸受の健全性についてR&Dを実施し、設計、製作に反映している。

(2) 炉外燃料貯蔵槽冷却系設備

冷却系設備は独立した3ループから構成される。

図20に冷却系系統図を示す。使用済燃料等からの崩壊熱は、燃料貯蔵容器内に設置したコイル状の冷却管により、容器内のナトリウムと熱交換して空気冷却器から大気へ放熱することとし、2ループで崩壊熱を十分に除去できる設計としている。容器内のナトリウムは自然循環式としており、コイル状冷却

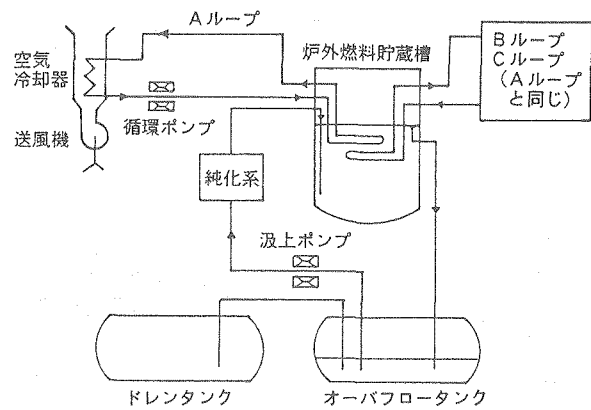


図20 冷却系系統図

管との組合せによる冷却性能については、R&Dにより確認している。表8に炉外燃料貯蔵設備の主なR&D項目を示す。

6.3 製作・据付

燃料取扱貯蔵設備の製作にあたっては、R&Dの結果を反映するとともに部品、組立等の各段階で外観、寸法、作動等を確認し、工場では仮組立を行い製作精度の確認をするとともに、制御盤等と組合せて試験を実施し、作動性能、位置決め性能等を確認した。

また、駆動機構が多い精密機械であることから、製作、据付を通して清浄度管理、異物管理等を実施した。

6.3.1 燃料交換設備

燃料交換設備は大型の精密機械であり、製作、組立に際しては部品段階、組立段階の各ステップで寸法等を確認し、組立精度の確保に努めた。

また、工場において仮組立てし計算機、制御盤と組合せ、性能試験を実施した。

据付けはホールドダウンアームを長円形プラグと一体で回転プラグに吊込んだ後、駆動装置、本体を順に据付けた。これらの据付けでは、インロー、ピン、ケガキ合わせにより据付誤差の低減を図った。

表8 炉外燃料貯蔵設備のR&D項目

- | | |
|----|--------------------|
| 1. | 炉外燃料貯蔵槽耐震試験 |
| 2. | 炉外燃料貯蔵槽水流動試験 |
| 3. | 回転ラックB、C遮蔽体試作試験 |
| 4. | 遮蔽プラグコンクリート遮蔽体試作試験 |
| 5. | 回転ラック軸受ナトリウム中試験 |

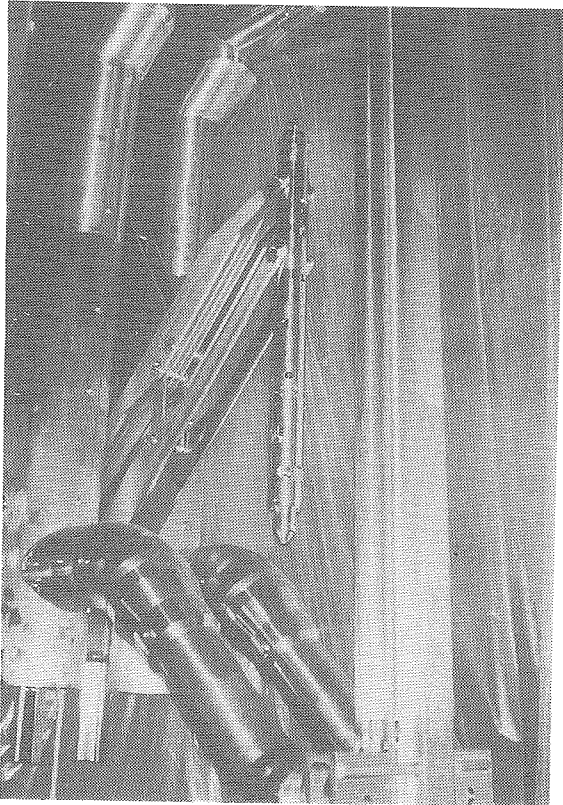


写真19 燃料交換装置据付状況

写真19に燃料交換装置の据付状況を示す。

据付後、単体機能試験を実施し炉心構成要素の取扱性能を確認した。

6.3.2 燃料出入設備

精密機械であることから、製作にあたっては各部品ごとの寸法および外観検査、組立てステップごとの寸法等の確認をしながら製作精度の向上に努めた。

また、工場において仮組立てを行い、取合寸法の確認、性能動作試験を実施し、所期の性能を確認した。

据付けにあたって最も留意したことは、約80mにわたって直線走行する燃料出入設備と燃料等の受渡しを行う各設備との取り合い精度の確保であった。

据付時期が異なり、かつ、据付基礎レベルが異なる設備上を同一の床レベルで直線走行する燃料出入設備と芯合せするため、統一した基準芯および基準レベルを設定し、各設備の据付けを行った。その結果、取合いを十分満足する据付精度が確保できた。また、据付け後の単体機能試験により、炉心構成要素の取扱機能を十分満足することを確認した。写真20に燃料出入設備の据付状況を示す。

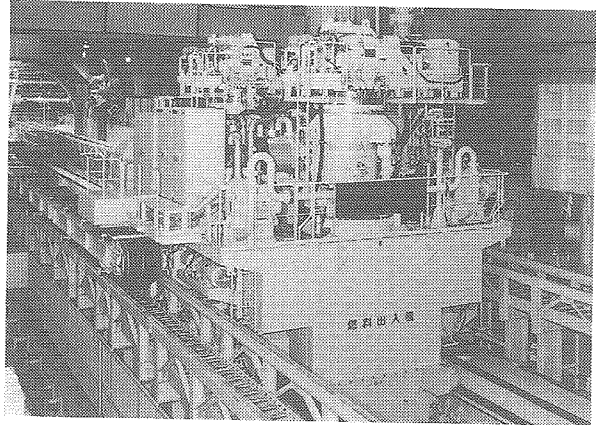


写真20 燃料出入設備据付状況

6.3.3 炉外燃料貯蔵設備

炉外燃料貯蔵槽は、大型構造物であり、かつ、燃料出入設備との取合い、回転ラック位置決め性能等を確保する上で、高い製作精度を必要としたことから、構成部品間の取合い部は、大型の工作機械により高精度に加工した。特に高い取合い精度が必要な部分は、先に製作、据付けた部材の寸法計測結果を反映して、次に取合う部材の加工を行い所定の寸法精度を得ることができた。

遮蔽プラグは、非桁構造の形状であるため溶接変形を防止する目的から縮尺モデルを用いて、製作手順等を確認し製作した。

回転ラックと遮蔽プラグは、工場では仮組立てし、回転ラックの位置決め精度等の動作性能試験を実施した。

据付けは燃料出入設備との統一基準芯をもとに行った。また、ナトリウム機器であることから製作、据付けを通して清浄度管理に特に配慮した。

据付け後の単体機能試験により、燃料出入設備との十分な取合い精度および所定の回転ラック位置決め性能を確認した。写真21に燃料貯蔵容器の据付状況を示す。

6.4 まとめ

工場における組合せ試験による作動性能の確認、慎重な据付け、さらに単体機能試験での模擬燃料体等の取扱試験等により、各設備とも高い精度で据付けられており、各機器単体の作動性能、各設備との燃料出入設備の位置決め、燃料等の取扱、受渡し、移送、気密性等の各機能を満足していることが確認された。この結果から設計上要求される性能を満足する見通しが得られた。

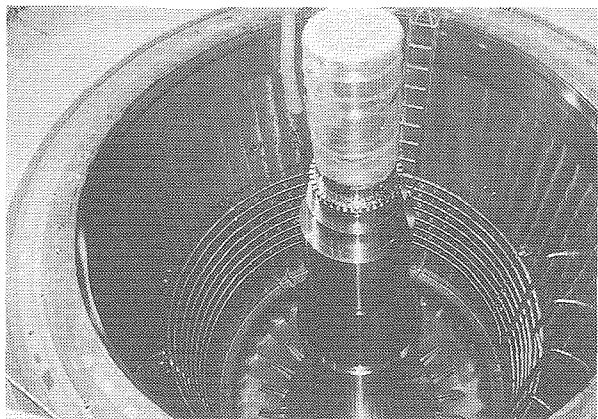


写真21 燃料貯蔵容器据付状況

7. おわり

本報では、「もんじゅ」として特徴を有する機器について建設段階における成果をまとめた。「もんじゅ」の主要設備には、液体金属ナトリウムやナトリウムペーパーと接触する機器が多く、運転温度が

高いことから、ステンレス鋼が多く使用され、大型で薄肉構造のものが多い。したがって、設計においては高温強度の確保、製作においては変形防止、高精度の加工、輸送および据付けにおいては清浄度管理の観点から十分な検討と配慮や工夫を行った。その結果、据付けは予定通り平成3年4月末に完了することができたとともに、FBRの実用化に向けて発電規模での機器の設計、製作および据付けが適切であったことを「もんじゅ」の建設を通して確認することができた。

約5年半の期間にわたり、参加会社400社以上、工事量累積約400万人・日に及ぶ大工事が計画通り遂行できたことは、工事従事者のたゆまぬ努力の成果であり、また、関係各位のご指導の賜物であり、深く感謝申し上げる次第である。

参考文献

- 1) 動燃技報No79, p36-47 (1991.3).



2重管蒸気発生器の開発 —小型モデルによる2重管蒸気 発生器伝熱流動評価—

仲井 悟 佐藤 博之

大洗工学センター機器構造開発部

資料番号：90-2

Development of Double-Wall-Tube Steam Generator
—Thermal Hydraulic Evaluation of Double-Wall-Tube Steam
Generator by 1 MWt Steam Generator—

Satoru Nakai Hiroyuki Sato

(Systems and Components Division, O-arai Engineering Center)

2次系削除プラントに設置されるSGの開発を目標とし、2重管蒸気発生器(SG)の伝熱特性、DNB点の伝熱管健全性や流動不安定特性を評価するための基礎となる伝熱流動特性およびリーク検出特性を得るための小型モデル試験を実施しており、この中で伝熱特性の評価が完了した。

試験結果を基に、ナトリウム側の伝熱相関式、水側予熱域、核および膜沸騰域、過熱蒸気域の伝熱相関式、DNBクォリティ相関式の評価、ならびに一次元静特性解析コードPOPAI-6の検証を行った。

2重管SG小型モデルでの最適な伝熱相関式を選定するとともに、試験結果により実験式の導出を行った。POPAI-6コードについては、2重管蒸気発生器体系での計算精度を明らかにした。

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伝達系である2次冷却系を削除したシステムが考えられている。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「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」とする安全上の役割を、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の2重管蒸気発生器を実現しうるかどうか、2次系削除システムの成立性を大きく左右する。

このため、2重壁伝熱管の開発、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)の開発等の各種研究開発¹⁾を進めている。これらの結果を踏まえ、2重管蒸気発生器の成立性評価のために、伝熱管、管板等の構造健全性、リーク検出特性

および伝熱流動性能を把握する事を目的とし、小型モデル試験を実施した。本報告では、小型モデル試験において、その評価の基礎となる蒸気発生器の伝熱流動の基本特性について述べるものである。

2. 小型モデル試験計画

2.1 2重管蒸気発生器の課題

本小型モデルは、コンパクトで経済性に優れた一体貫流方式の蒸気発生器であり、伝熱管としては曲げ部を持たずナトリウムと水の境界に溶接部がない信頼性の高い直管型の密着2重伝熱管を用いている。2重管蒸気発生器の成立性を評価する上で、特に重要と考えられるのは、2重管蒸気発生器構造健全性の確認とリーク検出法の開発であり、具体的には、以下の課題である。

- ① 構造健全性：2重管および管-管板構造につき、その成立性を確認するために、構造健全性の確認を行う。小型モデル運転終了後の解体検査により、2重管のリラクセーション、蠕動・磨耗、酸化スケールおよび管板溶接部の健全性、拡管部固着力を評価する。

- ② リーク検出特性：リーク検出特性については、伝熱管の通気特性（2重管の内管／外管の間の界面におけるガスの通気量）、伝熱管単体で界面に水・蒸気を注入した時の検出特性等の基礎的な特性は、各種要素試験にて把握しているが、蒸気発生器体系でのその特性の把握が重要である。
- ③ 伝熱流動特性：ナトリウム加熱（直管型2重管）蒸気発生器においては、一般にナトリウム側熱伝達率が高いことから水／蒸気側の伝熱特性が蒸気発生器伝熱性能に大きな影響を及ぼすこと、構造健全性評価の基礎データであることおよび伝熱特性は後述のDNB（核沸騰から膜沸騰への遷移点）温度振動、流動安定性を評価するための基礎データでもありその評価は重要である。またナトリウム側の流動および温度混合は伝熱管毎の伝熱特性に大きな影響があり、その把握が重要である。
- ④ DNB特性：DNB点においては、その伝熱様式が熱伝達率の大きな核沸騰から熱伝達率が小さい膜沸騰に遷移し、熱伝達率の大きな変化が生じる。このため伝熱管内面壁温の長手方向温度勾配が大きく、かつ壁温が振動するためその挙動を把握することが2重伝熱管の熱応力、疲労を評価するうえで重要となる。
- ⑤ 過渡特性：熱過渡は、2重伝熱管および管一管板溶接部の健全性に影響し、特に水・蒸気温度に追従する伝熱管と大きな熱容量のため、温度追従性が悪い管板部との溶接部が大きな影響をうける。熱過渡挙動は、水側およびナトリウム側の温度、流量変化により大きく異なり、プラントトリップを伴う大規模外乱に対して、水・蒸気側のブロードダウンを含む各部の変化を把握する必要がある。
- ⑥ 流動安定性：水側の流動不安定について安定限界条件等を実験的に求め、これに基づいて既存の解析コードの適用性を評価し、設計コードとしての妥当性を確認する。

2.2 小型モデル試験

小型モデルは、蒸気発生器の特性を把握することを目的としており、前記諸特性が確認可能な構造となっている。またヒートバランス（温度）、圧力、流量、伝熱管径を合わせることで、水・蒸気側のレイノルズ数、プラントル数を模擬し、かつナトリウム側の加熱条件を模擬することにより、ヒートフラックスおよび水・蒸気側の熱伝達率を模擬することができる。さらに伝熱管長さ、ナトリウムと水の流量比を模擬することにより、圧力損失特性の模擬が可能である。

表1 2重管蒸気発生器小型モデル主要仕様

項目	仕様	
型式	縦置一体貫流型2重管蒸気発生器	
主要寸法	全高	約2200mm
	有効伝熱長さ	1800mm
	胴外径	約350mm
主要材質	伝熱管	Mod.9Cr-1Mo鋼
	管板	Mod.9Cr-1Mo鋼
	伸縮継手	SUS316
	外胴	21 / 4Cr-1Mo鋼
交換熱量	定格	1MWt
	最大	1.2MWt
伝熱管	型式	密着型直管
	外径	19.0mm
	外管肉厚	1.9mm
	内管肉厚	1.5mm
	リーク検出用溝本数	4本
	リーク検出用溝深さ	最大0.2mm
伝熱管本数	定格通水管	7本
	模擬リーク管	2本
	DNB計測管	1本

小型モデルの設計・製作においては、伝熱管1本当たりの諸条件を模擬するため、伝熱管形状、寸法、管板構造、熱膨張吸収構造等の模擬を行うとともに、伝熱流動、熱過渡、流動安定性、リーク検出特性の把握が可能な試験設備および計装を備えることを目標とした。

ただし、ナトリウム側流動および温度混合特性については、伝熱管本数が900MWt級の大型蒸気発生器の1/100以下であり、ナトリウム流動部径が約0.2mと小さいため、ナトリウム側流動が大型蒸気発生器と大幅に異なり、その評価は困難である。この点に関してはより大型の試験による確認が必要と考えられる。また、リーク検出特性におけるヘリウムプレナムでの湿分挙動、熱過渡時の管板部温度挙動についても大型化の影響が顕著であると考えられる。

表1に小型モデルの基本仕様を、図1に概念図を示す。

3. 小型モデル試験結果

小型モデル試験による主たる評価項目は前項で述べたように①構造健全性、②リーク検出特性、③伝熱流動特性、④DNB特性、⑤過渡特性、⑥流動安定性である。試験の最初のステップとして、蒸気発生器の伝熱流動の基本特性を明らかにするため、伝熱流動試験を実施した。伝熱流動試験では、水単相試験、2相流試験、過熱／沸騰試験を行い、それらの試験データの評価により、各種伝熱相関式および1次元静特性解析コードPOPAL-6の検証を行っ

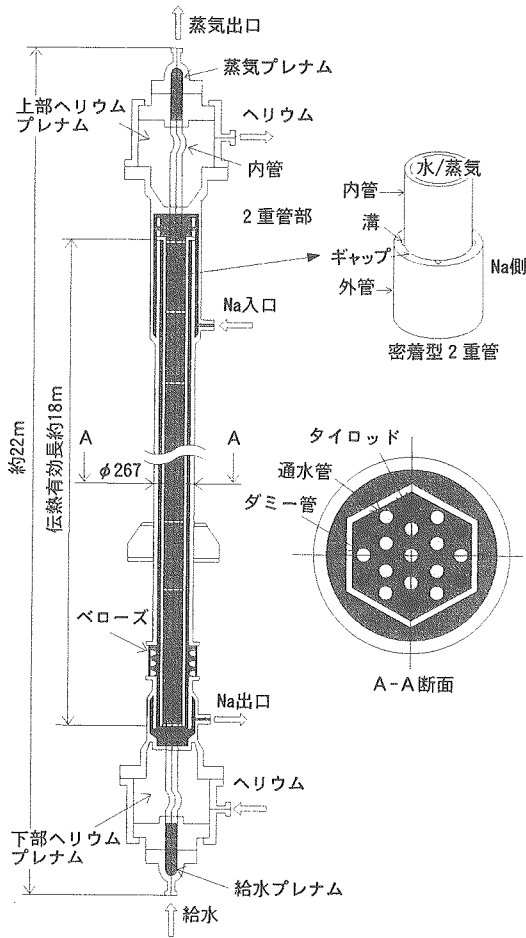


図1 2重管蒸気発生器小型モデル概念図

た。伝熱流動試験における評価項目を以下に示す。

- ① ナトリウム側熱伝達率
- ② DNBクオリティ (DNB点における水・蒸気2相流体中の蒸気存在率)
- ③ 水・蒸気側熱伝達率 (水単相域、核沸騰域、膜沸騰域、過熱蒸気域)
- ④ 2重管界面部熱抵抗

3.1 ナトリウム側熱伝達率

DNB振動評価および2重管界面部抵抗評価のため必要となるナトリウム側熱伝達率の評価を行った。

以下の手法によりナトリウム側熱伝達率を計算した。

小型モデルではDNB振動計測のため、ナトリウム入口部より11~14.5m下側で200(一部300mm)間隔で計13ヶ所のナトリウム温度、伝熱管表面温度、伝熱管内部温度を測定している。この測定データを用い以下の式によりナトリウム側熱伝達率を算出した。

ナトリウムと外管外壁の熱伝達は

$$q_i A_i = h(T_n - T_o) A_o$$

外管外壁と伝熱管内部温度測定点の熱伝導は

$$q_i A_i = \frac{2\pi L \lambda}{\log(D_o/D_m)} (T_o - T_m)$$

ここで q : ヒートフラックス (kcal/m²s)

A : 伝熱面積 (m²)

h : 熱伝達率 (kcal/m²s°C)

T : 温度 (°C)

D : 直径 (m)

L : 伝熱部長さ (m)

λ : 熱伝導率 (kcal/ms°C)

添え字 n : ナトリウム

i : 内表面

o : 外表面

m : 熱電対取付け位置

得られた試験結果に基づき、実験式を導出した。すなわちナトリウム側熱伝達率が液体金属乱流の一般的な次の相関式の形で表現されると仮定しその各係数を求めた。

$$Nu = A + BPe^c$$

$$Nu = \text{ヌセルト数}(-)$$

$$Pe = \text{ペクレ数}(-)$$

$$A \sim C = \text{係数}$$

最小二乗法により各係数を求めると以下の式が得られた。

$$Nu = 6.0 + 0.73Pe^{0.4}$$

従来より使用されている既存の各種伝熱相関式による計算値とともに、上式より計算したナトリウム側熱伝達率を図2に示す。Graber-Rieger²⁾およびMaresca-Dweyer³⁾の計算値は試験結果より大

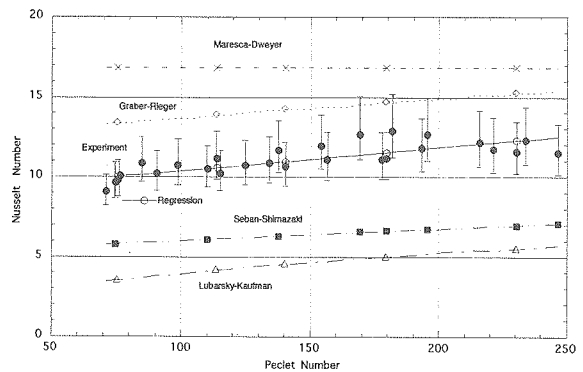


図2 ナトリウム側熱伝達率

きく、またLubarsky-Kaufman⁴⁾ およびSeban-Shimazaki⁴⁾ の計算値は試験結果より小さい。比較した既存の相関式のなかではGraber-Riegerの式による計算値が最も実験値に近く実験値に比べ約20%高い値となっている。

一方、回帰式による計算値は実験値のほぼ±10%以内となっている。

3.2 DNBクオリティ

ヒートフラックス最大点をDNB点と定義して、DNBクオリティを算出した。すなわち、試験により得られたナトリウム側温度分布の勾配およびナトリウム流量からヒートフラックスを算出し、ヒートフラックスおよび給水流量、圧力から水側のエンタルピー、クオリティを算出した。

試験より得られたDNBクオリティと既存の各種相関式の比較を行った結果、Roko⁵⁾ およびKon'Kov⁶⁾ の式が最も試験結果と一致することがわかった。また、DNBクオリティが次のKon'Kov型相関式の形で表現されると仮定しその実験式を導出した。すなわち

$$X_d = A \times q^B \times G_m^C \times T_{sub}^D \times P^E$$

X_d = DNBクオリティ

q = ヒートフラックス (kcal/m²h)

G_m = 質量流量 (kg/m²s)

T_{sub} = 給水サブクール度 (°C)

P = 圧力 (kg/cm²)

A~E = 係数

なおここで、Kon'Kovの式においては T_{sub} の項が入っていないが、試験結果でその影響が認められるため式に含めた。また圧力についてはKon'Kovの式においては指数関数となっているがここでは係数導出の容易性からべき乗の形とした。

係数の導出に当たっては重回帰分析⁷⁾を用いた。得られた回帰式を次に示す。

$$X_d = 226.33 \times q^{-0.0258} \times G_m^{-0.2962} \times T_{sub}^{0.116} \times P^{-0.87}$$

上式による計算値、RokoおよびKon'Kovの式と実験値の比較を図3に示す。実験式による計算値と実験値の二乗平均誤差は0.004、その式で計算される値の±12%に全実験データの95%が含まれる。

3.3 水側熱伝達率

水側熱伝達率として膜沸騰域における熱伝達率評価の例を述べる。

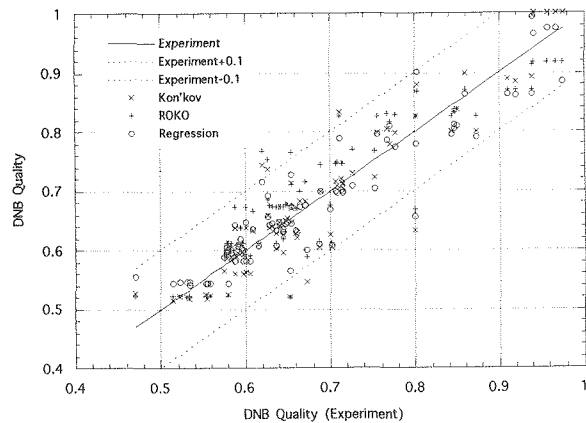


図3 DNBクオリティの比較

軸方向ナトリウム温度測定値、ナトリウム/給水流量、水・蒸気圧力測定値の試験データに基づき、水/蒸気温度、クオリティ、ヒートフラックス、熱通過率を算出する静特性解析プログラムを作成し、熱通過率から水側熱伝達率以外の熱抵抗を差し引いて水側熱伝達率を算出した。計算に用いた熱抵抗として2重管界面熱抵抗は2重伝熱管の要素試験のデータを、ナトリウム側熱伝達率については前項の実験式を使用している。

実験値と従来より直管型蒸気発生器に使用されているBishop⁸⁾ およびMod. Tong⁹⁾ の式との比較では、実験値は2つの計算式より小さい値となっている。実験値とBishopの式との比の平均値(Bishopの式の修正係数)は約0.65でありまたMod. Tongの修正係数は約0.8である。

既存のBishopおよびMod. Tongの式と実験値との比較により、それぞれの修正係数を導出した。しかしながらレイノルズ数の指数が両式と実験値では異なることが考えられ、ここでは前述の重回帰分析により実験式を導出した。まず式の形としてBishopと同一と仮定した。

$$Nu = A \times Re_\ell^B \cdot Pr_\ell^C \times [X + (1-X) \times (\gamma_g / \gamma_\ell)^D \times (\gamma_g / \gamma_\ell)^E]$$

ここで

Re_ℓ : レイノルズ数 (等価直径=伝熱管内径)

Pr_ℓ : プラントル数

X : 蒸気クオリティ

γ : 比重量

ℓ : 液相

g : 気相

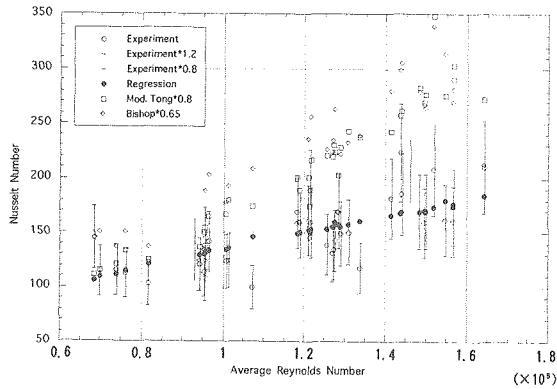


図4 膜沸騰域熱伝達率

上式において係数A、B、C、D、Eを重回帰分析により求めた。その結果得られた式を以下に示す。

$$Nu = 0.087 \times Re_\ell^{0.066} \cdot Pr_\ell^{0.00036} \times [X + (1-X) \times \gamma_g / \gamma_\ell]^{0.37} \times (\gamma_g / \gamma_\ell)^{0.087}$$

上式による計算値と実験値の比較を図4に示す。同図によれば回帰式による計算値は修正Bishopの式等による計算値に比べ高ヌセルト数領域でフィッティングの精度が向上している。

また同様の手法で、水単相域、核沸騰域、過熱蒸気域の各領域について、伝熱特性の評価を行った。

3.4 2重管界面部熱抵抗

試験により得られた結果に基づき2重管界面部熱抵抗(2重管内/外間のギャップコンダクタンス、熱伝達率の逆数)を計算した。すなわちナトリウム側熱伝達率および水側熱伝達率としては試験結果に基づく回帰式を用い、3.3項の水側熱伝達率と同様の手法により熱抵抗を求めた。

本手法においてはナトリウム側熱伝達率は3.1項に示したように、2重管界面部熱抵抗の影響を考慮しなくてもよいが、水側熱伝達率の実験式算出においては2重管界面部熱抵抗をある定数と仮定して計算している。このため本手法においては2重管界面部熱抵抗を正確に評価することは困難であるが、蒸気発生器条件における2重管界面部熱抵抗の定性的傾向を把握するために本手法により検討した。

図5にナトリウム側および水側熱伝達率の回帰精度を考慮した場合の2重管界面部熱抵抗の範囲を示す。ナトリウム、水側とも熱伝達率を良くした場合、ギャップコンダクタンスは大きくなる。その変化はギャップコンダクタンスが大きくなる場合で1.1~5倍、小さくなる場合で0.8~0.1倍程度となっており、その差は一桁以上となりギャップコン

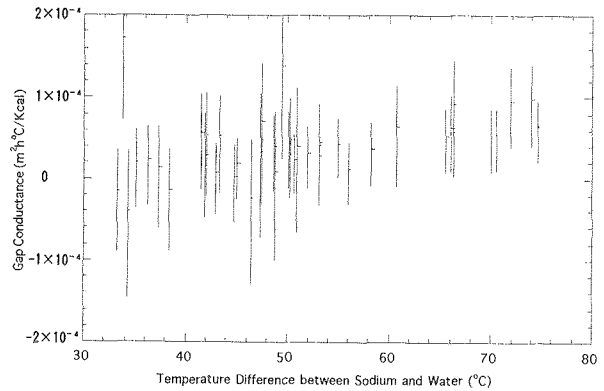


図5 2重管界面部熱抵抗

ダクタンスの評価は困難である。

なおナトリウム側および水側熱伝達率の回帰精度を考慮しない場合の平均ギャップコンダクタンスは、約 4.0×10^{-5} ($m^2 h^2 C / kcal$) であり、要素試験のデータより若干高い値となっている。

4. 1次元静特性解析コードPOPAL-6の検証

4.1 コード概要

POPAL-6コードは高速炉冷却系1次元静特性解析コードであり、蒸気発生器のみならず、中間熱交換器(IHX)、空気冷却器、空冷復水器の静特性計算(定常状態における熱交換器の伝熱計算)が可能である。蒸気発生器における主たる仮定とモデルを以下に示す。

- ① 熱交換部のナトリウムと伝熱管内水・蒸気の間の1次元伝熱流動モデルでシェル(外胴)からの放熱を考慮する。
- ② 代表伝熱管を仮想し、シェル半径方向および周方向の温度、流速分布は無視する。
- ③ ナトリウム、水とも流れ方向の熱伝導は無視する。
- ④ ナトリウムの流れ方向にメッシュ分割し、1メッシュ内で温度、流速を一定とし、エネルギー式、運動方程式、連続の式を連立させて解く。
- ⑤ 蒸気発生器上下部に非有効伝熱部をもつ。
- ⑥ 2重伝熱管においては内管熱伝導、外管熱伝導、内管と外管の間のギャップコンダクタンスを独立に熱抵抗として考慮する。
- ⑦ 内管、外管は同一材質とする。

4.2 検証の手順

- ① ナトリウム入口温度、ナトリウム流量、水/蒸気側の流量、入口温度、出口圧力を境界条件

表2 POPAI-6 伝熱関連式計算パラメータ

ケース番号	Case1	Case2
ナトリウム側	Graber-Riegerの式	実験式
水側予熱域	Dittus-Boelterの式	実験式
核沸騰	Jens-Lottesの式	Jens-Lottesの式
膜沸騰	Bishopの式	実験式
過熱蒸気	Bishopの式	実験式
DNBクオリティ	Kon' Kovの式	実験式

とし実験値を入力する。

- ② 実験値は水側のヒートバランスを正とし、ナトリウム側流量を補正する。
- ③ 使用する試験データは負荷、蒸気圧力、ナトリウム/水流量比の異なる試験ケースを用いる。
- ④ 蒸気発生器構造データは測定値を用いる。
- ⑤ 定格および部分負荷条件にて設計式および実験式を用いてナトリウム側温度分布および水側出口温度の解析と実験の比較を行う。
- ⑥ 解析と試験結果の比較はナトリウム温度プロファイルの比較を主とし、蒸気温度および交換熱量については参考として扱う。これは本蒸気発生器条件においては、入口ナトリウム温度と出口蒸気温度の差が小さく、蒸気温度では評価が困難であること、および各領域における伝熱特性の評価を行うにはナトリウム温度プロファイルが適しているからである。

4.3 検証結果

(1) ナトリウム温度プロファイルの評価

解析上の基準となる伝熱関連式としてつぎの2ケースを選定した。すなわち、Case1として小型モデルの設計式の組み合わせ、Case2として、試験結果に基づき導出された実験式を組み合わせたケース

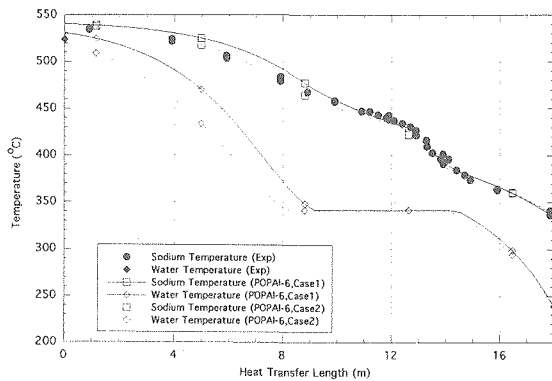


図6 定格条件解析結果

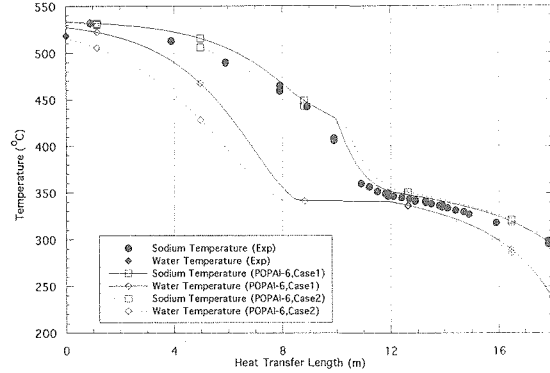


図7 部分負荷計算結果

である。表2に使用した伝熱関連式を示す。

定格条件における上記2ケースの解析結果と実験結果の比較を図6に示す。Case1においては、過熱蒸気領域において、解析値のナトリウム温度が試験値を上回っているが、全体的傾向は実験と解析ではほぼ一致している。Case2については全領域で試験と解析は良好な一致を示している。

40%負荷の解析結果を図7に示す。40%負荷においては、Case1は全領域において試験値より高めのナトリウム温度を示し、Case2は予熱および核沸騰域で試験結果より高めのナトリウム温度を示しているが、全体の一致性はCase1より良好である。

なお、定格条件における実験値と計算値の差のRMS(二乗平均差)はCase1で7.0、Case2で4.0であり、部分負荷時にはそれぞれ10.0および8.8である。

(2) 蒸気温度による評価

図8にCase1、2の蒸気温度の解析結果と試験結果の差を示す(差は解析-試験)。前述したように蒸気温度による評価は感度が低く誤差が生じやすいが、ここでは参考として評価を行った。Case1はす

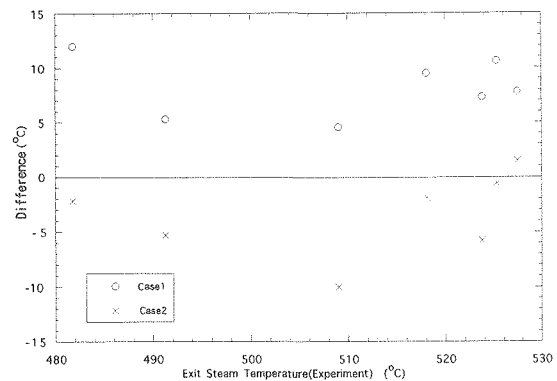


図8 蒸気温度計算の差

べての蒸気温度で試験結果より高めの温度を与える。一方Case2は試験値と同一あるいは低めの値を与え、その差もCase1より小さくなっている。このことから、蒸気発生器伝熱設計において、過大評価の可能性のある従来の設計式 (Case1) より今回導出した実験式 (Case2) の方が適切といえる。

5. おわりに

2重管蒸気発生器小型モデル試験では2次系削除を指向した高温条件での試験に主眼を置き、その条件下での伝熱特性、DNB点の伝熱管健全性や流動不安定特性を評価するため、各種伝熱相関式およびDNBクォリティ相関式等、基礎的な伝熱流動特性を得るための伝熱流動試験を実施した。

伝熱流動試験として、水単相試験、2相流試験、過熱沸騰試験を実施し、これらの試験結果を基に蒸気発生器の基本特性である伝熱流動性能として、ナトリウム側の伝熱相関式、水側予熱域、核沸騰域、膜沸騰域、過熱蒸気域の各領域の伝熱相関式、DNBクォリティ相関式の評価および同評価に基づく一次

元静特性解析コードPOPAL-6の検証を行った。

本2重管蒸気発生器小型モデルでの最適な伝熱相関式を選定するとともに、試験結果により実験式の導出を行った。

POPAL-6コードについては、2重管蒸気発生器体系でのその計算精度を明らかにした。

参考文献

- 1) N.Kisohara et al.: Feasibility Study on Double-Wall-Tube Type Primary Steam Generator, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles Oct. (1991).
- 2) Graber-Rieger: Atomkernenergie Bd 19 (1972).
- 3) M.W.Maresca, O.E.Dwyer: Heat Transfer to Mercury Flowing In-Line Through a Bundle of Circular Rods, Trans ASME C, May pp180-186, (1964).
- 4) 伝熱工学資料 改定 第3版.
- 5) K.Roko, K.Takitani, A.Yoshizaki, M.Shiraha: Dryout Characteristics at Low Mass Velocities in Vertical Straight Tube of a Steam Generator.
- 6) A.S.Kon'kov: Experimental Study of the Conditions under which Heat Exchange Deteriorates when a Steam-Water Mixture Flows in Heated Tubes, Thermal Engineering, Vol.13, pp72-82, (1966).
- 7) 井口晴弘: 多変量解析とコンピュータプログラム
- 8) A.A.Bishop, R.O.Sandberg, and L.S.Tong: Forced Convection Heat Transfer at High Pressure after the Critical Heat Flux, ASME/AICHE Heat Transfer Conference, Los Angeles CA 64-HT-31.
- 9) L.S.Tong: Heat Transfer Mechanism in Nucleate and Film Boiling, Nuclear Engineering and Design 21 (1972).



「もんじゅ」フローモニタの開発

戸村 和二 弟子丸剛英 奥田 芳久
大場 俊雄 石川 紘一*

高速増殖炉もんじゅ建設所
*動力炉開発推進本部

資料番号90-3

Development of Fuel Flow Monitoring System in Prototype
Fast Breeder Reactor "MONJU"

Katsuji Tomura Takehide Deshimaru Yoshihisa Okuda
Toshio Ohba Kouichi Ishikawa*

(Monju Construction Office
*Reactor Development Project)

保障措置上課題となる接近困難な区域を持つ「もんじゅ」の査察・検認は、経験の多い軽水炉とはかなり相違点がある。このため、度重なるIAEA、科技庁との打合わせを行い「もんじゅ」の保障措置手法を決定した。この保障措置手法に基づく保障措置機器をIAEA、科技庁との協議をはじめPNC/DOE保障措置技術開発協力協定に基づく米国ロスアラモス研究所との協力等により開発し、設置が終了したのでこのシステムの概要について紹介する。

1. はじめに

高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」という。）は、MOX燃料を扱うこと、ナトリウム冷却であること、使用済燃料が缶詰缶に収納されること等から経験の多い軽水炉のそれとはかなり相違点がある。特にナトリウム冷却炉であることから直接炉内の燃料を検認することができない区域（接近困難区域）を持つため、その査察・検認については、かなり以前からIAEA、科技庁との度重なる協議を行ってきた。その結果、「もんじゅ」の保障措置手法が決定したのに伴い、1991年7月に日-IAEA保障措置協定補助取極である施設付属書(Facility Attachment:FA)が発効し科技庁およびIAEAの査察が開始された。また、同年10月には新日米原子力協定上の「将来施設」から「運転施設」となった。

保障措置手法に基づく保障措置機器として、「もんじゅ」では、監視装置としてMUX(Multiplexed CCTV Surveillance System)およびMIVS(Modular Integrated Video System)を、封印装置として、VACOSS(Variable Coding Seal System)およびEタイプメタルシールを使用し、また、新燃料の炉内への装荷、使用済燃料の炉外への取り出し等の燃料

の移動を査察官の立ち会いなしで検認する装置として、放射線モニタを開発して設置することになった。このモニタはフローモニタとして、1992年3月に設置を完了し、IAEAによるアクセプタンステストを受けた後、査察の用に供している。このほか、原子炉の運転状況の監視にはリアクターパワーモニタが、使用済燃料プールの使用済燃料には、チェレンコフ光観測装置が用いられる。

2. 燃料集合体の流れと貯蔵

輸送容器に梱包されて送られてきた新燃料集合体は、燃料搬出入エリアに搬入され、一時輸送容器仮置き場に置かれる。

その後、輸送容器を新燃料取扱室に移動し、新燃料集合体を輸送容器から取り出し、貯蔵ラックに収納する。

この貯蔵ラックに貯蔵されていた新燃料集合体は一体ずつ新燃料移送機で吊り上げられ、新燃料入口ゲートを通して地下台車に移される。地下台車は燃料出入機の下方に移動し、新燃料集合体を燃料出入機に引き渡す。燃料出入機は、新燃料集合体を次の燃料交換時まで、一時、炉外燃料貯蔵槽に保管する。

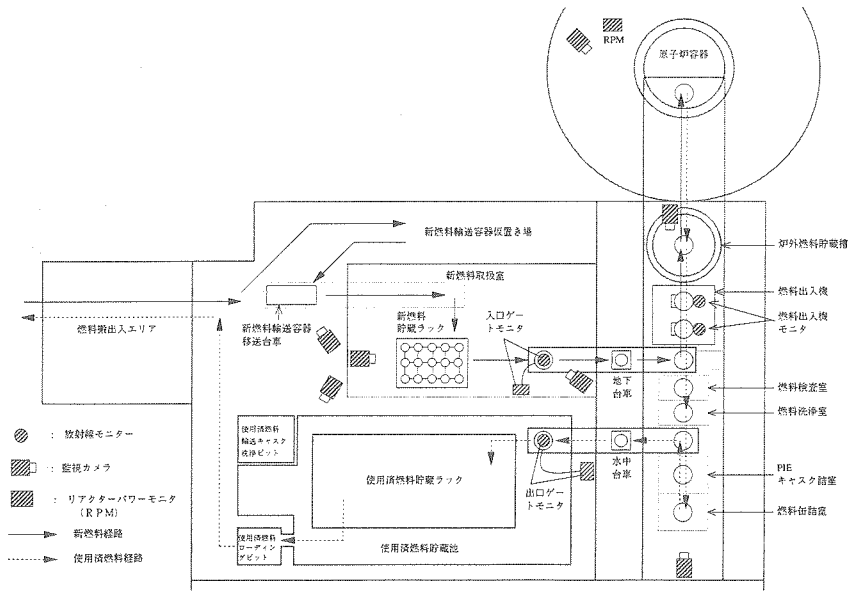


図1 「もんじゅ」燃料取扱経路および取扱機器

燃料交換時には、原子炉は停止され、燃料出入機通路の格納容器ハッチが開かれ、新燃料集合体は炉外燃料貯蔵槽から燃料出入機および炉内中継装置を経由して燃料交換装置に引き取られ、炉心内の所定位置に装荷される。使用済燃料は、逆の経路を辿って炉外燃料貯蔵槽に格納され、充分冷却した後ナトリウムが洗浄され、缶詰缶に封入され、接近困難な区域から出口ゲートを通して燃料池に運ばれ、水中の使用済燃料貯蔵ラックに保管される。

施設外に払い出す場合は、燃料池に隣接している使用済燃料ローディングピットでキャスクに装荷され、キャスク洗浄ピットで表面を洗浄され、トレーラーで搬出される。

「もんじゅ」での燃料取扱経路および取扱機器を図1に示す。

3. フローモニタの概要

3.1 システム構成

前述の接近困難区域に対する保障措置手法は、燃料集合体の接近困難区域への出入りおよび燃料出入機の移動をフローモニタと監視カメラで封じ込め／監視をするものである。フローモニタは3箇所に設置された検認機器からなり、新燃料取扱室には入口ゲートモニタ（Entrance Gate Monitor：以下「ENGM」という。）が、燃料出入機上には燃料出入機モニタ（Ex-Vessel Transfer Machine Radiation Monitor：以下「EVRM」という。）が、使用済燃料貯蔵プールには出口ゲートモニタ「Exit Gate Monitor：以下「EXGM」という。）が設置された。

このモニタの開発分担については、ENGMはIAEAが、その他のモニタは動燃事業団が担当することになった。ただし、動燃事業団担当分のうちソフトウェアに関しては真正性(authentication)の観点から、第三者による開発が望ましいため、PNC/DOE保障措置技術開発協力協定の下で米国ロスアラモス国立研究所(Los Alamos National Laboratory：以下「LANL」という。)にその開発を依頼した。

なお、上述のモニタ設置箇所には、施設者の運転監視用に用いるモニタが並置されており、入口ゲートでは査察用とは全系統独立に、また燃料出入機および出口ゲートでは中性子検出器および前置増幅器のみを査察用と共用する形で設置されている。

3.2 ENGM

ENGMは、燃料集合体が入口ゲートを通過するとき、IAEAが開発したプルトニウム中性子同時計数装置(Plutonium Neutron Coincidence Counter)の中性子検出用カウンタバンクのなかを貫通するよう配置されており、アクティブニュートロンの同時計数で核分裂性同位体の測定精度を上げるようになっている。「もんじゅ」では新燃料集合体の大量欠損検認として使用するが、貯蔵中の新燃料の封じ込め／監視が否定的な結果となった場合は、部分欠損検認にも使用される。

中性子検出用カウンタバンクは、4個のポリエチレンブロックが約24cm×24cmの正方形の各辺に設置された構造となっている。各ポリエチレンブロック（幅：約26cm×奥行：約9cm×高さ：約40cm）に

は、6本のHe-3カウンタが埋め込まれており、ポリエチレンブロックの頭部には前置増幅器とHe-3カウンタに高電圧を印加するための分配回路が組み込まれている。各ポリエチレンブロックに組み込まれた電気回路は直列に接続され、高電圧発生回路、シフトレジスタ同時計数回路等が組み込まれている電子装置（JSR-11またはHEC-100）に接続されている。電子装置は一定時間間隔で計測を行い、測定日時およびその時の計数が自動的にデータ記憶用コンピュータに記憶される。使用されているコンピュータの記憶容量は約3カ月分の情報の収納が可能である。検出器からの信号は、2系統の電子装置とコンピュータで処理される。このため1系統が故障しても、もう1系統でバックアップできるようになっており、信頼性を高めている。

燃料集合体の移動方向まで検知できるといわれているが、それは、新燃料移送機によって新燃料貯蔵ラックから引き上げられた燃料集合体が徐々にENGMに近づくとき、計数値は距離の減少とともに次第に増加し、入口ゲートを貫通して地下の新燃料移送通路へ遠ざかると、計数値が急速に減少するからである。

核分裂性同位体の含有量が標準燃料集合体と異なる場合、つまり少量欠損があるか、または燃料集合体がブランケットあるいはその他の炉心要素である

場合は、中性子の計数値が核分裂性同位体の含有量に応じて減少するので、燃料集合体の品質の検認ができることになる。測定は一定時間毎に行われ、記憶される。計数値はデジタル変換されてフロッピーディスクに収録され、査察のとき査察官が取り出し持ち帰る。この情報を解析することにより、施設が申告した燃料集合体の種別と移動回数等が正しいかどうか明らかになるとともに、無申告の移動のないことも検認できる。なお、ここには施設側運転監視用のモニタとして中性子およびγ線検出器が置かれている。ENGMの構成と配置を図2および写真1に示す。

3.3 EVRM

燃料出入機には、ナトリウム雰囲気燃料等を受納するコフィンAと、非ナトリウム雰囲気燃料等を受納するコフィンBとがある。EVRMは、燃料出入機上のコフィンAおよびコフィンBのそれぞれに、中性子検出器と前置増幅器およびγ線検出器が設置されており、コフィンに挿入した燃料集合体が新燃料か照射済燃料かそれともその他の炉心要素かを識別するモニタであり、コフィンA用のモニタシステムであるEVRM-AとコフィンB用のEVRM-Bとがある。EVRM-AとEVRM-Bはそれぞれ独立したモニタシステムであり、キャビネットと信号

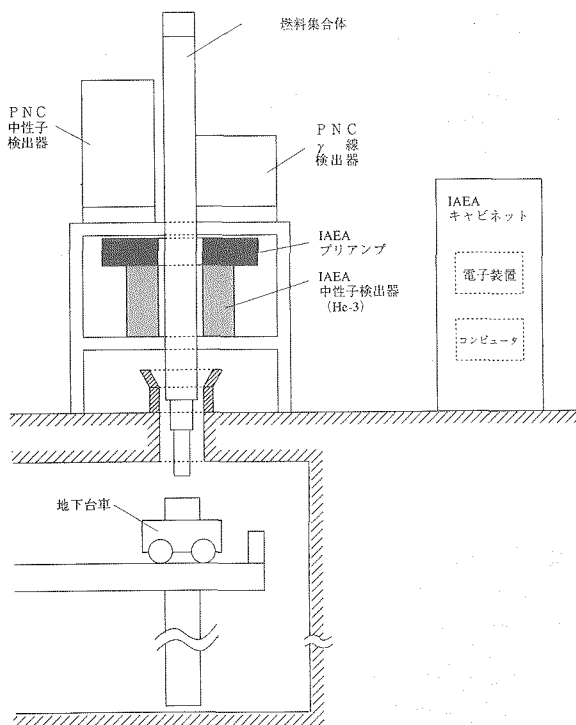


図2 ENGMの構成と配置

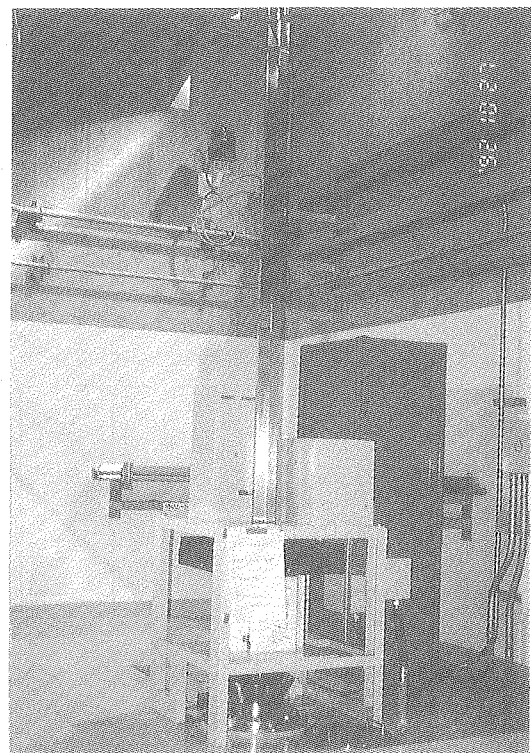


写真1 ENGM

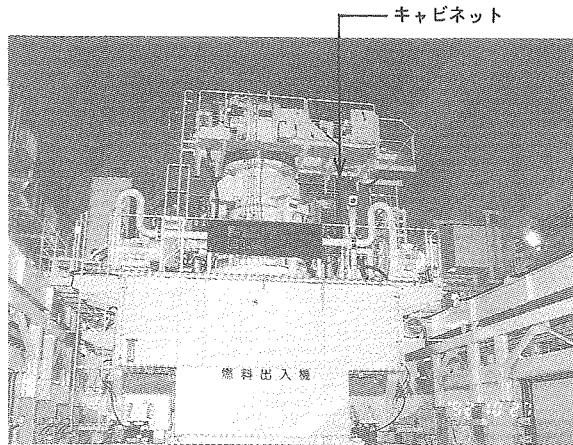


写真2 燃料出入機上に設置されたEVRMキャビネット

分岐器のみが共用になっている (写真2参照)。

各モニタの中性子およびγ線の検出器は直径約40cmの放射線遮蔽体周りの軸対象の位置にそれぞれ設置されており、中性子の計測にはHe-3カウンタが、またγ線の計測にはIonization Chamberが用いられている (図3および写真3参照)。

各検出器への高電圧の印加は、Portable Gamma-ray and Neutron Detector Electronics III (GRAND III: 以下「GRAND」という。) と呼ばれる特殊な電子回路から供給され、信号はGRANDで処理され、GRANDの記憶装置に記憶される。GRANDには、パーソナルコンピュータが接続されており、GRANDの記憶装置に貯められた情報は24時間毎にコンピュータに転送される。コンピュータは約3カ月分の情報の記憶が可能である (写真4参照)。

中性子検出器とその前置増幅器は、IAEAと施設側が共用し、信号の処理・記録は別系統となっている。γ線検出系統は検出器を含めすべて別系統となっている。

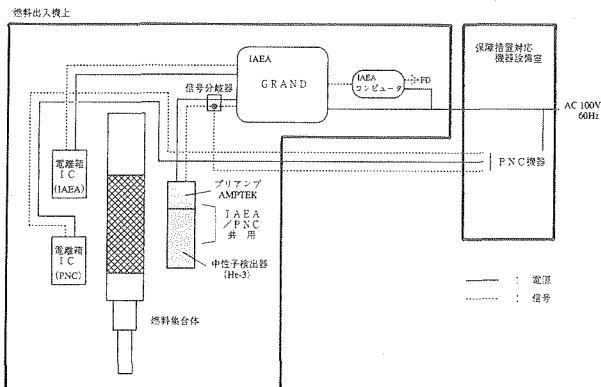


図3 EVRMシステム概略図

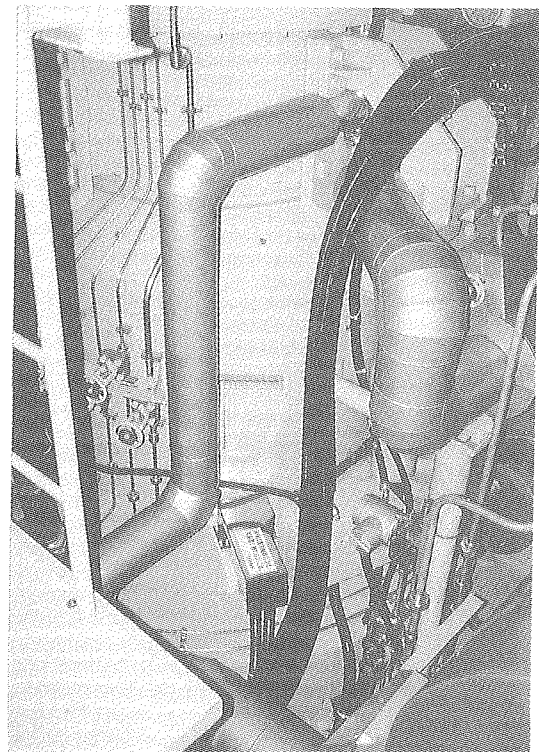


写真3 EVRM検出部

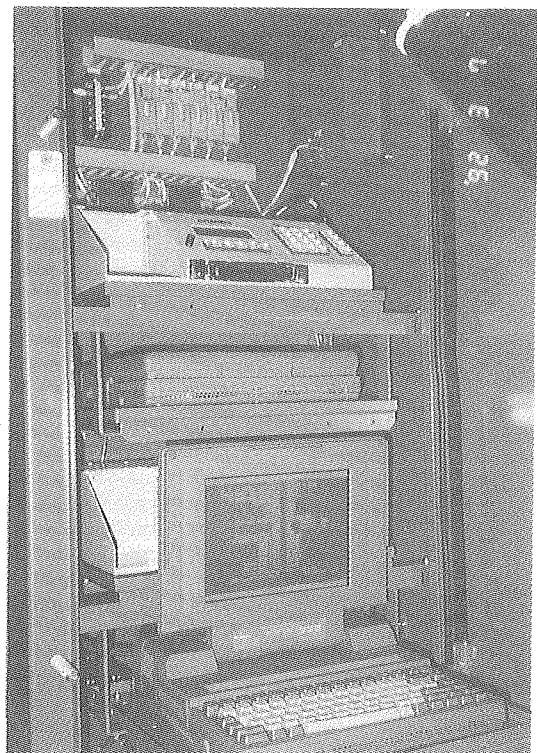


写真4 EVRMのGRANDとコンピュータ

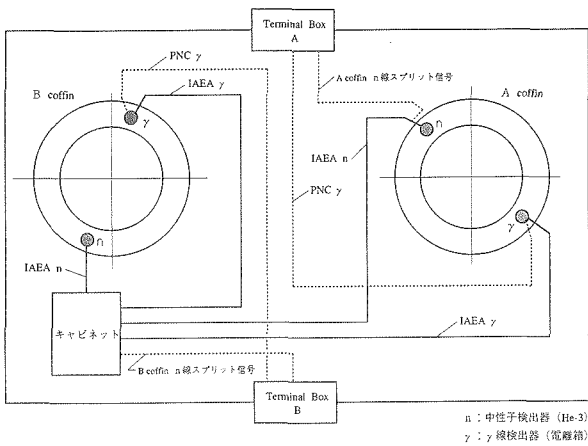


図4 EVRM信号ケーブル配線ルート図

中性子検出器およびγ線検出器の設置位置と燃料出入機上の信号ケーブル配線ルートを図4に示す。また、コフィンAおよびコフィンBに収納された燃料集合体の炉心燃料ペレット部と中性子検出器およびγ線検出器の位置関係を図5に示す。

コフィンAおよびコフィンBの中性子およびγ線は、EVRMにより常時監視されている。燃料移動のためにコフィン内に燃料が収納されるとEVRMの中性子およびγ線のカウント数が上昇する。カウント数の上昇が、直前の一定期間のカウント数に比べて有為な変化であるとGRANDにより判定されると、カウント上昇後の一定期間について通常より短い間隔で時刻およびカウント数データがGRANDのメモリに保存される。次にコフィン内の燃料が炉外燃料貯蔵槽等に吊り降ろされると、燃料出入機モニタの中性子およびγ線カウント数が下降する。この場合も同様にカウント数の下降が、直前の一定期間のカウント数に比べて有為な変化であるとGRAND

により判定されると、カウント下降後の一定期間について通常より短い間隔で時刻およびカウント数データがGRANDのメモリに保存される。

GRANDのメモリに蓄積されたデータ量が設定値(通常1000bytes)を越えると、自動的にGRANDのメモリからパーソナルコンピュータのハードディスクにデータが転送される。パーソナルコンピュータには3.5inchフロッピーディスクドライブがついており、ハードディスクに蓄積されたデータをフロッピーディスクにコピーすることができる。パーソナルコンピュータのハードディスク容量は、月1回の査察時にフロッピーディスクへのコピーを実施すればよいよう、40MBになっている(30日間の最大データ採取量は18.7MBである)。なお、ハードディスクの使用量が設定値(通常75%)を越えると、自動的に古いデータから削除されるようになっている。

3.4 EXGM

EXGM用の中性子およびγ線の検出器は、使用済燃料等が水中台車にのせられて燃料池に移動してくる燃料池入口箇所の水中に設置されており、中性子検出用にはB-10カウンタが、またγ線検出用にはIonization Chamberが用いられている(写真5参照)。

EXGMはこのカウンタ近傍を通過する集合体が確かに照射済の燃料集合体であるか(燃料集合体はこのとき缶詰缶に封入されている)、また正規の移動方向に動いているかを検知するモニタである。

B-10中性子検出器と前置増幅器は水中に伸びたパイプ(長さ約8m)内に挿入され、IAEAと施設側が共用しており、信号処理・記録は別系統となっている。γ線検出器は水中に設置したパイプ(長さ

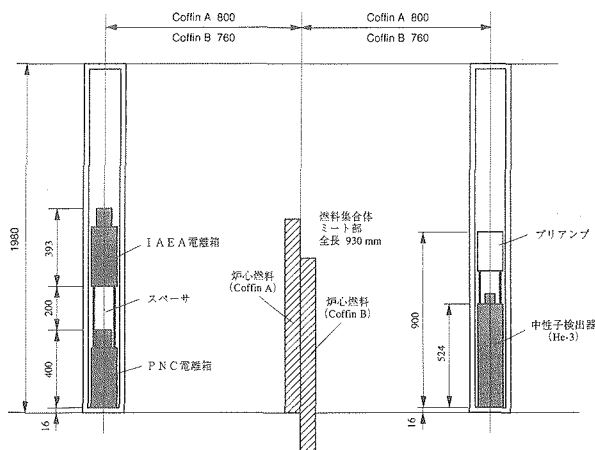


図5 EVRM検出器位置関係



写真5 EXGMの検出部

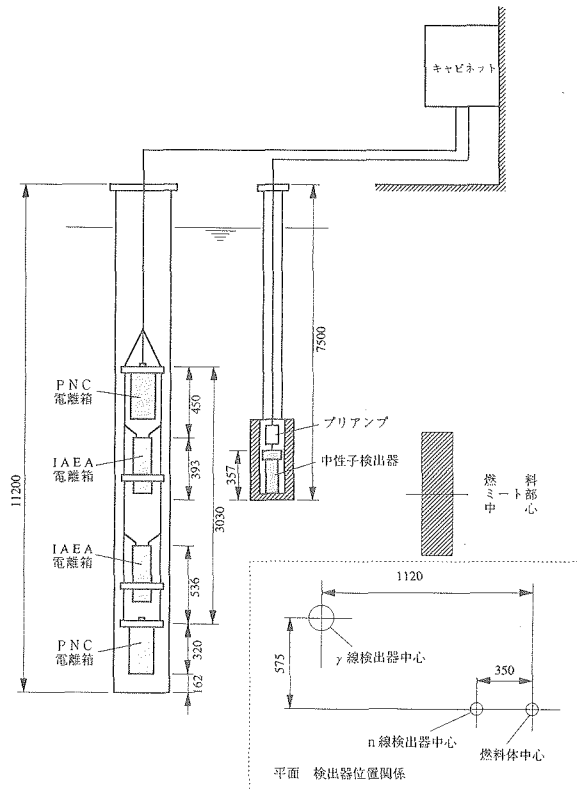


図6 EXGM検出器位置関係

約11m)の上下にIAEA用1対、施設運転用1対の合計4個の電離箱が約2m間隔を置いて挿入されており、 γ 線を計測して放射化していることの確認をするほか、燃料集合体の移動の方向(上昇であるか下降であるか)をも同時に検知できるようになっている。これらの系統はIAEAと施設側で別に運用されている。中性子検出器および γ 線検出器の設置位置と燃料集合体の位置関係を図6に示す。

このように燃料池の水中台車出口付近(水中)の中性子および γ 線は、出口ゲートモニタにより常時監視されている。使用済燃料が水中台車により燃料池まで運ばれ、貯蔵ラックに移送するために燃料移送機で吊り上げると出口ゲートモニタの中性子および γ 線カウント数が上昇する。さらに、燃料移送機が使用済燃料を吊ったまま貯蔵ラックの方へ移動すると、出口ゲートモニタの中性子および γ 線カウント数が下降する。EVRMの場合と同様に、中性子および γ 線カウント数に有為な変化が発生する都度、通常より短い間隔で時刻およびカウント数データがGRANDにより採取され、最終的にはパーソナルコンピュータに保存される。燃料の移動方向は、2個の γ 線検出器により、最初に下側の検出器信号が高くなり、次に上側の検出器信号が高くなれば燃

料が上昇していることを示しており、逆の場合は燃料が下降していることを示している。

検出器からの信号情報は、EVRMと同様にGRANDで処理されるとともに、コンピュータに約3カ月分が記憶される。

3.5 測定機器の較正・再較正

ENGMの較正は、在庫検認時に機器の動作試験を兼ねて、線源を線源用ホルダーに取付け、検出部位の中央にくるようにセットして測定し、その測定値と較正当日の計算によって求めた計数率とを比較して較正する。この時実際に計測された計数率が $\pm 3\%$ 以内で一致していることを確認する。EVRMでは検出部を同様の手順で再較正するが、放射線遮蔽体内に較正用線源を入れることができないため、燃料出入機の集合体駆動機構近辺に線源を置いて測定する。EXGMでは検出部位が水中下にあるため、線源を容器に入れ水中に挿入して測定する。「もんじゅ」ではENGM、EVRM、EXGMの各検出器の導入設置時の較正において、中性子線源にCf-252、 γ 線源にCs-137等を使用したが、ルーチン査察では、較正用線源としてCf-252を使用している。

3.6 システムの保存

(1) 電源供給

施設の電源は、常用系と非常用系の2系統があるが、システムの電源はこの2系統共接続して、電源を二重化しており、それぞれの系統を切り換えて供給できるようになっている。したがって、通常の停電のほか電源設備の点検等で一方の系統が長時間の停電となっても他の系統で対応が可能となっている。さらにEVRMおよびEXGMにはバックアップ用のバッテリーが内蔵されており、ENGMには瞬停防止の無停電電源装置が設置され無停電化を図っている。

(2) 各モニタのオーセンティケーション

各モニタのデータの真正性確認(authentication)のため、各モニタの検出器、電子回路およびコンピュータ等は、IAEA査察官自身の手によって現場に設置する前に点検および校正用線源を用いた動作確認が行われ、しかもこれらの機器はすべてキャビネットに収納され、査察官によってシールが施されている。また、信号ケーブル等はコンジットパイプを用いて誘導され要所々にシールが施されている。

4. あとがき

接近困難な区域を持つ「もんじゅ」の査察・検認については、度重なるIAEA、科技厅との打合わせ

を行い、その成果はIAEA保障措置クライテリア（1991年～1995年）に、新炉型のためのクライテリアとして結実し、さらに高速実験炉「常陽」の査察・検認手法として「もんじゅ」に先行して実用となっている。これらの成果を踏まえ、IAEA、科技庁との協議およびLANLの協力等により開発したフローモニタは、保障措置上の要件を充分満足し、信

頼性の高いシステムとなったと考えている。

参考文献

- 1) T.Deshimaru, Y.Okuda et al. "Safeguards in Prototype Fast Breeder Reactor MONJU", Proc. 1994 IAEA Symposium on International Safeguards, Vienna, Austria, March 14-18, P9. (1994).



ブラジル、リオフレスコ層群中におけるガボン、オクロ・ムーナナ型鉱床賦存の可能性について

小林 孝男

中部事業所

資料番号：90-4

Potential for Oklo-Mounana Type Uranium Deposit
Hosted by the Rio Fresco Group in Brazil

Takao Kobayashi
(Chubu Works)

ブラジル、パラ州東南部のリオフレスコ地域では、クリスティーノ川支流域において高品位ウラン鉱化作用が認められている。本地域の地質とウラン鉱化作用の特徴は、以下の点でアフリカ、ガボンのオクロ・ムーナナ型鉱床と類似している。

1. 両地域の基盤岩は、それぞれアマゾンクラトンおよびコンゴ-カサイクラトンを構成する始生代の花崗岩類からなる。
2. 両地域の鉱化作用は前期原生代の非変成堆積層を母岩としている。
3. 両地域の鉱化作用は断層構造と密接に関連しており、ウラン鉱物は変形破碎された砂岩中の微細な割れ目に伴って産する。

これらの類似性からリオフレスコ地域においてはオクロ・ムーナナ型鉱床と類似の鉱床存在の可能性が高いと考えられる。しかし、オクロ・ムーナナ型鉱床の重要な特徴である有機物とウラン鉱化作用の関係、鉱化層準より下位の赤色砂岩層の存在等、今後、リオフレスコ地域において調査確認すべき課題は多く残されている。

1. はじめに

ブラジルは鉄の主要産出国として知られているが、国土は広く、またこれまで十分に組織的な地質調査や資源探査はなされておらず、鉱物資源の潜在的ポテンシャルは高いと考えられている。

ウランに関しては、これまでに162,000tUの確認資源が報告されており¹³⁾、これはオーストラリア、米国、南アフリカ、カナダ、ニジェールに続いてOECD諸国の第6位に位置するものであるが、今後さらに新たな資源が発見される可能性が高い。

ブラジルのウランポテンシャルを考えるうえで、南米大陸とアフリカ大陸を対比しながら考察することは非常に効果的である。なぜなら、両大陸の地質構造上の単位や造山運動等の地質構造的事象はそれぞれ同時期のものあるいは同じ性質のものとして対比することが可能であり、ウランに限らずすべての金属鉱床はこれらの地質構造的条件や事象に規制されて形成されるからである(図1、2)。

アフリカ大陸においては、南アフリカのウィット

ウォーターランド盆地の金・ウラン鉱床群、ガボ

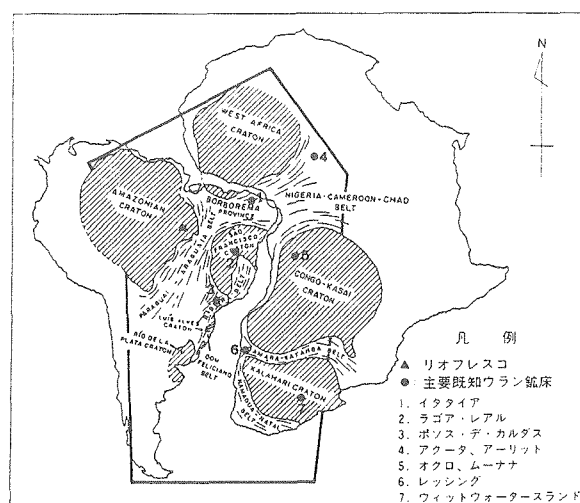


図1 南米、アフリカ大陸の主要構造区およびウラン鉱床分布 (IAEA, 1986を一部改変)¹¹⁾

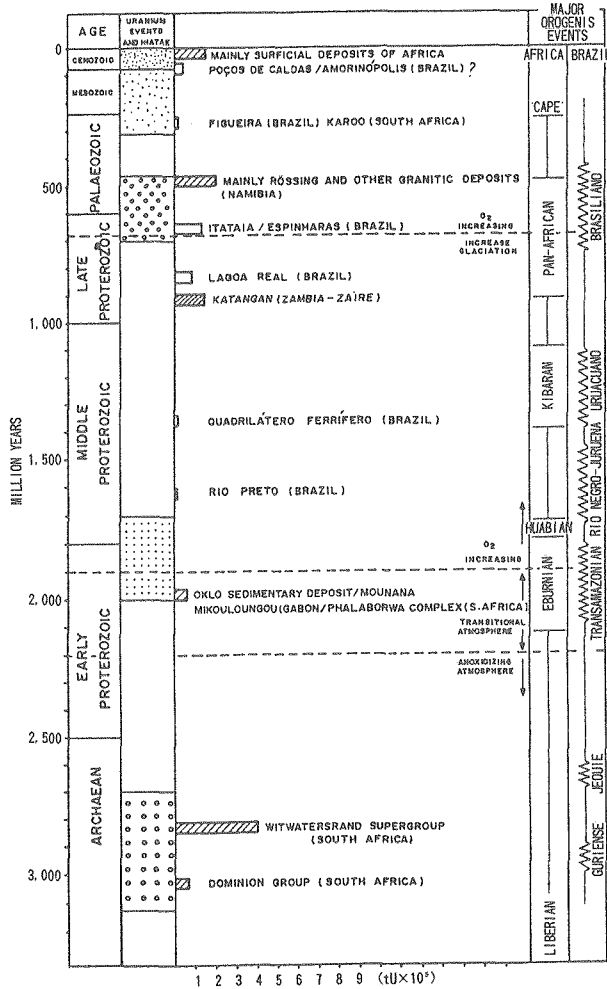


図2 南米、アフリカ大陸の主要造山運動とウラン鉱床形成時期 (Toens, 1981を一部改変)¹⁹⁾

ンのオクロ、ムーナナ等の鉱床、ナミビアのRössing鉱床およびニジェールのアクータ、アーリット等の鉱床がすでに経済的に重要な鉱床として確認されており、それぞれの鉱床の特徴や鉱床形成の規制要因等がかなり解明されている。

ウィットウォーターズランド盆地の鉱床は石英中礫礫岩型鉱床と呼ばれ、これはおよそ31億年から27億年前までの間に、クラトン内盆地の河川扇状地堆積物中に同生的に形成された漂砂型鉱床である^{6),14)}。本盆地内のウランの確認資源量は約40万tUと多いが、品位は数10~500ppmUと低く、金の副産物としてのみ経済性を有する。

ガボンのオクロ、ムーナナ等の鉱床はコンゴールサイクラトン内のFranceville盆地に分布する前期原生代の非変成堆積岩中に胚胎される鉱床で、これについては後に詳述するが、本報告ではこのタイプをオクロ・ムーナナ型鉱床と呼ぶことにする。オクロ、ムーナナをはじめとする周辺の6鉱床において

合計約40,000tUの鉱量が認められている。鉱量はやや少ないが平均品位は0.3~0.5%Uとアフリカの他の鉱床に比べて高く、経済性が高い。

ナミビアのRössing鉱床はパン・アフリカン造山期(750~500m.y.)に形成されたダマラ変動帯中に産する。鉱床は前期原生代の花崗岩質片麻岩ドームとこれを覆う中期原生代の炭酸塩岩を含む変成堆積岩の不整合部付近で、両者の岩石が高度の変成作用により部分溶融して変成されたアラスカイト質ペグマタイト質花崗岩中に産する。本母岩には468±8 m.y.のRb-Sr年代が得られている²⁰⁾。本鉱床は超変成岩型鉱床として分類されている¹²⁾。本鉱床の確認資源量は約10万tUと多いが平均品位は0.03%Uと低い。

ニジェールのアクータ、アーリット等の鉱床は石炭紀~白亜紀の河川成砂岩中に産する砂岩型鉱床である。総確認資源量は約17万tUと多く、平均品位は0.2~0.3%Uである。

一方、ブラジルにおいては、これまでに主要なものとしてラゴア・レアル、イタタイア、ボソス・デ・カルガス等の鉱床が確認されているが(図3、表1)、鉱床の特徴や規制要因については十分に解明されておらず、経済性についても品位の低いことまたは製錬上の問題で疑問の余地が残されている。

ラゴア・レアル鉱床はサンフランシスコクラトンの中央部をNNW方向に縦断するエスピルハソ変動

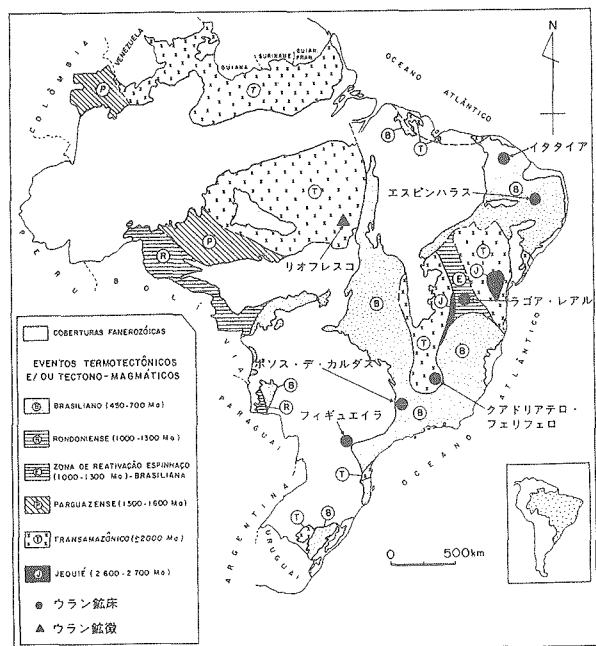


図3 ブラジルの主要構造区とウラン鉱床・鉱地帯の分布 (Schobbenhaus and Campos, 1984を一部改変)¹¹⁾

表1 ブラジルのウラン鉱床

鉱床	確認資源量(<\$80/kgU)	平均品位
ポソス・デ・カルダス	17,000tU	0.07%U
フィギュエイラ	6,000tU	—
イタタイア	77,000tU	<0.1%U
ラゴア・レアル	52,000tU	0.13%U
エスピルハラス	4,000tU	—
その他	6,000tU	—
合計	162,000tU	—

(確認資源量はOECD・NEA/IAEA,1992による)¹³⁾

帯中に位置している(図3)。鉱床は、トランスアマゾニアン期(±2,000m.y.)に形成された基盤変成岩が、エスピルハラス変動(1,300~1,000m.y.)によりナトリウム交代作用や変形作用を受けて再生した曹長岩を母岩としている。ウラン鉱化作用は何度か繰返されたと考えられているが、820m.y.のU-Pb鉱化年代が報告されている¹⁵⁾。確認資源量は52,000tUと多いが、平均品位は0.13%Uとやや低い。

イタタイア鉱床は、アフリカのバン・アフリカン造山期に対比されるブラジリアーノ期(700~450m.y.)の後期に形成されたボルボレマ変動帯中に産する。角閃岩相の変成と強い褶曲および変形作用を受けた片麻岩および大理石中に、交代変成作用により形成されたコロファナイトに富むウラン鉱体が、塊状またはストックワーク状に産する。確認資源量は77,000tUと多いが、平均品位は0.1%U以下と推定される。

ポソス・デ・カルダス鉱床は、ブラジリアーノ期の変成を受けた変成岩中に、白亜紀~第三紀に貫入した大規模な(直径約30km)アルカリ複合岩体中に産する。鉱床は複合岩体中の火山活動とこれに伴う構造運動と熱水作用により形成されたと考えられている。ウラン資源量は17,000tUで平均品位は0.07%Uと低い。ジルコンを伴うウラン鉱石(caldasite)は0.25%Uとやや品位が高いが、製錬上の問題が解決されていない。

ポソス・デ・カルダス鉱床は別として、ブラジルのラゴア・レアルおよびイタタイア鉱床は後期原生代の変動帯中に産するもので、これらはナミビアのRössing鉱床と類似の鉱床と考えることができる。このタイプの鉱床は概して品位が低く、現在のウラン価格での経済性は低い。経済性の高い鉱床といえば、カナダ、オーストラリアの不整合関連型鉱床が知られているが、この大規模かつ高品位の鉱床は変動帯ではなく安定地殻内の堆積盆地の下に形成されたものである。不整合関連型鉱床は南米とアフリカ大陸ではこれまでのところ発見されていないが、鉱床が安定地殻内の堆積盆地中に形成されたという点

でオクロ・ムーナナ型鉱床は不整合関連型鉱床と類似している。

以上の理由から、今後ブラジルにおいて新規の鉱床発見を目指すのであれば、変動帯よりもクラトン地域の堆積盆地に注目することが有利と考えられる。動燃事業団が調査を開始しようとしているリオフレスコ地域はアマゾニアンクラトンの南東部に位置している。本地域では、クリスタリーノ川支流域において高品位の鉱化作用が前期原生代の砂岩中に認められており¹⁾、その特徴と地質条件はオクロ・ムーナナ型鉱床と類似するものである。本報告ではまずはじめにオクロ・ムーナナ型鉱床の特徴を概説し、続いてリオフレスコ地域の地質と既知鉱化作用について記述し、最後に両者の類似性と今後の課題について論じることとする。

2. オクロ・ムーナナ型鉱床の特徴

オクロ・ムーナナ型鉱床の地質と鉱化作用の特徴は、Gauthier-Lafaye(1977)⁸⁾およびGauthier-Lafaye and Weber(1989)⁹⁾によると以下のとおりである。

(1) 地質概要

オクロ、ムーナナ等の鉱床を胚胎する下部原生界 Francevillian系は、コンゴカサイクラトンの北東部を構成する始生代の花崗岩質大規模深成岩体(North Gabon massif および Chaillu massif)を基盤として分布している(図4)。Chaillu massifの最終変成年代として2,700m.y.²⁾が得られている。Francevillian系は、西側の変成領域(Ogooue domain)と東側の非変成領域(Franceville domain)に大別され、これまでに認められているすべてのウラン鉱床は後者のうち南東部のFranceville盆地の中に胚胎される。Francevillian系の堆積は2,150m.y.以前に始まったと考えられている²⁾(表2)。

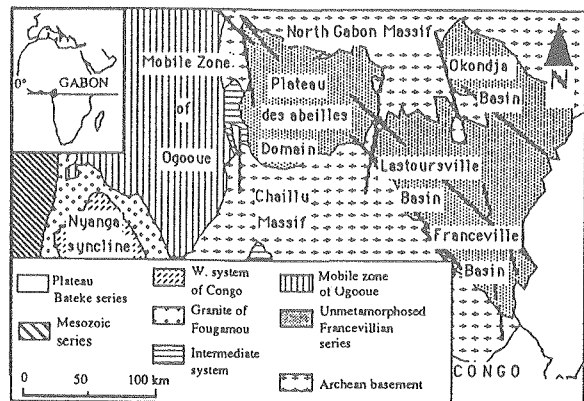
図4 ガボンの地質(Gauthier-Lafaye and Weber, 1989)⁹⁾

表2 Francevillian系の地質構造史

Francevillian history			
Age of geological events (Ma)	Time intervals for sedimentation (Ma)	Geological Francevillian basin	History of neighbouring regions
2700	Before 2150	Basement F _A deposition	stabilization
2140 ± 140	2140 - 2050	N'Goutou intrusion F _B to F _E deposition Primary-U accumulation Siliceous diagenesis Secondary U enrichment Nuclear fission	
1980 ± 60 - 1950 ± 30 1870 ± 50		Carbonate diagenesis	Ogoocé pegmatite intrusion N'Djolé mica-schist meta-morphism
1700 ± 145 970		Cooling end dolerites intrusion	

(Bonhomme et al., 1982)²⁾

Franceville盆地周辺のFrancevillian系は、下位よりFA, FB1・FB2, FC, FD, FEの5累層に区分される²¹⁾。FA累層は主に河川成の砂岩および礫岩からなるが、FB-FE累層は主に海成の黒色頁岩、ドロマイト、チャートおよび凝灰岩からなっている(図5)。

FA累層はすべてのウラン鉱床の母層となってい

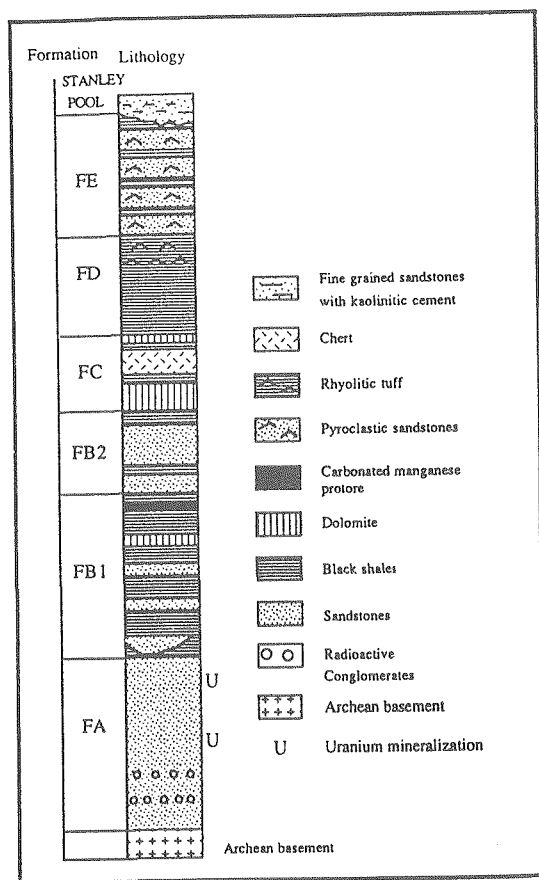


図5 Francevillian系の地質層序 (Gauthier-Lafaye and Weber, 1989)⁹⁾

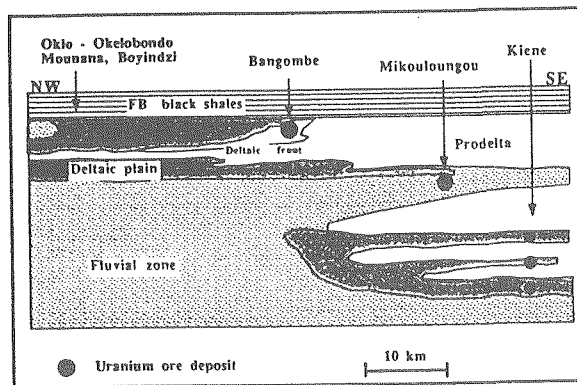


図6 Franceville盆地のFA累層堆積環境とウラン鉱床胚胎位置 (Gauthier-Lafaye and Weber, 1989)⁹⁾

る。FA累層の上部にはFranceville盆地の南東から北西に進む海進の跡が認められ、堆積相は河川成からデルタ成に変化し、FB累層の海成黒色頁岩に覆われる。デルタ成の泥質岩～細～中粒砂岩がウラン鉱化母岩となっている(図6)。FA累層の下部には層厚100～200mの重鉱物に富む赤色の放射成礫岩層が存在する。放射能は主にトーライトとウラノトーライトに起因するもので(表3)、これらの鉱物の変質が顕著に観察される。FA累層の層厚は100～1,000mと変化に富むが、オクロ、ムーナナ等の主要な鉱床が分布する盆地の縁部では約800mの層厚を有する。

FB累層は、微かに非整合にFA累層を覆っている。下部のFB1は主に黒色頁岩からなり、有機物に富みところによりやや石灰質である。層厚は盆地中央部の1,000m以上から盆地縁部の400mと変化に富み、FB1堆積中の構造作用の結果と考えられる。

Franceville盆地の構造は主にNW系の、落差200～1,000mを有する正断層に特徴付けられている(図7)。これらの断層構造は幅30km長さ60kmのグラーベン(地溝)盆地を形成しており、このグラーベン

表3 FA累層中のウラノトーライトのマイクロプローブ分析結果(数字はwt%)

Drill hole no.	Ok24		Ka13				Gr31						
	492.00m		358.00m				593.20m						
Depth													
Fe ⁺²	5.01	5.10	0.17	0.32	2.53	4.01	0.24	0.00	2.23	0.13	0.00		
Y	3.24	3.20	1.58	1.95	1.53	1.07	2.13	1.84	1.85	1.85	2.13		
K	0	0	0.02	0	0.04	2.33	0	0	0.02	0	0.01		
Si	13.94	14.50	12.77	16.94	13.66	23.46	17.83	17.77	17.96	17.31	17.43		
La	0	0	0.23	0	0.14	0.25	0.80	0.83	2.18	1.09	1.56		
Al	0	0.30	0.65	0.90	0.67	8.32	0.35	0.34	0.30	0.32	0.19		
Ce	0.45	1.30	1.39	0.57	0.17	0.13	5.50	4.98	5.52	6.04	5.50		
Mg	0	0	0	0.01	0.02	0.56	0.01	0.03	0	0	0		
Ca	2.35	2.20	3.79	0.82	6.69	0.59	0.98	1.29	1.02	1.19	1.25		
U ⁺⁴	0.35	0.80	3.02	3.58	3.46	3.03	1.54	3.23	2.76	1.27	5.89		
Th	56.84	51.50	38.58	31.77	28.01	24.69	58.14	54.21	59.08	60.68	54.17		
Pb	0	0	0.26	0.46	0	0	0	0	0	0	0		
Zr	1.59	2.00	22.02	24.46	20.66	15.63	0	0	0	0	0.58		
P	5.03	3.40	1.61	2.58	6.48	1.33	1.75	1.63	1.48	2.13	2.22		
Total	88.00	84.40	86.08	84.37	84.06	87.41	89.27	86.13	92.42	92.00	90.93		

(Gauthier-Lafaye and Weber, 1989)⁹⁾

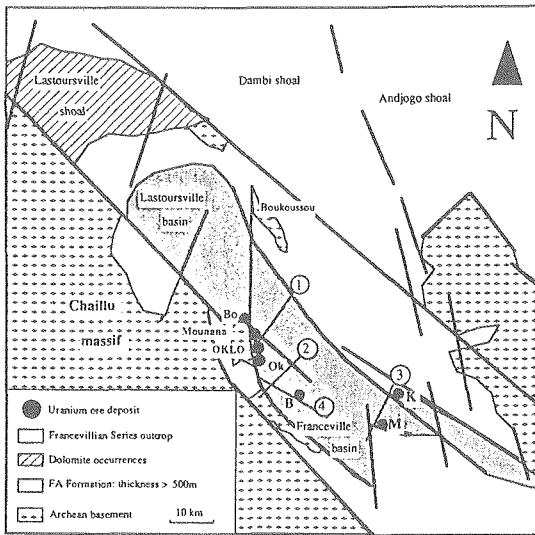
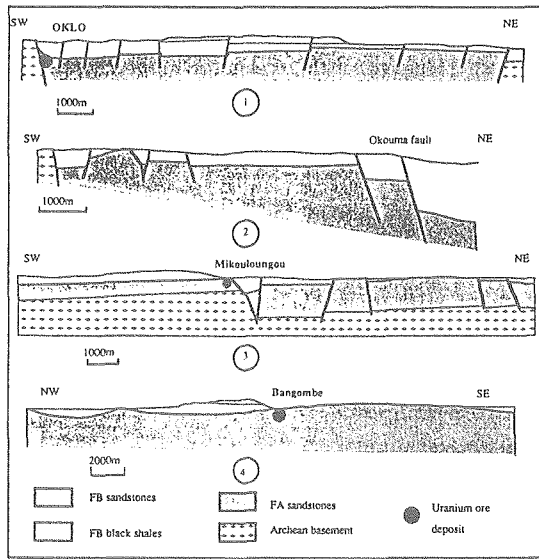


図7 Franceville-Lastoursville盆地の地質構造およびウラン鉱床位置図：B=バンゴンベ、Bo=ポインジ、K=カイン、M=ミコロングウ、OK=オケロポンド、①、②、③、④=断面位置 (Gauthier-Lafaye and Weber, 1989)⁹⁾

の縁部にウラン鉱床は分布する。

(2) ウラン鉱床

Franceville盆地北西縁のムーナナ基盤ホルスト(地塁) 東側に接して分布する以下の4つの鉱床が経済的に最も重要である。

- ポインジ 3,100tU (0.2-0.4%U) 坑内採掘中
- ムーナナ 5,700tU (0.49%U) 採掘済み
- オクロ 17,300tU (0.4%U) 露天・坑内採掘中
- オケロポンド 7,400tU (0.35-0.4%U) 未採掘

これらの鉱床はムーナナ基盤ホルストを形成するNS系の正断層とこれに平行な褶曲軸を有する幅の広い単斜褶曲に規制される。さらに、ポインジ、ムーナナ、オクロの3鉱床は、上記の構造とNW系断層との交差部に規制されている(図8)。

Franceville盆地の中央部には経済的にやや重要度の劣る以下の3鉱床が分布する。いずれもNW系またはEW系の断層に規制されている。

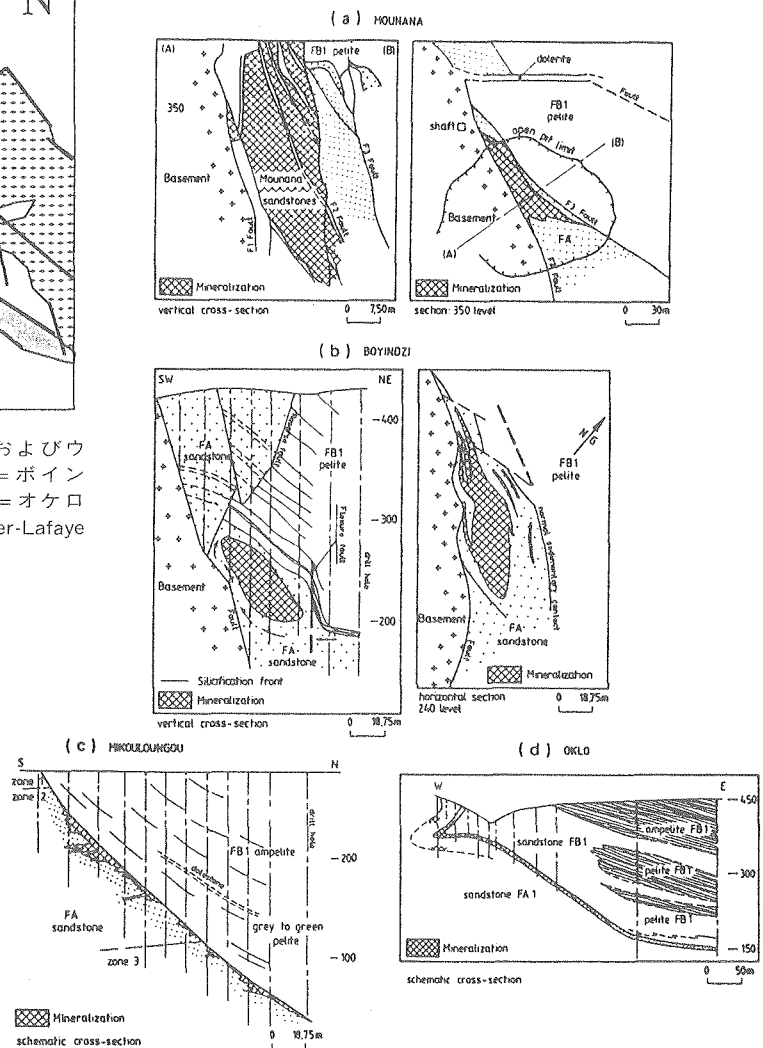


図8 Franceville盆地の主要なウラン鉱床 (Gauthier-Lafaye, 1977)⁸⁾

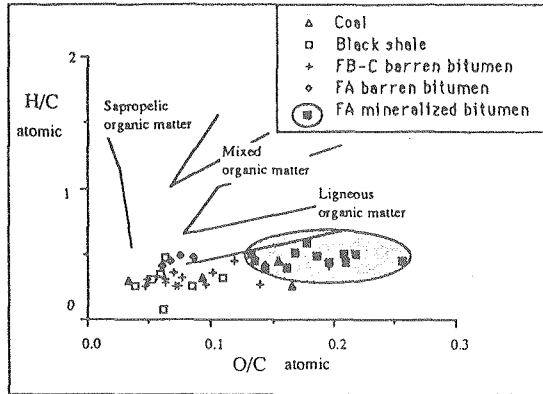


図9 Franceville盆地の堆積物中の有機物のH/C・O/Cダイアグラム (Gauthier-Lafaye and Weber, 1989)⁹⁾

- バンゴンベ 3,000tU (0.2%U)
- ミコロンゴウ 4,700tU (0.3%U) 一部採掘
- カイン ————— 経済性未確認

経済的に重要な鉱床のすべてに共通することは、鉱床がFA累層の最上部に位置し、FB累層の不透水性の黒色頁岩層にキャップされていること、そして石油鉱床のトラップ構造と同様の特徴的な構造に規制されることである。

ウラン鉱石は低品位鉱石 (0.1~1.0%U) と高品位鉱石 (1.0~10%U) に区分される。高品位鉱石はオクロ鉱床およびバンゴンベ鉱床の一部において天然原子炉をスタートさせた鉱石として重要であるが、経済的には、量的に大部分を占める低品位鉱石が重要である。

低品位鉱石は黒色の珪化砂岩中に産する。砂岩のマトリックスは、主として二次石英と量比の変化する緑泥石およびイライトからなる。黄鉄鉱と方鉛鉱を主とする硫化物にも富んでいる。ウランの大部分はピッチブレンドとして産し、時にはコフィナイトがピッチブレンドの表面に認められる。ピッチブレンドは常にカタジェネシス (石油生成作用) のラン

クの高い炭化水素に伴われる (図9)。この鉱化有機物は砂岩中のマイクロフラクチャーのネットワークと石英粒子の融食による二次的な空隙中に球状の粒子として産する。ピッチブレンドはピッチューミン中の微粒包有物 (1~10 μ) およびピッチューミンの周囲のリムとして産する (図10a)。マイクロフラクチャーは、数100mに及ぶ断層変移によって落ちた側の地層から絞り出されて上昇する高圧水によって破碎された(hydrofracturing)と推定されている。

高品位鉱石は、断層、節理、強い褶曲等によりさらに破碎化の発達した砂岩中に産し、炭化水素は伴っていない (図10b)。ウラン鉱物および随伴鉱物は低品位鉱石と同様である。

U-Pb法による鉱化年代は、何人かの研究者により1,700から2,100m.y.までが報告されているが、若い年代は後の鉛の拡散によるもので約2,000m.y.がよりもっともらしい鉱化年代と解釈されている⁷⁾。

ウラン鉱床とその周辺の岩石の色の変化は重要である。FA累層は通常赤色であるが、ウラン鉱床の胚胎層準である上部に近づくると緑色そして黒色へと変化する (図11)。赤色の原因は、有機物を含まないFA累層の続成作用初期の酸化によるものと考えられている。黒色は主に有機物と還元性鉱物によるものであるが、これは埋没後のFA累層デルタ成堆積物およびFB累層中の石油生成とそれに伴う還元溶液によってもたらされたものである。緑色は、もとは赤色であったものが後に還元されて変色した漸移帯と考えられる。

以上の鉱床の特徴から、本地域のウラン鉱床は3つの重要なステージによって形成されたと考えられている⁹⁾。

I. 堆積期：ウランと石油の源岩形成

Franceville盆地は、はじめに河川成の碎屑性堆積物(FA)で埋められ、続いて海成の有機物に富む泥質堆積物によって覆われた。FA累層の下部にはウランやトリウム等の重鉱物に富む礫岩層が形成さ

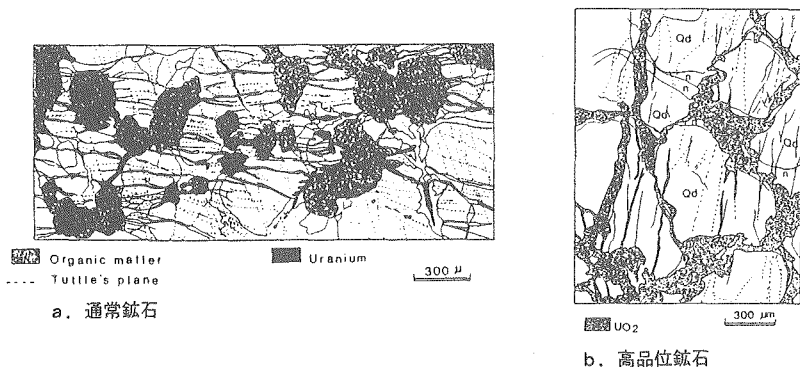


図10 オクロ鉱床鉱石の典型的な破碎構造：hydrofracturing (Gauthier-Lafaye and Weber, 1989)⁹⁾

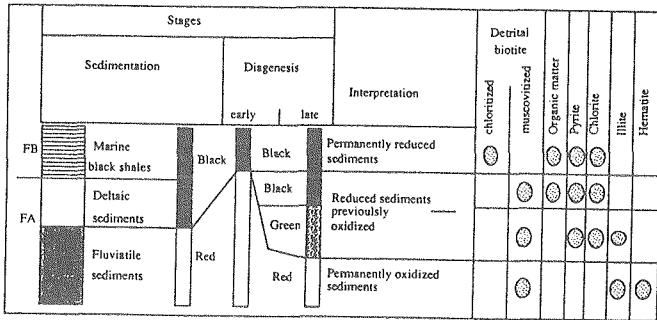


図11 FA-FB累層中の堆積物の色調変化 (Gauthier-lafaye and Weber, 1989)⁹⁾

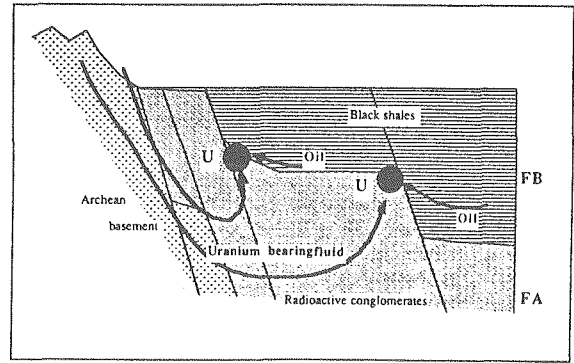


図12 オクロ・ムーナナ型鉱床の成因モデル図 (Gauthier-lafaye and Weber, 1989)⁹⁾

れ、これが本地域のウランのソースと推定されている (表4)。このウランの濃集プロセスは、最も古い鉱床タイプである石英中礫礫岩型鉱床と同様と考えることができる。盆地の縁辺部には、より多量の重鉱物に富む礫岩層が堆積し鉱床形成に有利な場となった。

II. 埋没続成期：石油生成とウランの移動

FA累層の河川成砂岩は酸化し、酸化溶液はウランを溶脱し移動させ始めた。FB累層黒色頁岩の温度-圧力条件は石油生成領域に達し、石油はFA累層中に移動し始めた。この時期のFA累層上部の埋没深度は、続成鉱物の流体包有物の研究から約4,000m、温度180℃と推定されている。

III. 盆地上昇期：ウラン鉱床形成

Ogooue変動帯に影響される構造運動によって Franceville盆地は約1,000m上昇した。この事実は、ウラン鉱化作用に関係する方解石と重晶石中の流体包有物が鉱化温度として約140℃を示すことから推定される。盆地の上昇に伴う断層運動はFB累層直下の砂岩に水圧による破砕作用(hydrofracturing)を及ぼし、二次空隙と透水性をもたらした。断層はまた、ウランに富む酸化溶液とFB累層からの石油の移動を促進し、これらが合流するトラップ構造の場

にウラン鉱床を形成した (図12)。

3. リオフレスコ地域の地質と鉱化作用

(1) 地質概要

本地域は南米大陸の中核をなすアマゾンクラトンの南東部に位置している。花崗岩-グリーンストーンからなる大陸地殻の核(シングー核)が始生代の末期にはすでに固結しており、これが本地域に形成された原生代堆積層の安定な基盤岩となっている。

本地域の地質はCunha et. al. (1984)⁴⁾に詳しく記載されており (図13,14)、主としてこれに基づいて以下に記述する。

① 始生界

本地域で最も古い時代をなし、主要な基盤岩を構成している花崗岩-グリーンストーンタイプの岩石はシングー複合岩類と呼ばれる。年代のデータは少ないが、Rb/Sr測定年代値2,696±79m.y.⁴⁾が報告されている。主に花崗岩質片麻岩、ミグマタイト、花崗岩および花崗閃緑岩からなり、部分的に苦鉄質~超苦鉄質岩(グリーンストーン)を含んでいる。

② トランスアマゾン期(前期原生代前期)の変成岩類

シングー複合岩類に挟まれて小規模に分布するグリーンストーンタイプの変成岩類は、イナージャ層群およびトカンデーラ層群と呼ばれる。アマゾンクラトン北部(フランス領ギアナ)に分布するグリーンストーン中のジルコンからは2,200m.y.のU-Pb年代が得られており¹⁰⁾、本地域のグリーンストーンも同様にトランスアマゾン造山運動期の変成作用を被っているものと推定される。

・イナージャ層群は本地域東南部のイナージャ川上流域に分布し、主に変成超苦鉄質~苦鉄質岩、変成火山岩類および変成堆積岩類からなっている。

表4 Franceville盆地の地層別ウラン含有量

Formation	Facies	Total U(ppm)		
		Avg	Range	n
FD	Black shales	6,90	2-10	15
FC	Black shales	5,20	2-9	5
FC	Chert and dolomite	2,60	1-9	11
FB2	Black shales	1,90	1-2,5	7
FB1	Black shales	3,50	1-15	48
FB1	Pelites	1,9	1-10	10
FA	Sandstones	4,98	1-22	48
FA	Conglomerates	9,60	2-25	11
Basement	Gneiss and schists	2,64	0,3-9	27

(Gauthier-lafaye and Weber, 1989)⁹⁾

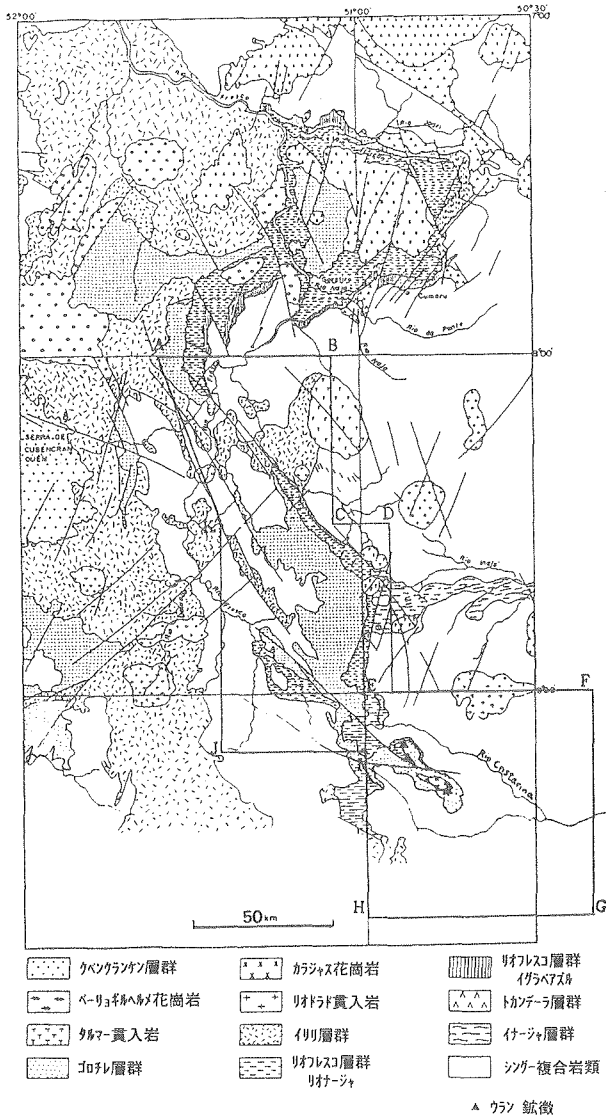


図13 リオフレスコ地域の地質および調査対象範囲 (Cunha et al., 1984を一部改変)⁴⁾

・トカンデラ層群は、本地域北東部に分布する。岩相はイナージャ層群と類似しているが、本層群はコーツァイトと鉄鉱層(itabirite)を産することで注目されている。

③ トランスアマゾン期以降の下部原生界

・リオフレスコ層群

トランスアマゾン期以降の最も古い岩石はリオフレスコ層群と呼ばれ、下位のイガラベアズル累層と上位のリオナージャ累層に2分される。本層群は低度の変成作用を被っているのみである。

イガラベアズル累層は河川成の堆積相を示す成熟度の高い白色中～粗粒石英砂岩からなり、赤鉄鉱質シルト層を挟む。基底部にチャート、コーツァイトおよびトカンデラ層群に由来する鉄鉱層の礫を含んでいる。本累層の最上部では徐々に海進が進行し

海成相のリオナージャ累層に漸移する。

リオナージャ累層は下部層(ユニットA)と上部層(ユニットB)に区分される。下部層は最下位の黒色炭質頁岩層(または石炭層)と頁岩、シルト岩および泥質砂岩からなり、灰色と白色層の互層する特徴的な平行縞状構造を有している。地域的には石灰質層が発達する。上部層はシルト岩、頁岩を挟む灰～緑色の中～極細粒アルコース砂岩からなり、中～小規模の平行斜層理が頻繁に見られる。部分的に炭酸塩と少量の磷酸塩を伴う。

リオフレスコ層群は、後述するカラジャス花崗岩(±1,700m.y.¹⁸⁾に貫かれていることや上位と推定されるイリリ層群のRb/Sr年代1,856±29m.y.¹⁶⁾等から判断するとおよそ20億年前後に形成されたものと推定される。

・イリリ層群

本層群は、主に流紋岩、石英閃緑岩、閃緑岩、凝灰岩、イグニンプライト、安山岩等からなり、火山岩の間には部分的に砂岩を挟んでいる。

イリリ層群と前述のリオフレスコ層群との層序関係は明らかではないが、イリリ層群が、これを貫くリオドランド貫入岩やカラジャス花崗岩と一連の火成活動で形成されたと考えられる(イリリ層群、リオドランド貫入岩およびカラジャス花崗岩を合わせてワットマン累層群と呼ばれる)ことから、リオフレスコ層群より上位と推定されている。

・リオドランド貫入岩

パラ州南縁部付近に分布する半深成～深成の花崗岩体はリオドランド貫入岩と呼ばれ、花崗岩、花崗閃緑岩、花崗斑岩、微晶花崗岩、アダメライト等からなる。イリリ層群の火山岩類と岩相、組成上の類似および漸移的接触関係等からして両者は同じマグマ起源であることが推定されている。1,737±50m.y.のRb/Sr年代と⁸⁷Sr/⁸⁶Sr同位体比初生値0.719±0.008が得られており⁴⁾、この高い初生値は本貫入岩が大陸地殻表層部の物質をかなりの割合で融合したことを示している。

・カラジャス花崗岩

本地域の北半から北方のカラジャス地域にかけて分布する半深成の花崗岩体はカラジャス花崗岩と呼ばれ主にピンク色の中～粗粒花崗岩からなり、部分的に花崗斑岩、ベグマタイト、花崗閃緑岩を含んでいる。

リオドランド貫入岩とは、分布地域が異なることによる名称の違いだけで、同じマグマ起源の花崗岩体と考えられる。

④ 中部原生界

・ゴロチレ層群

時代	年代	層序	柱状図	岩相
?		クベクランケン層群		砂岩、凝灰岩、チャート
中期 原生代	±1,380ma	ベリヨギルハルメ花崗岩		ベリヨギルハルメ花崗岩：等粒状粗粒黒雲母花崗岩（一般に錫を含有） タルマー貫入岩：黒雲母花崗岩、モンズナイト、アルカリ花崗岩、角閃石花崗岩、花崗閃緑岩、トーナライト
	1,641 ± 22ma	タルマー貫入岩		
前期 原生代		ゴロチレ層群		石英砂岩（一般に粗粒）、礫岩層挟む
	±1700ma	カラジャス花崗岩		カラジャス花崗岩：火山底 中～粗粒花崗岩（ピンク）、アラスカイトを伴う リオドラド貫入岩：花崗岩、グラノファイアー、斑状花崗岩、火山活動に伴う火山底～深成貫入岩
	1737 ± 50ma	リオドラド貫入岩		
		イリリ層群		酸性～中性火山岩（玄武岩質岩相を伴う）、火山角礫岩
		リオフレスコ層群		B：灰～緑色 中～極細粒アルコース、中～小規模斜層理を伴う、部分的に炭酸塩と少量の燐酸塩を伴う A：頁岩(Folhelthos)、シルト岩、極細粒泥質砂岩、灰色、平行縞状理発達、連続性の良い黒色頁岩（石灰層）を基底部に伴う
		イグラベアズル層群		中～粗粒石英砂岩、灰白色、基底部に下位層準のチャート円礫、岩片を含む
始生代		トカンデーラ層群		トカンデーラ層群：苦鉄～超苦鉄質火山岩、蛇紋岩、角閃岩、変成珪長岩、変成堆積岩、イタピライト（鉄鉱層）、石英岩、イナージャ層群：変成超苦鉄～苦鉄質岩、酸性～中性変成火山岩、変成堆積岩
		イナージャ層群		
		シンゲー複合岩類		花崗岩質片麻岩、ミグマタイト、アナテクサイト、苦鉄～超苦鉄質岩、花崗岩、花崗閃緑岩

図14 リオフレスコ地域周辺の地質層序 (Cunha et al., 1984を一部改変)⁴⁾

ゴロチレ層群は河川成堆積物で、主に礫を含む粗粒の石英砂岩からなり部分的にアルコース砂岩や細粒砂岩を挟んでいる。

本層群はより新期のタルマー貫入岩によって貫かれている。

・タルマー貫入岩

イナージャ山脈東端に分布するゴロチレ層群後の花崗岩体で、黒雲母花崗岩、モンズナイト、アルカリ花崗岩、花崗閃緑岩、トーナライト等の主にアルカリ性の花崗岩類からなっている。

1,641 ± 22m.y.のRb/Sr年代と低い⁸⁷Sr/⁸⁶Sr同位体比初生値0.703 ± 0.003が得られている⁴⁾。

・ベリヨギルハルメ花崗岩

本地域北西部に分布するアラスカイト質の花崗岩体はベリヨギルハルメ花崗岩と呼ばれる。1,384 ± 58 m.y.のRb/Sr年代が得られている⁴⁾。

・クベクランケン層群

本地域西部のクベクランケン山脈東部においてイリリ層群を不整合に覆って分布する時代未詳の地層はクベクランケン層群と呼ばれる。本層群は砂岩、礫岩からなる下部層、細粒凝灰岩からなる中部層および細粒砂岩からなる上部層の3部層に区別される。砂岩層中にはチャート層が多く含まれている。

⑤ 地質構造

本地域の地質構造については、情報が少なく詳細

は不明である。しかしながら、ランドサットデータの解析等によると、下部～中部原生界を切るNE系およびNW系の断層構造と褶曲構造が発達していることが推定される。

(2) 既知鉱化作用

本地域南東部のリオクリスタリーノ地域では1981年にNuclebrasによる組織的な放射性鉱物の探査が実施され、ウラン鉱化作用が発見された。この探査活動は、1975～1978年にアマゾン総合開発計画(Radam計画)の一環として実施されたエアボン(放射能・磁気)探査の放射能異常チェックを目的としたものである。1982年にNuclebrasは28の放射能異常を認め、これらに対し100m深度の試錐7孔を実施したが、この結果では高品位の鉱化帯を確認することができなかった。しかし、1983年度の再調査において、アルコース砂岩または砂岩中に最高6%U₃O₈に達する高品位の鉱化作用を認め、19の鉱化露頭を確認した¹⁾。このうち、最も重要な露頭はAN-03およびH-09である(図15)。

AN-03の鉱化作用は、リオフレスコ層群のリオナージャ累層と推定されるカククラスティックな変形を受けた細粒アルコース砂岩中に認められ、NW走向で北東に急傾斜する片理構造に沿って2～3kmの規模をもって断続的に延長する(図16)。カククラスティックな片理構造を持つ砂岩のマトリックス

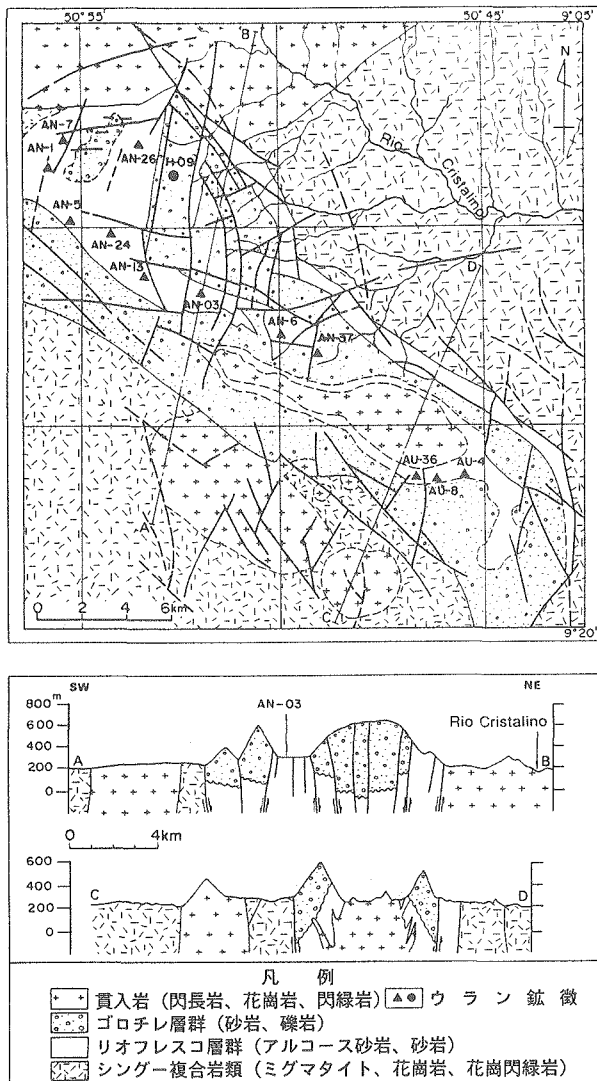


図15 リオクリスタリーノ地域の地質および鉍微位置図 (Andrade, 1986)¹⁾

中に、閃ウラン鉍が、一般的に磁鉄鉍、チタン鉄鉍、黄鉄鉍、黒雲母、磁硫鉄鉍、黄銅鉍等を伴って産する。ウランの最高品位は6.1%U₃O₈、またト

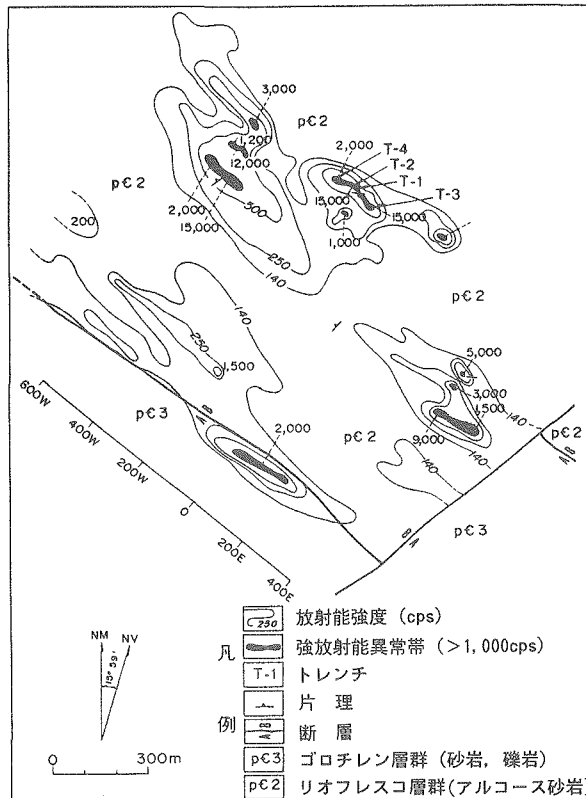


図16 AN-03 鉍化露頭の放射能異常分布図 (Andrade, 1986)¹⁾

レンチ調査で認められる鉍化規模は最大のもので平均品位0.59%U₃O₈、厚さ6mである(表5、6)。また本砂岩中には有機物の存在が報告されており¹⁾、本砂岩層の堆積環境はデルタ成から浅海成と推定されるが、リオフレスコ層群のどの層準に位置するかは明らかでない(有機物が他の層準からもたらされた可能性も考えられる)。

H-09の鉍化作用は、ゴロチレ層群中の砂岩中の粘土偽礫中に認められるものである。カソライトおよびメタオーチューナイトの二次ウラン鉍物を伴っ

表5 リオクリスタリーノ地域の鉍化露頭試料分析結果一覧表

試料 No.	岩石名	U ₃ O ₈ %	ThO ₂ ppm	SiO ₂ %	Al ₂ O ₃ %	MgO %	MnO %	CaO %	TiO ₂ %	P ₂ O ₅ %	Fe ₂ O ₃ %	FeO %	Na ₂ O %	K ₂ O %	H ₂ O %	PF %
522	アルコース	0.41	<100	77.0	9.46	0.12	0.03	<0.10	0.11	0.23	0.40	0.32	1.62	3.38	<0.05	6.40
523	アルコース	0.224	<100	80.1	10.70	0.12	0.11	0.10	0.17	0.11	1.49	1.16	2.70	3.40	<0.05	0.69
524	アルコース	6.10	<100	74.0	9.45	0.10	0.03	<0.10	0.08	0.16	0.32	0.67	0.31	2.63	0.72	3.60
525	アルコース	2.95	<100	78.0	9.33	0.17	0.07	0.31	0.13	0.11	1.74	0.75	2.80	2.70	<0.06	1.15
526	アルコース	0.024	<100	87.4	6.44	0.15	0.07	<0.01	0.07	0.11	1.07	0.70	0.70	2.40	0.11	0.75
527	アルコース	0.73	<100	76.6	9.50	0.68	0.20	1.63	0.15	0.13	0.43	1.84	1.94	2.40	0.14	0.81
528	アルコース	2.58	<100	78.6	9.49	0.32	0.04	<0.01	0.20	0.13	4.10	0.37	1.00	3.00	0.45	2.20
529	アルコース	1.64	<100	80.0	8.46	0.44	0.22	<0.01	0.24	0.10	2.40	1.76	1.71	3.00	0.19	1.37
530	アルコース	0.45	<100	78.7	10.50	0.52	0.04	0.29	0.13	0.09	2.50	0.98	2.40	3.00	0.05	0.77

(Andrade, 1986)¹⁾

表6 AN-03 トレンチ調査の分析結果一覧表

トレンチNo.	500ppmU ₃ O ₈ 以上の鉍化層厚(m)	平均品位(%U ₃ O ₈)
T-1	3.25	0.12
	0.75	0.34
	0.50	0.16
T-2	6.00	0.59
T-3	2.75	0.51
T-4	1.75	0.15

(Andrade, 1986)¹⁾

て最高3.6%U₃O₈の鉍化作用が認められているが、産状はスポット状である。偽礫中の鉍化作用であることから判断して、本鉍化作用の重要性については注意深く検討する必要がある。鉍化作用がゴロチレ層群堆積前のものだとすれば重要性が低いが、堆積後の場合には大きな意味を持っている。すなわち、この場合には鉍化溶液がゴロチレ層群を通して下方に流れたことを意味しているからである。

鉍化露頭の近傍には、閃長岩、花崗岩等からなる貫入岩が存在し、またこのため断層と褶曲構造が発達している。貫入岩の時代は知られておらず、リオフレスコ地域のどの貫入岩に対比されるかは定かでない。

動燃事業団が1985年度の現地予察の際にAN-03露頭から採取した試料につき行った顕微鏡観察、ラジオラクソグラフィー等の鉍物試験においてもAndrade(1986)¹⁾と同様の試験結果を得ている。各トレンチから採取した4試料のウラン品位はそれぞれ4.32%、3.29%、2.89%および0.12%U₃O₈と高く、珪質細粒砂岩の葉理に平行な縞状のウラン鉍化作用が観察され、砂岩中の変成破碎化された石英粒の粒間にピッチブレンドが認められた(図17, 18)。CNコーダーにより分析した炭素品位は0.02%と低かった。鉍物試験に供したAN-03鉍化露頭の試料は、有機物を伴わない点ではオクロ鉍床の高品位鉍石に似ている。

4. リオフレスコ地域の鉍床モデル

リオフレスコ地域の地質と鉍化作用については文献、調査データともに不十分であり、今後の調査と年代測定等による検証が必要であるが、すでに述べたアフリカ、ガボンのオクロ・ムーナナ型鉍床との間には以下の重要な共通点を挙げることができる。

- ・基盤岩は、それぞれアマゾニアンクラトンおよびコンゴ-カサイクラトンを構成する始生代の花崗岩類からなる。

- ・鉍化母岩は、始生界の基盤岩上に形成された前

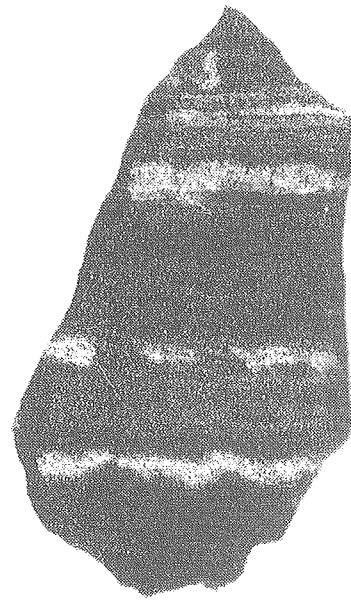
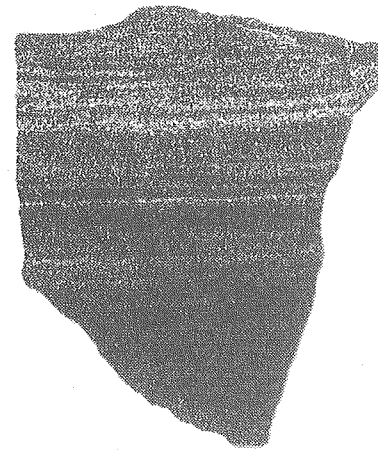
a. RC9-1(4.32%U₃O₈)
露出: 45分b. RC5-1(2.89%U₃O₈)
露出: 45分

図17 AN-03 鉍化露頭試料のラジオラクソグラフィー

期原生代の非変成堆積岩であり、それぞれの母岩であるリオフレスコ層群とFrancevillian系の堆積相と層序は非常に類似している。すなわち、これらは下部の河川成砂岩層と上部の海成泥質岩層から構成されることである。

- ・ウラン鉍化作用は断層構造と密接に関係しており、ウラン鉍物は変形破碎化された砂岩中の微細な割れ目に伴って産する。

これらの類似性からリオフレスコ地域においてはオクロ・ムーナナ型と類似の鉍床存在の可能性が高いと考えられる。しかし、上記の共通点の他、オクロ・ムーナナ型鉍床の重要な特徴である鉍化作用と有機物の関係、鉍化作用の下位の赤色砂岩層の存在

等、今後リオフレスコ地域において明らかにすべき課題は多く残されている。

また、リオフレスコ地域にはFranceville盆地には存在しない中期原生代の河川成砂岩層（ゴロチレ層群）や堆積作用後の複数の火成作用が認められて

いる。ゴロチレ層群はリオフレスコ層群の下部層と同様にウランのソースや通路となりえたかもしれないし（H-09の鉱化作用の究明必要）、後の火成作用とそれに伴う構造作用がウランの移動やトラップ構造の要因となった可能性も考えられる。本地域の鉱床モデルを確立するためには、鉱化層準、地質構造、鉱化作用と貫入岩の年代等のより正確な解明が不可欠である。

5. おわりに

リオフレスコ地域とガボン、Franceville盆地の地質および鉱化作用を対比考察することにより、両者の類似性が明らかになり、リオフレスコ地域においてオクロ・ムーナナ型鉱床と類似の鉱床が存在する可能性が高くなった。より詳細な地質条件について今後さらに解明すべき課題が多く残されているが、本地域において探査を実施する意義は大きいと考えられる。早期にブラジル政府機関との交渉が進展し、ウラン資源共同調査を開始できることが望まれる。

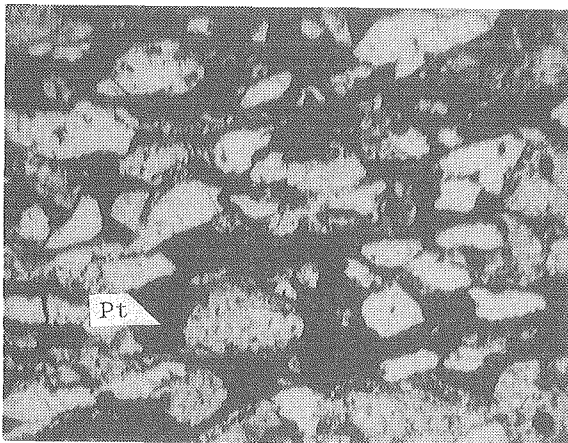
また、本報告の考察から得られた知見は、ブラジルばかりでなく他の南米やアフリカ大陸のクラトン地域における今後のポテンシャル評価や探査においても有効と考えられる。

参考文献

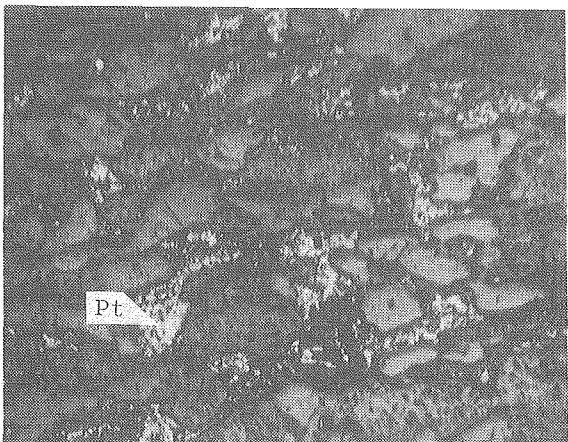
- 1) Andrade, S.M., : Uraniferous occurrence in the Rio Cristalino Area-Para, Brazil. in Congresso Brasileiro de Geologia, 34th, Rio de Janeiro, Rio de Janeiro Sociedade Brasileira de Geologia, p.1751-1765 (1986).
- 2) Bonhomme, M.G.Leclerc, J.and Weber, F.,:Etude radiochronologique complémentaire de la serie du Francevillien et de son environment. Int. Atom Energ. Agency, Vienna, pp.19-24 (1978).
- 3) Bonhomme, M.G., Gauthier-Lafaye, F., and Weber, F.,:Anexample of lower Proterozoic sediments : The Francevillian in Gabon : Precambrian Research, V.18, p.87-102 (1982).
- 4) Cunha,B.C.C.,da et alii , : Geologia, In : BRASIL. Ministorio das Minase Energia-Secretaria Geral. Projeto RADAMBRASIL, Folha sc.22 Tocantins.Rio de Janeiro,p.21-196 (1981).
- 5) Cunha, B.C.C., Santos, D.B. and Prado, P., : Contribution studies on stratigraphy of Grada's region, specially involving the Rio Fresco Group. in Congresso Brasileiro de Geologia,33th, Rio de Janeiro Sociedade Brasileira de Geologia, p.873-885 (1984).
- 6) De Wit, M.J., Roering, C, Hart, R. J., Armstrong, R.A., De Ronde, C.E.J., Green, R.W.E., Tredoux, M., Peberdy, E.and Hart, R.A., : Formation of an Archaean continent Nature, 357, 553-562 (1992).
- 7) Gancarz, A.j. : U-Pb age (2.05×10^9 years) of the Okle uranium Deposit, in the natural fission reactors. Vienna, Internat. Atomic Energy Agency, p.513-520 (1978).
- 8) Gauthier-Lafaye, F., : Oklo et les gisements d'uranium du Francevillien : Aspects tectonique et metallogonique. Th se 3e cycle, Universito de Strasbourg, p.81 (1977).
- 9) Gauthier-Lafaye, F.and Weber, F., : The Francevillian (Lower Proterozoic) uranium ore deposits of Gabon. Econ. Geol., v.84, p. 2267-2285 (1989).
- 10) Gibbs, A.K., : Geology of the Barama-Mazaruni Supergroup of Guyana. PhD Thesis, Harvard University, (1980).
- 11) IAEA.:Correlation of uranium geology between South America and Africa. Vienna, Internat. Atomic Energy Agency, Tecnical Report Series No.270, p.3-14 (1986).
- 12) Nash, J.T., Granger, H.C. and Adams S.S., : Geology and concepts of genesis of important types of uranium deposits, Econ. Geol.75th Anniversary Volume, p.63-116 (1981).
- 13) OECD · NEA/INEA, 1992 : Uranium : Resources, production and demand. Paris, OECD, p.88-90 (1991).



a. クロスニコル



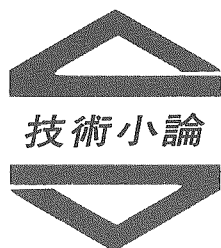
b. 平行ニコル



c. 反射

図18 AN-03 鉱化露頭試料 (RC9-1) の偏光ならびに反射顕微鏡写真 Pt : ピッチブレンド

- 14) Pretorius, D.A.: Gold and uranium in quartz-pebble conglomerates. Econ. Geol. 75th Anniversary volume, 117-138 (1981).
- 15) Raposo, C. and Matos, E.V.: Distrito, Urânio-fero de Lagoa Rea-A História de um Exemplo, (Anais XXXII Cong. Bras. Geol.) Soc. Bras. Geol., Salvador(BA), p.2035-2047 (1982).
- 16) Santos, L.C.S.: Uranium occurrences in quartzite of the Gorotire Formation, Para. in Congresso Brasileiro de Geologia, 33th, Rio de Janeiro, Rio de Janeiro Sociedade Brasileira de Geologia, p.1543-1552 (1984).
- 17) Schobbenhaus, C., Campos, D.A.: A evolução da Plataforma Sul-Americana no Brasil e suas principais concentrações Minerais. Geologia do Brasil (Schobbenhaus, C., Campos, D.A., Derze, G.R., ASMUS, H.E. Coordinators), Brasília, DPN (1984).
- 18) Silva, G.G. et al.: Geologia in Brazil. Departamento Nacional da Produção Mineral, Projeto RADAM, Folha SB.22 Araguaia e Parte da SC.22 Tocantins, Rio de Janeiro (1974).
- 19) Toens, P.D.: Uranium Provinces and their time-bound characteristics. Trans Geol. Soc. S. Afr. V.84, P.293-312 (1981).
- 20) von Backstrom, J.W. and Jacob, R.E.: Uranium in South Africa and South West Africa (Namibia). Royal Soc. London Philos. Trans., ser. A, v.291, p.307-319 (1979).
- 21) Weber, F.: Une Série Precambrienne du Gabon : Le Francevillien. Sédimentologie, géochimie, relations avec Les gites minéraux associés : Strasbourg, Service Cartes Géol. Alsace-Lorraine Mém. v.28, P.328 (1968).



分子レーザー法ウラン濃縮研究開発の現状について

須藤 收 田代 清 川上 重秋
 沖本 龍壯 佐藤 章 亀田 昭二
 島崎 善広

東海事業所核燃料技術開発部

資料番号90-5

Current Status of Molecular Laser Isotope Separation Program in PNC

Osamu Suto Kiyoshi Tashiro Shigeaki Kawakami
 Ryusou Okimoto Akira Sato Shouji Kameda
 Yoshihiro Shimazaki
 (Nuclear Fuel Technology Development Division, Tokai Works)

動燃事業団では、1987年の原子力開発利用長期計画に基づき、理化学研究所における分子レーザー原理実証研究成果を工学規模の装置を用いて実証することを目的として1988年度より研究開発を開始した。

最高繰り返し数100Hzの16 μ mレーザーシステムおよびフッ化ウラン供給回収システムからなる工学試験装置が開発され、これまでに数十回に及ぶ濃縮試験が順調に行われている。

1. はじめに

分子レーザー法ウラン濃縮（以下「分子法」という。）は、赤外レーザーを用いて²³⁵UF₆分子の振動エネルギー（同位体シフト*¹および光吸収断面積が最も大きい ν_3 振動モード*²）を利用）を選択的に励起した後、紫外レーザーまたは赤外レーザーによって光分離させ、固体のUF₅として製品を回収するウラン濃縮法であり、図1にその概念図を示す。

従来の統計的分離法であるガス拡散法や遠心分離法に比べて、個別的分離法である分子法は、同位体選択性が高く、一回の操作で軽水炉燃料として必要な濃縮度を達成できることから建設コストおよび消費エネルギーを低く抑えることができ、濃縮コストを大幅に引き下げられる可能性がある。このため、次世代のウラン濃縮法の一つとして世界各国で研究開発が進められてきた。

我が国においても、理化学研究所の原理実証研究の成功を受けて動燃事業団において工学的規模での研究開発を進めてきた。本報では、動燃事業団における分子レーザー法の分離性能向上に関する研究開発の現状について紹介する。

2. 開発経緯

我が国における分子法の研究は、米国やドイツ等より約十年遅れて1982年頃理化学研究所において始められ、光励起に必要なパルス炭酸ガスレーザー光のパラ水素ラマン変換*³による16 μ mレーザーシステムの開発を経て、1988年に赤外多波長照射によりヘッド分離係数4.2¹が達成された。

動燃事業団では、1987年の原子力開発利用長期計画に基づき、理化学研究所における原理実証研究結果を工学規模の装置を用いて実証することを目的として1988年から研究開発を開始した。

基礎研究を行うとともに要素機器の開発を進め、100Hz16 μ mレーザーシステムおよびフッ化ウラン供給回収システムからなる工学試験装置を開発し、1991年3月から試験を開始して現在に至っている。

*1) 分離する同位体原子または分子と他の同位体原子または分子が吸収する光の波長の差。

*2) UF₆分子には、 ν_1 、 ν_2 、 ν_3 、 ν_4 、 ν_5 、 ν_6 の6つの基本振動モードが存在する。 ν_3 振動モードの基本振動数は約628cm⁻¹（約16 μ m）である。

*3) 水素分子の中で、2つの陽子の核スピンの互いに反対方向を向いているものをパラ水素と呼ぶ。
 パラ水素の回転準位間のラマン散乱を利用することにより、炭酸ガスレーザーの10 μ m光を16 μ mに波長変換することができる。

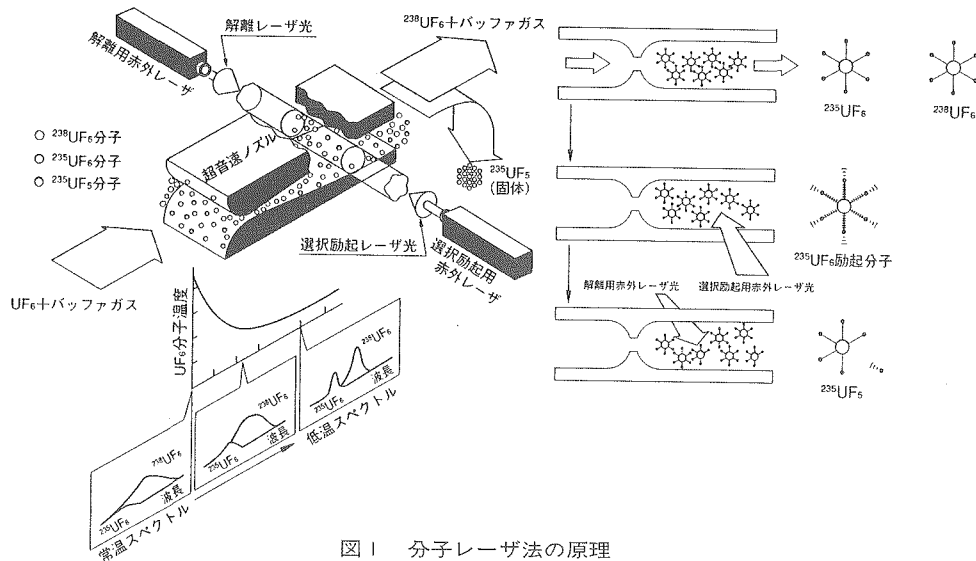


図1 分子レーザー法の原理

3. 超音速ノズルの開発

室温において、 UF_6 分子が振動基底状態に存在する割合は1%以下であり、ほとんどの分子が熱励起状態にある。このため、室温での赤外吸収スペクトルは連続となり $^{235}UF_6$ と $^{238}UF_6$ の吸収スペクトルは図2に示すように重なり合い²⁾、光励起による同位体選択性は非常に低くなる。

このため、 UF_6 ガスを極低温(100K以下)に冷却し、ほとんどの分子を振動基底状態に緩和させることで図3に示すように赤外吸収スペクトルを分離³⁾して選択励起を可能にする必要がある。

冷却の方法としては、比熱比の小さな UF_6 ガスを比熱比の大きな単原子分子ガスや二原子分子ガスで希釈し、超音速ノズルより断熱膨張させて冷却する方法が、過冷却状態を利用して比較的高い分子数密

度が得られることから採用されている。

超音速ノズル開発の重要な点は、ガス分子の凝縮を抑え、回転および振動温度⁴⁾を冷却しつつ、できるだけ高い UF_6 分子数密度を達成することである。

超音速ノズルの冷却特性を評価するために、冷却温度および凝縮に関する種々の測定法を確立した。

回転温度については、振動基底状態からの ν_3 Qブランチ⁵⁾の赤外スペクトル測定結果(図4)と吸収スペクトルのシュミレーション計算結果(図5)を

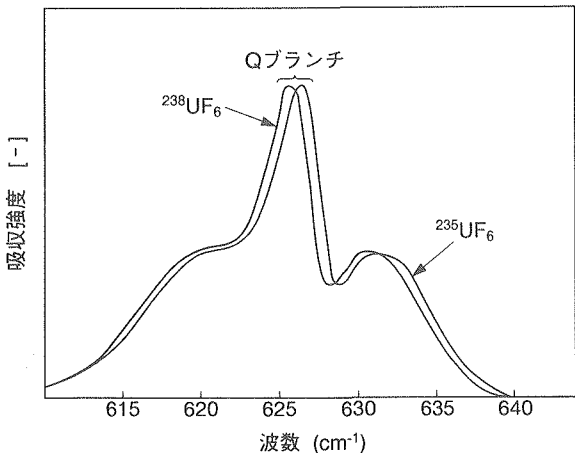


図2 室温での UF_6 ν_3 振動バンドの赤外吸収スペクトル測定結果

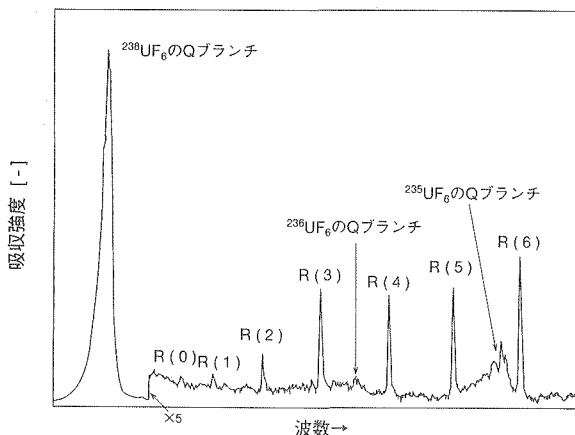


図3 極低温での UF_6 ν_3 Qブランチの赤外吸収スペクトル測定結果

*4) 平衡状態にある気体分子では、並進エネルギー、回転エネルギー、振動エネルギーの各々の状態を表わす温度はすべて等しい。しかし、断熱膨張の過程では、キャリアガスとの衝突による並進、回転、振動のエネルギー緩和時間が異なるため、各々の温度は、並進温度<回転温度<振動温度の順になり、すべて異なる温度となる。

*5) 分子が振動遷移する場合には、いずれかの回転準位Jにある状態から遷移するが、 UF_6 分子の場合の選択律は $\Delta J=0, \pm 1$ である。
Qブランチとは、 $\Delta J=0$ の遷移による吸収スペクトル線の集まりである。

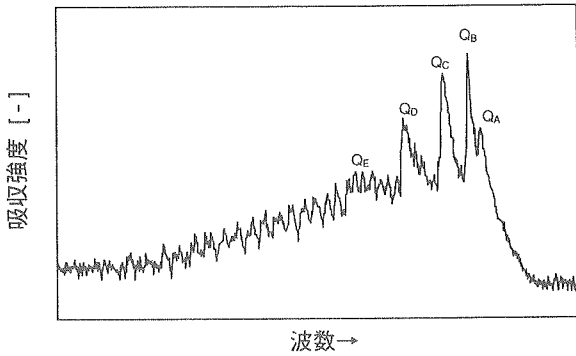


図4 UF₆ν₃Qブランチの赤外吸収スペクトル測定結果

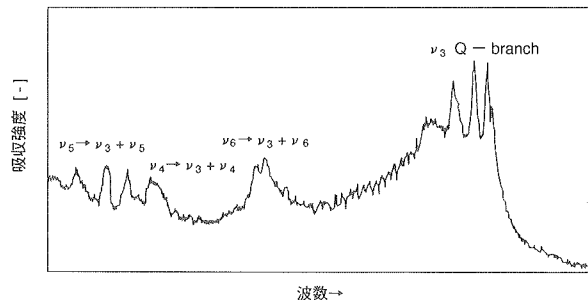


図6 UF₆ν₃Qブランチの赤外吸収スペクトル測定結果

比較することで決定している⁴⁾。

振動温度については、図6に示すように振動基底状態からのν₃Qブランチの吸収強度と熱励起状態からのν₃振動モードとの結合モード^{*6)}等のQブランチの吸収強度を比較することにより推定している⁴⁾。

凝縮については、アルゴンイオンレーザを用いた光散乱法および赤外吸収スペクトルの変化より推定している。

これらの測定技術を用いて、ノズル形状、キャリアーガスの種類、ガス流通条件をパラメータにした試験によって冷却特性の向上がはかられており、さらに最適化をめざして研究開発が進められている。

4. 分離特性試験

分子法の分離スキームは、赤外多波長照射による多光子吸収を利用したものである。例えば、まず第一に連続波長可変高気圧パルス炭酸ガスレーザ^{*7)}(TEMA CO₂レーザ)のパラ水素ラマン変換光を照射して²³⁵UF₆を選択的に振動励起し、次に第二のラインチューナブル大気圧パルス炭酸ガスレーザ(TEMA CO₂レーザ)のパラ水素ラマン変換光を照射してさらに高い振動励起状態へ励起する。励起さ

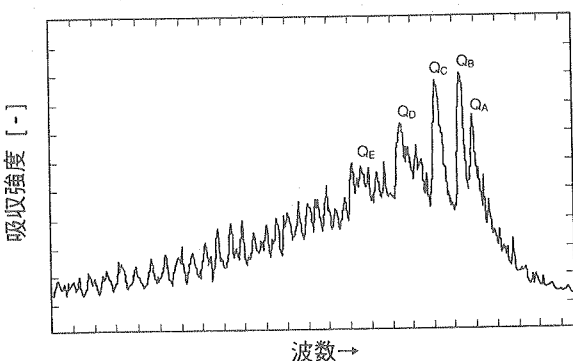


図5 UF₆ν₃Qブランチの赤外吸収スペクトル計算結果

れた振動状態では、すでに振動エネルギー単位密度が擬連続状態となっており、第三の強い赤外光を照射すると、赤外多光子解離^{*8)}によりUF₅に解離する。

ただし、これらの赤外多光子吸収過程を理論計算によって予測することは困難であり、限られた分光測定データをもとに分離試験によってレーザの照射条件を最適化して行かねばならない。

しかしながら、レーザの照射条件は、波長、光フルエンス、光ディレー、UF₆回転および振動温度等パラメータが多く、その組合せは膨大な数にのぼる。このため、real-timeで分離係数の測定が可能な多光子イオン化/飛行時間型質量分析計(Multi-photon Ionization/Time of Flight Mass Spectrometer: MPI/TOFMS)を用いた分離特性試験によりレーザ照射条件を絞り込み工学試験によって最終的な照射条件の最適化を行っている。

MPI/TOFMSは、図7に示したように分子線発生装置とTOFMSを組み合わせたもので、赤外多光子解離によって生成したUF₅だけをYAGレーザの第二高調波を用いた多光子イオン化によって選択的にU⁺⁺等にイオン化し、同位体比を測定する装置である。

これまでに実施した分離特性試験において、すでに、軽水炉燃料として必要な濃縮度を上回る高い分離係数が得られることを確認しており、さらにレーザ照射条件の最適化をめざして試験を継続している。

*6) UF₆分子のν₄、ν₅、ν₆振動モードは、基本振動数が200cm⁻¹前後とエネルギーが低いため、低温でも振動励起されている。これらの励起状態にある分子は、ν₃+ν₄、ν₃+ν₅、ν₃+ν₆のような振動結合モードを作りν₃振動モードの吸収波長より少し長波長の光を吸収する。

*7) 炭酸ガスレーザは、通常は大気圧以下で動作し、CO₂分子の振動回転エネルギー準位間の光の誘導放出によって発振することから、発振波長は離散的となる。しかし、レーザ媒質ガスの圧力を高めていくと、発振利得の圧力広がりが大きくなり、10気圧程度では発振波長の波長間隔と等しくなることから波長を連続可変化することができる。

*8) 多原子分子が数十の光子を段階的に吸収し解離する現象。

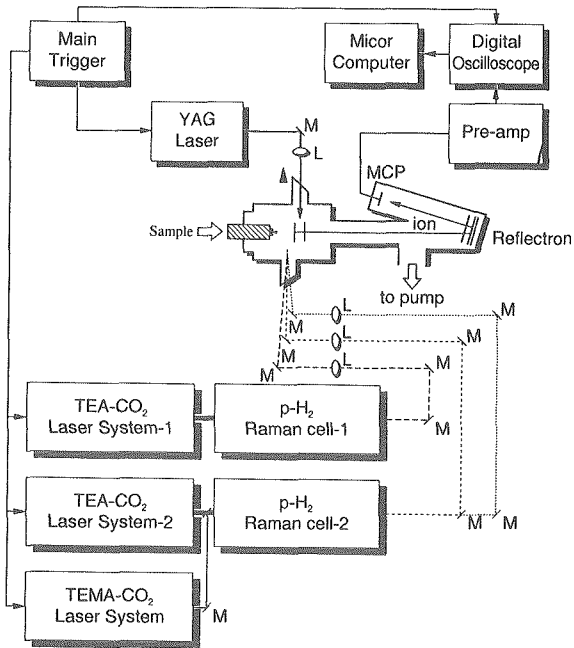


図7 分離特性試験装置構成図

5. 工学試験

工学試験装置は、16 μmレーザシステムとフッ化ウラン供給回収システム^{5),6)}の二つに分かれている。

16 μmレーザシステム(写真8)は、連続波長可変高気圧パルス炭酸ガスレーザ1系列、ラインチューナブル大気圧パルス炭酸ガスレーザ2系列、パラ水素マルチパスラマンセル2系列から構成されている。

フッ化ウラン供給回収システム(写真9)は循環ループ構造で、主な構成機器としては、3台のルーツポンプを直列につないだ圧縮機4式、揺動型高圧圧縮機1台、ノズル型反応器、UF₅捕集用低圧インパクター*⁹⁾、廃品UF₆回収用コールドトラップである。

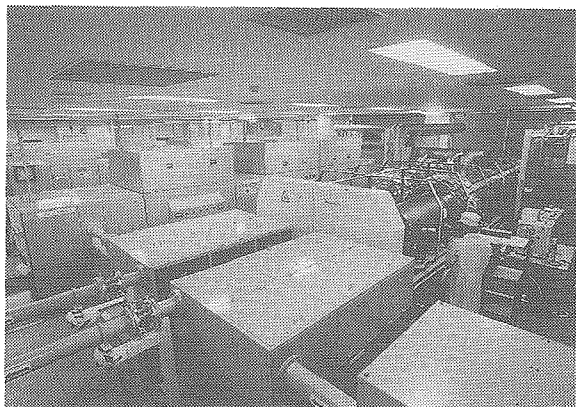


写真8 16 μmレーザシステム

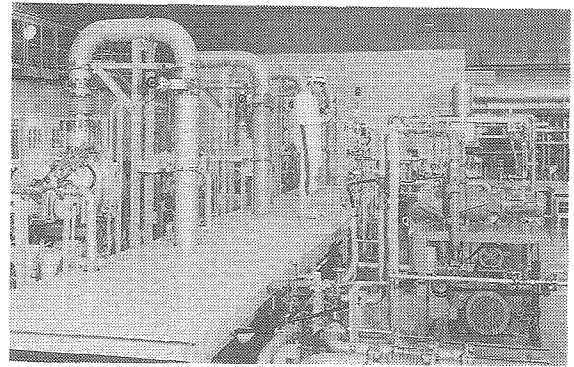


写真9 フッ化ウラン供給回収システム

ラインチューナブル大気圧パルス炭酸ガスレーザを用いた二波長照射濃縮試験においては、低圧インパクターによって捕集したUF₅(写真10)の同位体比分析により濃縮ウランの生成を確認するとともに、レーザの安定性も確認している。

また、最近開始した連続波長可変高気圧パルス炭酸ガスレーザを加えた三波長濃縮試験結果では、二波長照射濃縮試験に比べてヘッド分離係数の大幅な向上が得られている。

6. おわりに

工学試験装置の完成以来、分子法の分離プロセスの物理的解明のための基礎研究と濃縮試験を同時並行的に進めてきており、基礎研究の進展に伴い工学試験での分離性能の向上が図られている。

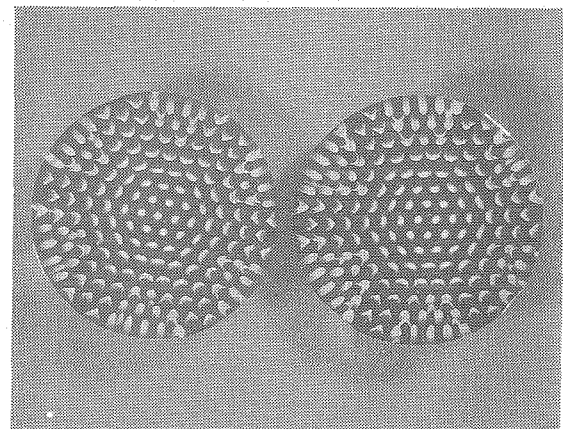


写真10 低圧インパクターによって捕集された濃縮UF₅

*9) 慣性力を利用した粒子捕集器の一種。粒子を含む気体の流れに対して垂直に衝突板を設け、粒子を慣性力により衝突、付着させる。

参考文献

- 1) 武内一夫、他：レーザー科学研究, No.10 (1988).
- 2) D.M.Cox and J.Elliott : Spectrosc. Lett., 12, 275 (1979).
- 3) Y.Yato and H.Yamaguchi : J.Nucl. Sci. Technol., 29, 179 (1992).
- 4) O.Suto et al. : Proceedings of the Third International Workshop on Separation Phenomena in Liquids and Gases, p77 (1992).
- 5) Y.Shimazaki et al.:Proceedings of the International Symposium on Isotope Separation and Chemical Exchange Uranium Enrichment, p144 (1991).
- 6) 須藤 收、他：レーザー学会学術講演会第14年次大会予稿集、p138 (1994).



亀裂ネットワーク水理物質移行モデルの開発

内田 雅大 澤田 淳

東海事業所環境技術開発部

資料番号：90-6

The Development of Discrete Fracture Network Model for Simulating Hydrology and Mass Transport Through Fractured Media

Masahiro Uchida Atsushi Sawada
(Waste Technology Development Division, Tokai Works)

亀裂状媒体中の核種移行においては、移行経路の幾何形状が重要である。このため、動燃事業団においては移行経路の幾何形状を忠実にモデル化可能な亀裂ネットワークモデルに着目し、亀裂ネットワークコードFracMan/MAFICの開発を行っている。本論では、FracMan/MAFICの機能と、これまでの開発状況の概略を述べる。また、本コードを用いて、平成4年に釜石原位置試験場で実施されたトレーサー試験を解析し、物質移行に係わる間隙幅を評価した。

1. はじめに

花崗岩をはじめとする亀裂状媒体においては、核種の移行は亀裂に沿って起きると考えられている。亀裂状媒体における核種の移行は、移流・分散・収着・マトリクス拡散によって支配されると考えられているが、これらは亀裂の幾何的形狀と深く関連するため、核種移行の評価に当たっては亀裂の幾何的形狀を何らかの形で考慮する必要がある。

核種移行においては、特に選択的経路の存在が問題となるため、連続体モデルでは保守性が担保されない可能性がある。

この点、1982年にLong他¹⁾により導入された亀裂ネットワークモデルは、亀裂の幾何的形狀を詳細に表現可能であり、多数の研究者により開発が行われてきている。

亀裂ネットワークモデルは、1980年より始まり1992年に終了したOECD/NEA国際ストリパ・プロジェクト²⁾において急速に開発が進み実用化が図られた。

亀裂ネットワークモデルの1つの利点は、従来の連続体モデルに比べ、地質学的データを直接モデルに反映することができモデルの信頼性を向上させることが可能な点である。

動燃事業団としても、本モデルのこうした長所に着目し、ストリパ・プロジェクトにおいて最も高い評価を得た米国Golder Associates社のFracMan/MAFICコード³⁾の開発を、我が国の岩盤条件に適したコードとし、かつ種々の機能を増強し信頼性を高めるために、平成3年度から同社と協力して進めている。

2. 亀裂ネットワークコードの開発の現状

本コードは、亀裂性岩盤中の主たる水みちである亀裂を、それぞれ多角形平行平板で代表し、それらによって構成される亀裂ネットワークをモデル化することで、岩盤中の不均質な流れを表現することが可能である。この際に問題となるのは、解析対象となる岩盤中に存在する透水性亀裂は、坑道やボーリング孔でのみ観測が可能であり、そのすべてを観測することができないということである。そこで、本コードは限られたデータを基に、それぞれのパラメータの母集団を推定し、これを基に統計的な亀裂モデルを構築するためのデータ解析機能を備えている。これにより、原位置で得られたデータを反映したモデルを作ることができ、モデルの信頼性を担保することができる。

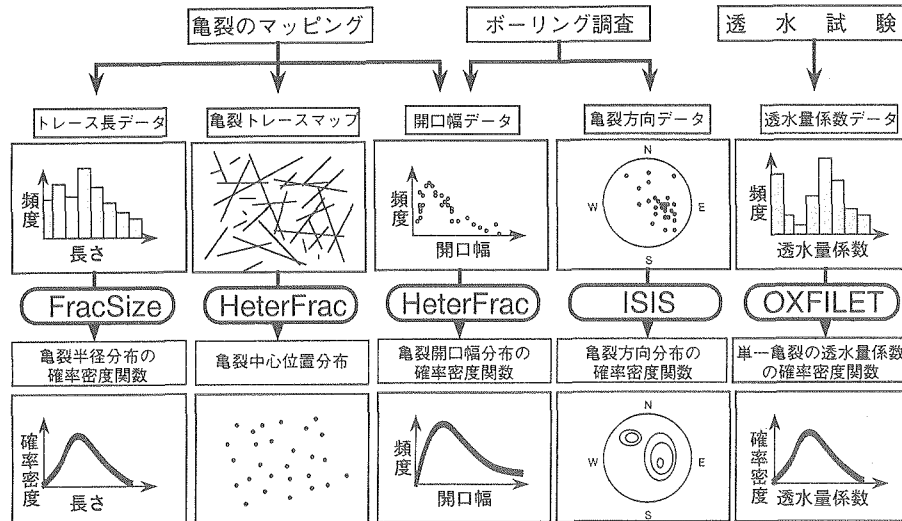


図1 FracSysによる解析の流れ

2.1 亀裂ネットワークコードの基本構成

本コードは下記の5つのモジュール群から構成されている。

- (1) 亀裂データの統計的解析モジュールFracSys
- (2) 亀裂発生モジュールFracWorks
- (3) 有限要素作成モジュールMeshMonster
- (4) 要素編集モジュールEdMesh
- (5) 水理、物質移行解析ソルバーMAFIC

以下では、これらのコード群について、その概略を紹介する。

(1) 亀裂データの統計的解析モジュールFracSys

原位置で得られる限られたデータから、モデル化に必要なパラメータの母集団を確率密度関数として求める解析モジュール群である。FracSysは以下の4つのモジュールから構成される(図1)。

1) ISIS(Interactive Set Identification System)

ISISは、坑道やボーリング孔で観測された亀裂の方向やトレース長、充填鉱物、亀裂端形状等の地質学的データを基に、亀裂セットのクラスタリング解析を行い、複数の亀裂セットを同定するとともに、その亀裂セット毎の平均方向とその分散(Fisher分布を仮定)を推定する。その際、データの各項目に任意の重み係数を設定することができ、地質学的な判断を解析に反映させることが可能である。また、亀裂の方向については、測線や観測面の方向によるデータ数の偏りを、次式により計算されるNを亀裂総数に乗じて補正できる(Terzaghiの手法⁴⁾)。

$$N = \min\{\text{int}[R/\cos \beta], 7\} \quad (2.1)$$

ここで、R: 0~1の乱数

β : 亀裂の法線方向と測線のなす角

int: [] 内の整数値

min: { } 内の最小値

亀裂クラスタリングの後、ISISは後述のFracSizeに必要となる各セット毎の亀裂トレース長データファイルを作成する。

2) FracSize

FracSizeは、坑道や露頭で観測された亀裂のトレース長を基に、亀裂の半径分布を解析するモジュールである。原位置で観測されたトレース長は、露頭や坑道壁面で任意に設定した観測面内に表われた亀裂の長さを測定しており、実際の亀裂の大きさを表わしてはいない。そのためFracSizeでは、亀裂半径分布、亀裂方向および亀裂の中心点と坑道との距離を任意に設定して亀裂を発生させ、データが測定された観測面を用いてトレース長をサンプリングし、このトレース長分布と実測されたトレース長分布と比較する。そして、実測されたトレース長分布を再現するまで、亀裂半径の平均値と標準偏差を少しずつ変化させながらシミュレーションを繰り返す。その際、シミュレーション結果と実測されたトレース長分布のフィッティングの程度はKolmogorov-Smirnov検定と χ^2 検定を用いて判定される。

シミュレーションに用いる亀裂半径分布には、正規分布、指数分布、対数正規分布、一様分布、ベキ級数分布等の分布を仮定できる。

3) OXFILET (Osnes Extraction from Fixed-Interval-Length Effective Transmissivities)

OXFILETは、単孔透水試験データを基に、亀裂の透水量係数分布と透水亀裂密度を求めるモジュール

ルである。透水試験のパッカー区間の透水量係数が、その区間に交差する各透水性亀裂の透水量係数の総和と等しいと仮定する。

$$T_i = \sum_{j=1}^{n_i} T_{ij} \quad (2.2)$$

ここで、 T_i ：パッカー区間 i の見かけの透水量係数

n_i ：パッカー区間 i 中の透水性亀裂数

T_{ij} ：パッカー区間 i 中の j 番目の透水性亀裂の透水量係数

パッカー区間 i 内の透水性亀裂の数 n は次式で表わされるポアソン分布を仮定して与える。

$$f_n(n) = N^n e^{-N} / n! \quad (2.3)$$

ここで、 N ：ポアソンプロセス比

(n の期待値に等しい)

以上の仮定に基づき、透水試験の個数だけ、各パッカー区間の透水量係数の分布をシミュレートし、実測されたパッカー区間の透水量係数分布とのフィッティングを行い、所定の基準を満たすまで透水性亀裂のポアソンプロセス比、透水性亀裂の透水量係数、標準偏差を変えながら最適なフィッティングを行うことができる。その際の判定は、FracSizeと同様に、Kolmogorov-Smirnov検定と χ^2 検定を用いる。

4) HeterFrac

HeterFracは亀裂の構造を解析するモジュールであり、下記の2つの機能を有する。

① 坑道壁面等で得られる亀裂のトレスマップを基に、亀裂の中心位置分布を解析する機能。

② 単一亀裂内における、亀裂間隙幅分布を解析する機能。

①では、下記の5つのモデルを考慮することができ、実測されたトレスマップに最も適合するモデルを選定することができる(図2参照)。

・Enhanced Baecherモデル

3次元空間において亀裂の中心位置が均質にランダムな分布を示すモデル。新しい亀裂が既存の亀裂と交差する場合に、新しい亀裂が既存の亀裂を貫通せずに終焉することが考慮できる。

・Nearest Neighborモデル

前もって断層等の主要な亀裂セットを発生させた後、その断層の周辺部へ亀裂を密集させるモデル。

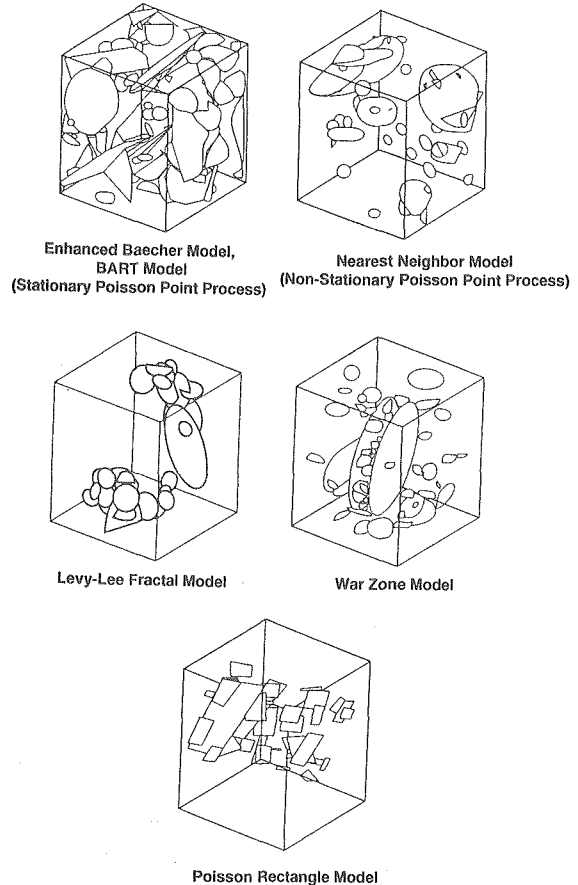


図2 亀裂分布モデルの概念図

・Levy-Lee Fractalモデル

フラクタルな空間分布を考慮したモデル。

Levy flight processの手法により亀裂の中心位置が決定され、亀裂の大きさは、直前に作成された亀裂と現在の亀裂の中心間の距離に比例する。

・War Zoneモデル

破碎帯をモデル化するため、破碎帯の両端にあたる平行で大きな亀裂の間に小さな選択的に亀裂を発生させるモデル。

・Poisson Rectangleモデル

Enhanced Baecherモデルのより単純なモデルで、一枚の亀裂を長方形で表現する。亀裂の中心位置分布はEnhanced Baecherモデルと同様に、均質でランダムである。

一方で②は、以下の4つのモデルから亀裂間隙幅分布を求めることができる。

・Stationaryモデル

正規分布や対数正規分布等で亀裂間隙幅のばらつきを表現し、亀裂間隙幅の空間的な相関性を考慮しない。

表1 FracWorksへ入力するパラメータ

決定論的亀裂発生	統計的亀裂発生
亀裂中心位置	亀裂密度
亀裂の方向	亀裂中心位置分布関数
亀裂半径	亀裂の方向分布関数
亀裂の透水量係数	亀裂半径分布関数
亀裂の貯留係数	亀裂の透水量係数分布関数
亀裂の開口幅	亀裂の貯留係数分布関数
	亀裂の開口幅分布関数

・ Geostatisticalモデル (地球統計法)

地球統計法で亀裂間隙幅の空間的相関性を表現する。

・ Fractalモデル

フラクタル法で亀裂間隙幅の空間的相関性を表現する。

・ Non-stationary/Empiricalモデル

亀裂間隙幅の空間的相関性を、亀裂間隙幅の極大点と極小点間の空間的密度を用いて表現する。なお、極大点と極小点は解析者が任意に選定できる。

(2) 亀裂発生モジュールFracWorks

FracWorksは、多角形平行平板に近似した亀裂を三次元空間内に、原位置データを直接用いて決定論的に、または前述のFracSysで解析して得られた各パラメータの確率密度関数を基に統計的に発生させることができる。その際、用いるパラメータを表1に示す。

決定論的な亀裂の発生においては、個々の亀裂についてそれぞれパラメータを与えて亀裂を発生させる。また、統計的な亀裂の発生においては、亀裂面に入力した確率密度関数からモンテカルロ法でサンプリングを行い、各パラメータを個別に決定する。したがって、統計的な亀裂発生を行う場合、同じ確率密度関数を与えてもサンプリング時に用いる乱数が異なれば、全体としては与えられた確率密度関数を満たすが、全く異なる亀裂パターンを作ることが可能である(これら一つ一つの亀裂パターンをrealizationと呼ぶ)。この場合、通常数10個のrealizationを作成し、水理・物質移行解析を行い、その結果を統計的に処理し評価することとなる。

また、FracWorksは作成した亀裂パターンに水理・物質移行解析のための外側・内側境界条件を、任意の多角柱で与えることができる。多角柱で与えられた境界領域の各境界面にそれぞれ、下記の境界条件タイプを指定できる。

- 1) 定常および比定常の全水頭
- 2) 定常および比定常の流量
- 3) 境界グループ毎の全流量

さらに、各境界面の全水頭Hまたは全流量Qは次式で空間的な不均質性を与えることができる。

$$H = H_x \cdot x + H_y \cdot y + H_z \cdot z + H_0 \quad (2.4)$$

$$Q = Q_x \cdot x + Q_y \cdot y + Q_z \cdot z + Q_0 \quad (2.5)$$

ここで、x, y, z: 直交座標系における各座標

(3) 有限要素作成モジュールMeshMonster

MeshMonsterは、FracWorksで作成した亀裂パターンから、亀裂交差部を考慮しながら三角形要素メッシュに分割し、かつ境界節点へ境界条件の割り付けを行い、水理・物質移行ソルバーMAFICで解析可能な有限要素モデルを作成する。

(4) 要素編集モジュールEdMesh

EdMeshは、MeshMonsterで作成した有限要素モデルを、下記のように編集することができる。

- 1) 境界条件を変更する。
- 2) 各要素の物性値(透水量係数、開口幅、貯留係数)を変更する。
- 3) 解析上無視可能な要素(透水量係数が小さい要素、一辺の長さが極端に小さい要素)を除去する。
- 4) 孤立した要素を除去する。
- 5) 指定された要素を再分割し、各要素の物性値にHeterFracの解析結果に基づいて不均質性を与え、単一亀裂内の不均質性をモデル化する。

MeshMonsterでの計算は、多数の亀裂を三角形要素に分割するため多くの時間を要する。そこで、モデルの幾何学的形状を変えずに物性値や境界条件の一部を変更する際や、各要素を細分割して単一亀裂内の不均質性をモデル化するには、EdMeshを用いることで効率的に解析できる。

(5) 水理、物質移行解析ソルバーMAFIC

MAFICは、有限要素法による定常または非定常状態の浸透流解析と、粒子追跡法による物質移動解析を行うコードである。

1) 浸透流解析

亀裂中の流れは、連続の式とDarcyの法則に基づき、次式で示される。

$$S \frac{\partial h}{\partial t} - T \nabla^2 h = q \quad (2.6)$$

ここで、S: 亀裂の貯留係数(無次元)

h: 水頭(L)

t: 時間(T)

T: 亀裂の透水量係数(L²/T)

q: source/sink項

∇²: 2次元ラプラス演算子

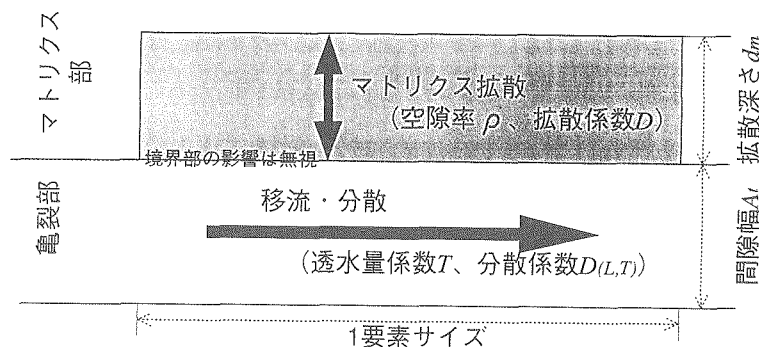


図3 マトリクス拡散モデル概念図

MAFICでは、式(2.6)の近似解をGalerkin法により求めている。

2) 物質移動解析 (粒子追跡法)

粒子追跡法は、地下水中の物質濃度を、均等な質量をもつ有限個の粒子で代表させ、個々の粒子を追跡する手法である。地下水中の溶質の移動は、地下水流速に基づく移流と、流速の不均質性に伴う分散により表わされる。分散は移流による移動距離に対するランダムな統計的過程として次式で表わされる。

$$X_d = N_L \cdot (2d_L \cdot X_c)^{1/2} \quad (2.7)$$

ここで、 X_d : x方向の分散による移動距離

X_c : 移流による移動距離

d_L : x方向の分散係数

N_L : 1 ~ 0の乱数

MAFICでは、モデル化した亀裂それぞれの平面内における2次元方向の移流分散を表現するため、分散係数として、移流方向に平行な分散係数 d_L と垂直な分散係数 d_T を設定する。

2.2 ストリパ・プロジェクト以降の主な改良開発

ストリパ・プロジェクト以降、動燃事業団はGolder Associates社と協力し、FracMan/MAFICの様々な改良開発を行ってきた。以下に、その主なものについて概略を記す。

(1) 単一亀裂内の不均質性モデル化

単一亀裂内において、卓越した流路が存在(チャネリング現象)することが知られている。このような現象は、単一亀裂内における流速分布の不均質性を生ずる。地層処分の性能評価においては、核種の移行速度と流路面積を正確にモデル化し、単一亀裂内の不均質性をモデル化する必要がある。このため、原位置もしくは実験室で測定された亀裂間隙幅データを解析する前処理コードとしてHeterFrac

(2.1.(1).4) 節参照)を開発するとともに、単一亀裂内の間隙幅の不均質性を発生させる機能をEdMeshに追加した。HeterFracでは、4つのモデルを選択することができ、その結果をEdMeshに入力して、モデルを作成する。EdMeshでは、それぞれの亀裂要素を細分割し、入力されたモデルに基づき、物性値の不均質性を統計的に発生させることができる。

(2) Conditioning機能

FracWorksに、亀裂を統計的に発生させる時に、坑道やボーリング孔で測定された亀裂の位置と方向を発生条件に加えて、モデルの自由度を制限する機能(conditioning)を追加した。この際、坑道で得られる亀裂トレースマップを用いて、亀裂の位置と方向に加えて、亀裂トレースのパターンも条件に使用することができる。さらに、複数のトレースマップやボーリング孔データを同時に亀裂発生条件に用いることができる。この機能をFracWorksに追加することで、より現実的なモデル化が可能となるとともに、特定のポイントにおける結果の比較が可能となった。

(3) マトリクス拡散のモデル化

亀裂性媒体においては、亀裂中の流れが支配的であるが、長期的には岩盤マトリクス中への拡散現象がおきる。MAFICでは、この岩盤マトリクス中への拡散を図3に示すように、亀裂鉛直方向への一次元のランダムな動きでモデル化し、マトリクス拡散に要する時間を遅延時間とみなして、各要素を粒子が通過するための所要時間が計算可能となっている。

3. 釜石トレーサー試験の解析

ここでは、FracMan/MAFICを用いたトレーサー試験の解析例を紹介する。解析対象のトレーサー試験は、釜石原位置試験場で平成4年度に行われた。釜石原位置試験場は、岩手県釜石市西方に位置する釜石鉱山を利用した試験場で、動燃事業団では

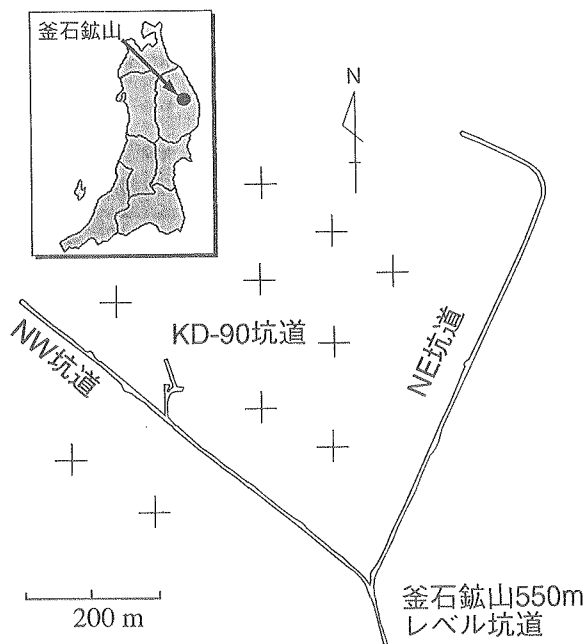


図4 釜石原位置試験場の坑道配置図

1988年より亀裂性岩盤中の種々の試験が地層科学研究の一環として継続して行われている。トレーサー試験は、釜石鉱山(図4)KD-90坑道中心から上方約7.4mと約12.5mにKD-90坑道と平行に錐進されたボーリング孔(KH-7孔、KH-8孔：図5参照)を用いて行われた。

3.1 試験内容

できるだけ単一の亀裂を対象としてトレーサー試験を行うために、以下の3つの試験を組み合わせ、トレーサー試験の対象区間が設定された。

- 既存の亀裂データからの予察
- ボーリング孔間圧力応答試験
- 染料トレーサー試験

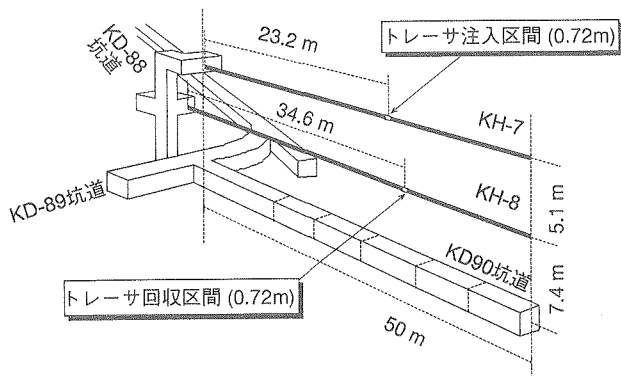


図5 KD-90坑道付近のボーリング孔

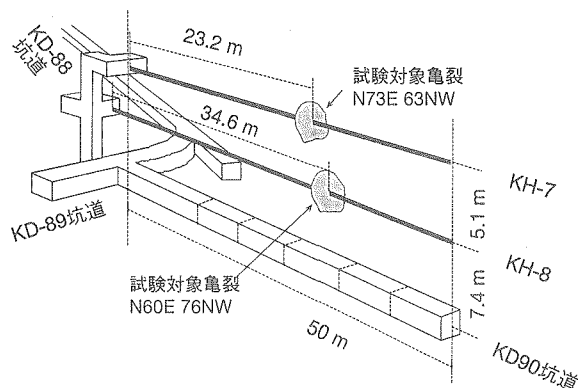


図6 試験対象亀裂

これらの結果から試験対象亀裂が選定され、トレーサーの注入区間と観測区間が設定された(図6)。トレーサーには非吸着性の塩水(NaCl)が使用され、塩水の濃度は電気伝導度センサーを用いて測定された。KH-7孔とKH-8孔に設置したパッカー装置には、それぞれ注水ラインと採水ラインが、またパッカー区間には圧力センサー、電気伝導度センサー、および温度センサーが備えられた。

試験は以下の手順で行われた。

まず、トレーサーの注入開始より1日以上前からKH-7孔から所定の圧力で水を注入する。KH-8孔では採水ラインのバルブを開放する(その際、KH-8のパッカー区間では区間内圧力がわずかに残ることになる)。そして、KH-7孔およびKH-8孔の各パッカー区間内圧力がそれぞれ安定していると判断された後、KH-7孔の水の注入から約1g/lの濃度に調整した塩水の注入に切り換える。水注入から塩水注入への切り換えには、水用と塩水用の2台の定圧注入装置を用意し、バルブを切り換えて行う。こうすることで、注入圧力を変えずにスムーズな塩水注入への切り換えが可能となる。

試験開始とともに注入区間と観測区間の電気伝導度、間隙水圧と温度がそれぞれ測定された。また、KH-7孔への注水量とKH-8孔からの排水量が随時測定され、その量が一定に保たれていることが確認されている。

試験はKH-7孔への注入圧力とKH-8孔での区間内圧力を変えて2回行われた。その試験条件を表2に記す。

1回目、2回目の試験結果をそれぞれ図7、図8に示す。KH-8孔でのトレーサーの回収率は1回目が29.6%、2回目が71.6%であった。

また、トレーサー試験終了後、KH-7孔、KH-8孔の試験対象区間においてそれぞれ透水試験が実

表2 試験条件

	試験1	試験2
KH-7孔注入圧力水頭 (m)	24	15
KH-7孔注入量 (m ³ /s)	2.83×10^{-6}	9.5×10^{-7}
KH-8孔区間内圧力水頭 (m)	7	5
KH-8孔排水量 (m ³ /s)	1.50×10^{-6}	2.07×10^{-6}

施され、それぞれの区間の透水係数が求められている。

KH-7パッカー区間： 9.5×10^{-8} m/s

KH-8パッカー区間： 1.72×10^{-7} m/s

3.2 モデル化

釜石鉱山KD-90坑道付近の透水性亀裂の分布特性は、すでにUchida et al. (1993)⁵⁾によって解析が行われている。UchidaらはKD-90坑道付近の4本のボーリング孔で観測された湧水亀裂の方向と位置を亀裂発生条件に加え(Conditioning)、KD-90坑道壁面の透水性亀裂パターンとKD-90坑道への湧水量の予測解析を行っている。

今回の解析では基本的にUchidaらのパラメータを用いて解析を行うこととした。ただし、トレーサー試験の対象亀裂は、単一亀裂内の不均質性を考慮し、より詳細なモデル化を試みた。また、外側境界条件については、Uchidaらのモデルを解析してKD-90坑道を中心とする100m×100m×100mの本解析の領域の圧力分布を検討し、KD-90坑道中心を基準面として全水頭20mを設定した。モデル化の手順を以下に記す。

対象亀裂の走行傾斜は、KH-7孔、KH-8孔でわずかに斜交しているが、連続した亀裂とみなして、一枚の亀裂でモデル化した。その際、亀裂の半径はUchidaらのデータから7mと仮定し、また、

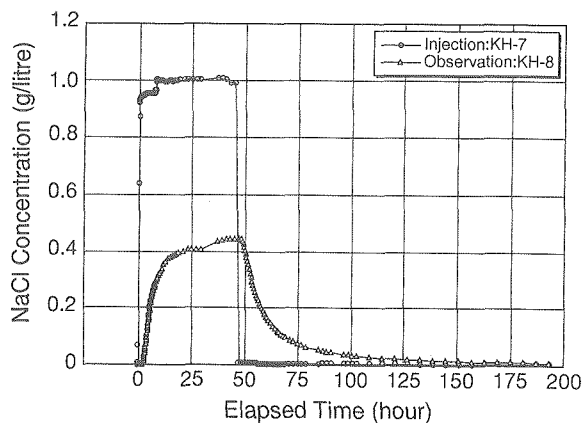


図7 トレーサー試験1の結果

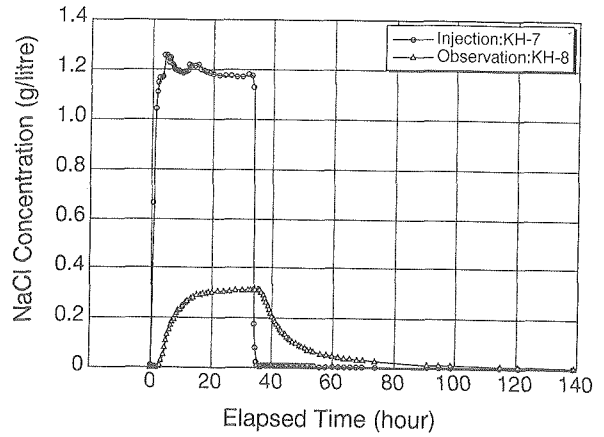


図8 トレーサー試験2の結果

KH-7孔、KH-8孔それぞれのパッカー区間を横切る透水性亀裂は試験対象亀裂のみであると仮定し、KH-7孔、KH-8孔の透水係数からそれぞれのパッカー区間(区間長0.8m)の透水量係数を求めた。そして、対象亀裂の透水量係数として、これらの平均値 1.1×10^{-7} m³/sを与えた。他の亀裂は、KH-7孔とKH-8孔の既存の亀裂データから湧水亀裂と充填鉱物幅が10cm以上の亀裂を抽出し、それらの位置と方向を亀裂発生条件に加えて亀裂を発生(Conditioning)することとした。以上を表にまとめ、表3に記す。また、亀裂モデルの概念図を図9に示す。

3.3 解析と解析結果

上記の亀裂モデルから、対象亀裂を約1mの大きさの要素に細分割し、透水量係数の不均質性を与えた。その際、透水量係数分布はgeostatistics理論⁶⁾に基づく分布モデルを仮定し、対象亀裂内の透水量係数の不均質性は、次式の指数モデルに基づく共分散C(r)を用いてシミュレートした。

$$C(r) = \sigma^2 \cdot e^{-(r/b)} \quad (3.1)$$

ここで、 σ ：標準偏差

表3 解析に用いたパラメータ

	対象亀裂	INNER REGION	OUTER REGION
走行・傾斜	N66, 5E 64NW	Bootstrap+Conditioning	Bootstrap
亀裂半径分布 (m)	7	対数正規分布 平均：7 標準偏差：1.25 範囲：5~25	対数正規分布 平均：25 標準偏差：10 範囲：30~50
透水量係数分布 (m ³ /s)	1.07×10^{-7}	対数正規分布 平均： 4.05×10^{-7} 標準偏差： 2.28×10^{-7} 範囲： $3 \times 10^{-9} \sim 1$	対数正規分布 平均： 4.05×10^{-7} 標準偏差： 2.82×10^{-7} 範囲： $3 \times 10^{-8} \sim 1$

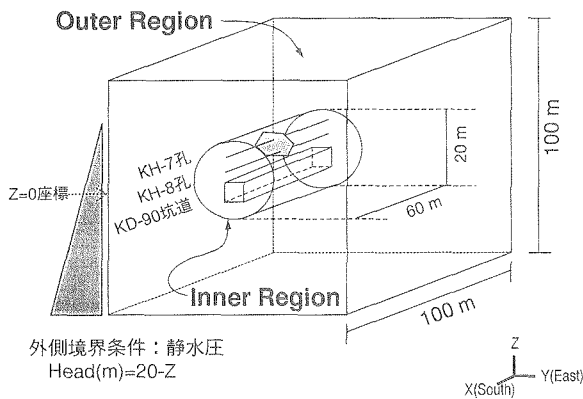


図9 モデル概念図

- r : 2点間の距離
- b : 影響範囲

その際、透水試験から得られた値をその平均値とし、標準偏差 σ に変化を与えた。また、2点間の透水量係数の影響範囲 b にも変化を与えて、表2の圧力流量条件を満たす標準偏差 σ および影響半径 b を解析した。その結果、標準偏差 $\sigma=10 \times$ 平均値と影響半径 $b=100\text{m}$ を組み合わせた場合、表2に近い圧力流量関係を得た。

そして、物質移行に係わる亀裂の間隔幅 A_t は、透水量係数とある相関性をもって変化すると考え、その関係式を式 (3.2) のように仮定した。

物質移行を考える場合は亀裂中の空隙の体積が問題となるが、空隙の体積を表わすパラメータとして貯留係数が考えられる。亀裂内のチャンネルを管流路で代表した場合、その透水量係数は管流路半径の四乗に比例する。また、貯留係数はその空隙体積に比例することから、貯留係数は管流路半径の二乗に比例することとなる。しかし、貯留係数はdead-end-pore等の空隙も表現するので、それを除いた部分が物質移行に寄与すると考える。したがって、物質移行上の間隔幅 A_t は、透水量係数の平方根に比例することとなり、次式で表現することができる。

$$A_t = a \cdot T^{1/2} \quad (3.2)$$

ここで、 T : 透水量係数
 a : 比例定数

本解析では、 a に変化を与えて、まずトレーサの回収率が良かった試験2のトレーサ試験結果についてキャリブレーションを行って a を求め、その a を用いて試験1の結果を予測した。

その結果、 $a=2$ において破過時間が実測値に

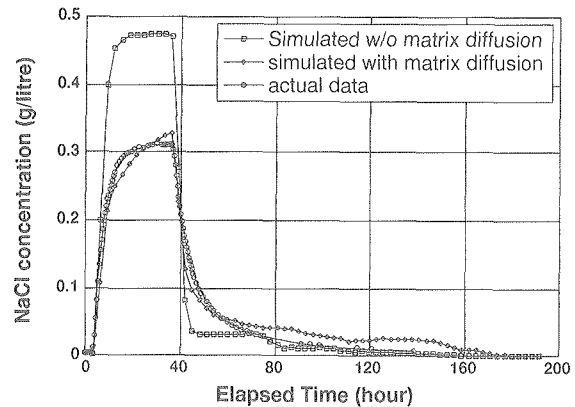


図10 試験2の解析結果

もっとも良く説明できるが、その濃度と破過曲線のtail部を十分説明することができなかった(図10□印)。そこで、2.2.(3)節で述べたマトリクス拡散を考慮した解析を行った。マトリクス拡散で新たに用いるパラメータは、マトリクス部におけるNaClの拡散係数 D 、空隙率 ρ および拡散深さ d_m である。拡散係数 D についてはNaClの自由水中における拡散係数 ($1.5 \times 10^{-9} \text{ m}^2/\text{s}$) を、空隙率 ρ については1%を、また、拡散深さ d_m については平均間隔幅の半分 ($3 \times 10^{-4} \text{ m}$) を仮定した。その結果、実測された破過曲線をより良く説明することができた(図10◇印)。

これらのパラメータを用いて、試験1結果を予測したところ、トレーサ濃度を過大評価しているものの、実測された破過曲線の形に良く合う結果を得た(図11◇印)。

3.4 考察

今回の解析では、表2の圧力条件を与えて定常水理解析を行い、KH-7孔とKH-8孔での流量を実測値と比較して、水理モデルの妥当性を検討した。圧力流量条件はボーリング孔近傍の透水量係数分布に大きく影響される。しかし、現状では統計的にその不均質性をモデル化しているため、全体としての透水量係数分布が同じでもrealizationが異なればボーリング孔付近の透水量係数が変わり、解析結果が異なることとなる。今後は、亀裂の位置と方向を亀裂発生条件に用いる現在のConditioning機能に、透水試験データを条件に亀裂の透水量係数を制限できる機能を加えて、対象亀裂の透水量係数分布をより正確にモデル化する必要がある。

また、対象亀裂の物質移行に係わる亀裂間隔幅は、比例定数 $a=2$ より、約 $6.3 \times 10^{-4} \text{ m}$ となる。一方、対象亀裂の平均透水量係数 $1 \times 10^{-7} \text{ m}^2/\text{s}$ に対応

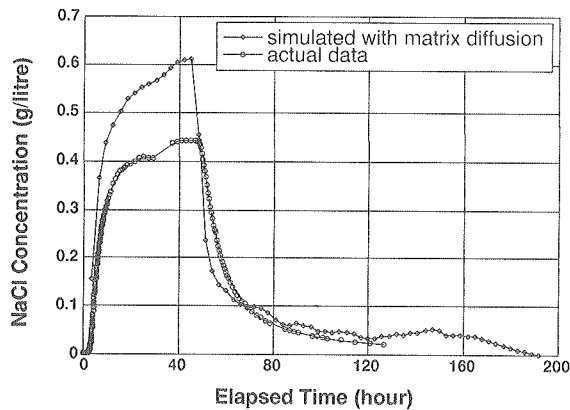


図11 試験1の解析結果

する水理学的間隙幅 A_c は

$$T = \rho \cdot g \cdot A_c^3 / 12 \mu \quad (3.3)$$

ここで ρ : 流体密度

g : 重力加速度

μ : 流体の粘性係数

で示され、これにより A_c を求めると約 5.0×10^{-5} m となり、 A_t の約1/13程度であることがわかる。このことは、試験の対象とした亀裂中の実流速は、三乗則に基づく流速よりも1/13倍程度遅いことを示している。

今回、マトリクス拡散を考慮した解析に用いたパラメータは実測に基づくものではないが、マトリクス拡散の効果をモデルに組み入れることで、実測された破過曲線をより良く説明することができた。今後、亀裂に接する岩盤マトリクス部の観察や、そこでの空隙率の測定、拡散試験による拡散係数の評価等⁷⁾を実施し、拡散深さ、空隙率や拡散係数を求めていく予定である。

4. おわりに

今後、FracMan/MAFICの開発は、以下の3つの観点から継続する予定である。

① 亀裂の幾何的モデルの信頼性向上

② モデルの高度化

- 例えば、

・ 収着項、崩壊項の追加

・ 連成現象のモデル化

・ conditioning機能の強化 (パッカー区間透水量係数のモデル化)

③ 他の性能評価コードとの接続

また、モデル開発は実際の原位置・室内試験から得られるデータへの適用をはかり改良を加えることが望ましい。したがって、今後東海事業所地層処分基盤研究施設における亀裂状媒体水理試験設備(LABROCK)から得られるデータ、および釜石鉱山での原位置試験から得られるデータへの適用をはかり、さらに改良を加えていく予定である。

参考文献

- 1) Long, J.C.S., J.S.Remer et al.: Porous Media, Equivalents for Networks of Discontinuous Fractures, Water Resour. Res., vol.18 (3), p645-658, (1982).
- 2) Fairhurst, C., Ferruccio Gera et al.: OECD/NEA International Stripa Project Overview, vol.1, (1993).
- 3) Dershowitz, W., G. Lee et al.: FracMan Interactive Discrete Feature Data Analysis, Geometrie Modeling and Exploration Simulation (User Documentation), Golder Associates Inc., Seattle, (1994).
- 4) Terzaghi, R., Sources of Error in Joint Surveys, Geotechnique, vol. 15, p287-304, (1965).
- 5) Uchida, M., T.W.Doe et al.: Simulation of Fracture Flow for the Kamaishi Validation Drift, High Level Radioactive Waste Management, Proceedings of the Fourth Annual International Conference, American Nuclear Society, vol.1, p437-442, (1993).
- 6) 新井勝男: 地球統計学の基本的概念とその応用—鉱床品位のグリッキングとシミュレーションについて—, 鉱山地質, 35巻, 4号, p299-311, (1985).
- 7) 佐藤治夫, 芦田 敬 他: ベントナイト中での核種の実効拡散係数, PNC TN8410 92-164, (1992).



国際会議

海外派遣等

平成6年1月から3月までの間の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

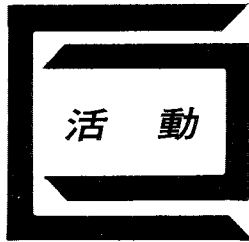
期 間	開 催 場 所	会 議 名 お よ び 内 容
3/10~11	大 洗	〔ODSフェライト鋼開発に関する日欧専門家会合〕 日独仏・日英高速炉協力協定に基づく情報交換会合

(2) 海外派遣・留学

派 遣・留 学 先	期 間	人 数	目 的
英国 ドンレー研究所	1994. 1. 8 ~ 1994. 7. 7	1名	PNC/UKAEA協定に基づく共同研究
米国 ロスアラモス国立研究所	1994. 3. 25 ~ 1995. 3. 24	1名	中性子同時計測法の研究開発参画

(3) 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 先	訪 問 者
2/16	東 海	OECD/NEA サベリ次長
3/1	本 社	米国エネルギー省原子力局 ブローリン次長
3/7 9	本 社 もんじゅ	フランス原子力施設安全局 ラコスト局長 他2名



外部発表 特許・実用新案

■外部発表

平成6年1月～3月において外部発表を終了したものは次のとおりである。

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
熱流体工学と原子力	日本原子力学会誌 1994 Vol.36 No.1	動燃	近藤 悟 丹羽 元
SUS304の粒界キャビティ成長を考慮した延性消耗モデル	日本材料学会高温強度部門委員会第8回寿命・予寿命評価検討WG	同上	和田 雄作
高速炉における多相・多成分系の熱流動研究	「シビアアクシデントの熱流動」ワークショップ	〃	近藤 悟
Fe-Cr-Ni合金の照射促進拡散(1)	日本金属学会北海道支部講演会	〃	赤坂 尚昭 柴原 格 他
高速炉炉心用酸化分散強化型フェライト鋼の開発	平成5年度第1回メカニカルアロイニング研究会	〃	岡田 浩一 井上 賢紀 西田 俊夫 他
高レベル放射性廃棄物の消滅処理	大阪ニュークリアサイエンス協会講演会	〃	谷 賢
FBR燃料の高燃焼度化について	日本原子力学会次世代燃料研究委員会	〃	鹿倉 栄
月面エネルギー基地調査報告	月面エネルギー基地調査会	〃	大坪 章 野村 紀男
重水臨界実験装置を用いた未臨界測定研究の現状	「システム安全工学実験設備」研究専門委員会	〃	大谷 暢夫
「常陽」の実績から考察した高速炉の放射線管理	東大弥生研究会	〃	鹿志村芳範 安藤 秀樹
ニューラルネットワーク駆動型ファジィ推論を用いた空気冷却器温度制御の研究	同上	〃	大久保利行 沢田 誠 田村 政昭
「常陽」における運転員の教育訓練と計算機を利用した運転支援	研究炉等の運転・管理および改良に関する研究会	〃	大草 亨一 磯崎 和則 佐伯 昭 遠藤 昭
Development of diagnosis systems for autonomous operation of nuclear power plants	PSAM-11	〃	佐伯 昭 遠藤 昭
Development of Assessment Methods for Fatigue Crack Growth under Cyclic Thermal Loadings	IAEA Specialists Mtg. on Advanced Structural Integ.	〃	若井 隆純 堀切 守人

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
日本機械学会RC-111「確率論的破壊力学解析手法の適用性に関する研究分科会」平成5年度報告書	確率論的破壊力学解析手法の適用性に関する研究分科会平成5年度報告書	動燃	若井 隆純
高速実験炉「常陽」における照射量評価の現状と高度化計画	原子炉圧力容器の照射脆性メカニズム究明研究の調査(II)	同上	鈴木 惣十
FBRにおけるCDAと安全基準の考え方	高速炉の安全性の考え方に関する調査報告書	〃	相澤 清人
動燃事業団における黒鉛材料の研究	プラズマ対向材料としての黒鉛および炭素材料の中性子照射効果	〃	丸山 忠司
原子力システム用超耐熱ニオブ合金の設計	日本金属学会誌 3月号	〃	加納 茂機
高速炉におけるマイナーアクチニドの消滅処理の研究	弥生研究会：第5回新型核燃料研究会	〃	若林 利男
PNC's Results for the Benchmark on the MOX Fueled Fast Reactor Core	NEA/NSCのプルトニウムの物理に関するワーキングパーティ	〃	池上 哲雄 山本 敏久 大木 繁夫
A Preliminary Result on the Metal-Fueled Fast Reactor Benchmarks	同上	〃	山本 敏久
高速炉プラントの停止時PSA評価手法の検討	日本原子力学会「1994年春の年会」	〃	三原 隆嗣
改良θ法による高速炉用燃料被覆管PNC316鋼のクリープひずみの解析	同上	〃	岡田 浩一 重治 重治 柴原 格 他
高速炉燃料ピン破損後挙動解析コードの開発(III) - 3次元体系への拡張 -	〃	動燃 東 芝	鶴飼 重治 鹿倉 栄 佐野 雄二
高速炉燃料ピン破損後挙動解析コードの開発(VI) - 解析結果および評価 -	〃	動燃 東 芝	鶴飼 重治 鹿倉 栄 佐野 雄二
過渡時における燃料ピン外径歪みに関する研究	〃	動燃	平井 功
再装荷用グリッド・スペーサ型燃料照射装置の開発	〃	同上	新堀 裕一 福本一佐男 白井 章 他

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
Arbitrary Lagrangian Eulerian(ALE)有限要素法による三次元流動解析コードSPLASH-ALEの開発	日本原子力学会「1994年春の年会」	動燃	山口 彰
プラント動特性解析コードSSCの検証(Ⅰ) -自然循環適用解析-	同上	同上	江沼 康弘 山口 章
高速炉における自然循環崩壊熱除去に関する研究(VI) -集合体間熱移行試験-	"	"	林 謙二 上出 英樹 栗崎 満弘 家田 芳明
超音波流速分布測定装置により滞り流れの瞬間流速分布計測	"	"	小林 順 大島 宏之 家田 芳明 武田 靖
汎用炉内流量配分解析手法の開発と適用解析	"	動燃 東芝	宮越 博幸 佐藤和二郎 清水 武司
高速炉における自然循環崩壊熱除去(VII) -炉心プレナムの結合解析-	"	動燃	戸田 信一 家田 芳明 上出 英樹 他
CABRI-2炉内試験総合評価(3) -単相冷却材中での破損後挙動-	"	同上	佐藤 一憲
融体ジェット-冷却材相互作用試験(1) -低融点模擬物質に対するFCL試験結果-	"	"	磯崎三喜男 小西 賢介 今堀 真司 古谷 章
融体ジェット 冷却材相互作用試験(2) - FCI モードに関する評価-	"	"	小西 賢介 磯崎三喜男 今堀 真司 近藤 悟
SAS4Aコード改良: 固体片燃料による流路閉塞モデルの開発	"	"	丹羽 元
局所事故解析コードSCIONによる炉外試験の解析	"	"	佐藤 一憲 此村 守 磯崎三喜男 他
液体ナトリウムにおけるヨウ素の溶解度(3)	"	"	宮原 信哉 曾根 徹 佐川 憲彦
ナトリウムエアロゾル雰囲気下における水素燃焼試験	"	"	清野 裕 高井 俊秀 渡辺 智夫 他
高速炉のPu燃焼特性の検討(Ⅰ) -酸化燃料炉心における高富化度化、B4C添加等の影響-	"	"	庄野 彰 若林 利男 池上 哲雄
深海用高速炉システム安全性概念検討	"	"	大坪 章 羽賀 一男
解暖味さを抑制するための定性推論手法と定性連立方程式の構造	"	動燃	吉川 信治 遠藤 昭 阪大産研教授 樋口理一郎
濃縮窒素を用いたAINの合成と焼結	"	動燃	石川 真 丸山 忠司 横井 誠 川崎炉材(株)
宿尺モデルにおける自然循環崩壊熱除去に関する研究	"	動燃 KfK	大坪 博昭 H.Hoffmann D.Weinberg
2次系削減用2重管蒸気発生器の開発(7) -2重管SG小型モデルによる伝熱流動解析コードの検証-	"	動燃	仲井 悟 佐藤 博之

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
1次曲げ2次膜応力ラチェット評価法の開発	日本原子力学会「1994年春の年会」	動燃	山下 卓哉 月森 和之 永井 敬
高速炉MOX燃料の照射挙動に及ぼすO/M比の影響	同上	同上	山田 美一 鹿倉 栄 浅賀 健男 他
敦賀発電所1号機照射MOX燃料の照射後破壊試験(1)	"	"	畔野 一郎 岳志 栄 鹿倉 他
高速炉用MOX燃料の照射によるポイド変化	"	"	勝山 幸三 両角 勝文 野村 茂雄
高速炉構造用316クリープ特性に及ぼす中性子照射効果	"	"	阿部 康弘 青砥 紀身 赤坂 尚昭 他
「常陽」Mk-II炉心における237NP消滅特性の測定と評価	"	"	茶谷 恵治 鈴木 惣十 坪 正義
「常陽」Mk-III炉心遮断集合体の基本設計	"	"	福井 賢 有井 祥夫 鈴木 惣十 坪 正義
「常陽」MK-II炉心の制御棒価値測定と解析評価	"	"	吉田 昌宏 山本 敏久 有井 祥夫 他
Pressure Tube Rupture Issue in Advanced Thermal Reactor(ATR)	Topical Meeting on multiple pressure Tube	"	望月 弘保
Outline of Development of ATR and its In-Service Inspection Technology	国際原子力安全セミナー	"	小池 通崇
重水臨界実験装置の安全棒と制御棒	臨界集合体実験装置の改造に関するワークショップ	"	大谷 暢夫 吉田 守 戸部 賢治
容器内衝撃圧力の減衰特性に関する研究	日本原子力学会「1994年春の年会」	"	高部 幸弘 望月 弘保
ATR燃料曲がり評価コードの開発「DYNAGAP」コードの検証	同上	"	小林 考明 池田 一生 中村 亘 植松 真一
塩素を用いるウラン鉱石の乾式処理法の検討(5) -塩化物揮発法によるウラン回収プロセスの検討-	"	"	滝 富弘 河本 薫明 音村圭一郎 他
動燃事業団におけるATR高燃焼度MOX燃料の研究開発	電気情報 1月号	"	松本 光雄
核燃料サイクル施設における耐放射線性試験研究	耐放射線性機器・材料データベース研究会	"	田中 康正
プルトニウム燃料工場における計量管理の品質管理	核不拡散技術調査研究会	"	山本 裕
再処理工場における計量管理システム	同上	"	黒巢 一敏
プルトニウムの利用技術の現状と課題(6) MOX燃料加工技術	原子力工業 1月号	"	大島 博文
再処理施設遠隔補修・除染・検査技術の開発	原子力施設デコミッショニング技術講座	"	田中 康正 山本 隆一 石橋 祐三
DEVELOPMENT OF AMORPHOUS COATING TECHNOLOGY	ニューテクノロジージャパン特集号	"	武田誠一郎

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
Plutonium Recycle Technology-Option for Tomorrow (口頭発表用OHP)	プルトニウム国際専門家円卓会議	動燃	河田東海夫
耐食性アモルファス合金の開発状況とその応用	ナノスケール構造制御分科会第3回分科会	同上	武田誠一郎
分子レーザ法における16μmレーザシステムの開発	光・量子デバイス研究会	"	宮本 泰明 萩原 正義 川上 重秋 島崎 善広
EXPERIENCE IN SAFEGUARDS IMPLEMENTATION AT THE PLUTONIUM FUEL PRODUCTION FACILITY(PFPF)	国際保障措置に関するIAEAシンポジウム	"	高橋 三郎 大谷 哲雄 大島 博文
STUDY ON DETERMINATION OF SMALL OF PLUTONIUM IN HIGHLY RADIOACTIVE SOLUTIONS	同上	"	駿河谷直樹 佐藤 宗一 黒沢 明 他
FURTHER IMPROVEMENT OF RICHMAN'S DENSITOMETER	"	"	阿部 勝男 黒沢 明 駿河谷直樹 他
Evaluation of Photo-Solution Chemical Behaviors of Pu and Np and Application Technology	第6回原子力先端国際シンポジウム	"	森本 恭一 和田 幸男
Selective Excitation of a Branched Vibrational Ladder in the Uranium Hexafluoride Laser Isotope Separation	同上	"	鈴木 美寿 宮本 泰明 長谷川 信 島崎 善広
Characteristics of the 100 Hz Raman laser system developed at PNC for the MLIS process	"	"	宮本 泰明 川上 重秋 島崎 善広
CURRENT STATUS OF MLIS PROGRAM IN PNC	"	"	須藤 收 山口 大美 川上 重秋
NRTA DEVELOPMENT AT THE TOKAI REPROCESSING PLANT	IAEA Symposium on International Safeguards	"	鹿志村卓男 大森 栄一 菊池 孝 清水 甫
核燃料サイクルの工学的安全性に関する基礎試験について	システム安全工学実験設備 研究専門委員会 第5回	"	長谷川康雄
動燃事業団におけるMA(マイナーアクチノイド)リサイクル研究について	高度化原子燃料サイクル技術研究専門委員会	"	笹尾 信之
敦賀発電所1号機照射MOX燃料の照射後破壊試験(2)	日本原子力学会「1994年春の年会」	"	三次 岳志 呼野 一郎 野村 茂雄 他
ATRMOX 燃料用ORIGEN-2ライブラリの評価	同上	"	周治 愛之 山口 隆司 中江 延男 小森 和也
MOX粉末系の臨界ベンチマークにおけるMCNP4とKENOV.aの比較計算	"	"	野尻 一郎 成田 脩 清水 義雄 深作 泰宏
光化学選択効果によるウラン同位体の挙動(1)	"	"	佐藤 宗一 久野 祐輔 舛井 仁一 他
ATRMOX燃料用ORIGEN-2ライブラリの評価	"	"	周治 愛之 山口 隆司 中江 延男 他

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
プルトニウム燃料の分析技術開発(2)ガス chromatography法による混合酸化物燃料中のガス成分の定量分析	日本原子力学会「1994年春の年会」	動燃	菅谷 伸一 榎山 敏明 山本 純太 他
プルトニウム燃料の分析技術開発(1)2次微分スペクトル法による硝酸溶液中のアメリカシウム(3)の定量	同上	同上	榎山 敏明 影山十三男 山本 純太 他
マイクロ波加熱直接脱硝粉末の焙焼・還元試験	"	"	加藤 良幸 鈴木 徹 都所 昭雄 田中 泉
ノンスラッジ廃液処理プロセスの開発(2)一カラム式不溶性タンニンによるPu吸着挙動一	"	"	沼田 浩二 根本 剛 都所 昭雄
プルトニウム燃料製造施設への電解溶解法の適用性の研究(1)一PuO2の溶解に及ぼすUO2の影響一	"	"	木原 義之 都所 昭雄
動的換気系評価コードRIDOの整備	"	"	野尻 一郎 成田 脩
熱間等方圧加圧法による再処理プラント用異材継手の開発(1)一製造技術の検討一	"	"	田中 康正 武田誠一郎 永井 崇之 他
熱間等方圧加圧法による再処理プラント用異材継手の開発(2)一接合材の性能評価一	"	"	田中 康正 武田誠一郎 永井 崇之
熱間等方圧加圧法による再処理プラント用異材継手の開発(3)一応力解析一	"	"	田中 康正 武田誠一郎 永井 崇之
放射性ヨウ素除去のための多孔質銀添吸着剤の構造設計(1)	"	"	伊波 慎一 小松 久人
東海再処理工場機械処理工程におけるインセルクレーンの改良	"	"	高田 尚三 吉岡 龍司 伊藤 信一 他
動的リスク解析コードRIDOの整備	"	"	野尻 一郎 成田 脩
FBR燃料溶解液中のI29I分析法の開発(1)	"	"	篠崎 忠宏 菅沼 隆 岡本 文敏 富樫 昭夫
小型酸回収蒸発缶によるTi-5%TaおよびZrの耐食性評価試験(第4報)一25,000時間運転実績一	"	"	竹内 正行 永井 崇之 武田誠一郎 田中 康正
分子レーザ法ウラン濃縮	レーザ学会 学術講演会	"	須藤 善広 島崎 善広
異材接合材の超音波探傷法の開発	日本被破壊検査協会平成6年度春季全国大会	"	永井 崇之 武田誠一郎 田中 康正
動燃事業団の地層科学研究における調査・試験	平成5年度第5回岩盤力学委員会試験・計測小委員会	"	杉原 弘造
釜石鉱山における地層科学研究の現状	資源素材学会環境工学部門委員会講演会	"	武田 精悦
釜石原位置試験場KH-7孔、KH-8孔間におけるトレーサ試験	日本材料学会 第9回 岩の力学国内シンポジウム	"	澤田 淳 内田 雅大
スウェーデンHRLの長期揚水試験トレーサ試験 1. 試験の概要とその結果について	同上	"	大澤 英昭

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
スウェーデンHRLの長期揚水試験とトレーサ試験の評価 2. 三次元亀裂ネットワークモデルによる解析とその評価	日本材料学会第9回 岩の力学国内シンポジウム	動燃	内田 雅大 澤田 淳
複数の手法による深度別所期応力測定 —東濃鉱山の軟岩における測定を例にして—	同上	同上	佐藤 稔紀 杉原 弘造
地層処分研究開発の進め方について	名古屋大学・中部電力への紹介	"	佐々木 憲明
Material Distribution between split organic Phases in CMPO Mixed Solvent System	日本溶媒抽出学会誌 1月号	"	駒 義和 富樫 昭夫
放射性廃棄物の測定技術—超ウラン元素—	第21回アイソトープ放射線総合会議	"	大内 優
MOX燃料加工技術の現状	原子力燃料政策研究会 第6回研究委員会	"	木村 雅彦
NEW TRANSMUTATION METHOD BY USING MOVING TARGET (2)	ICENES '93 Proceedings	"	野村 昌弘 中村 昭司
東濃地域の花崗岩を対象としたレーダー法による割れ目調査	第256回地質調査所研究発表会	"	仙波 毅 長谷川 健
リニアメント分布特性における広域地下水流動調査領域の検討	同上	"	小出 馨 柳沢 孝一
地層処分研究開発国際ワークショップ	日本原子力学会誌(国際会議の窓) 3月号	"	佐々木 憲明
高レベル放射性廃棄物処分の安全性に係わる研究	原子力安全国際フォーラム	"	佐々木 憲明
CURRENT STATUS AND FUTURE PLANS OF R&D ON GEOLOGICAL DISPOSAL OF HLW IN JAPAN	日露シンポジウムワークショップ	"	佐々木 憲明
Two-phase Water Movement in unsaturated Compacted Bentonite under Isothermal Condition	国際ワークショップアブソリーディングス	"	竹内 真司
消滅処理における加速器の役割	第12回日本アイソトープ・放射線総合会議	"	谷 賢
高圧ドライアイスプラスチックシステムによる廃棄物処理の効率化	日本原子力学会「1994年春の年会」	"	福井 康太 堂野前 章 原 光男 他
電解研磨シミュレーション解析による除染の最適化	同上	"	堂野前 章 福井 康太 原 光男 他
ベントナイト中のSeのみかけの拡散係数測定および電気二重層理論によるモデル化	"	"	佐藤 治夫 吉川 英樹
高減容固体の構造と物性(2) 単純化した複合酸化物の高温X線回折	"	"	堀江 水明
我が国における水理地質学的特性に関する研究(その1)—各岩石における透水係数の収集・解析—	"	"	梅田 浩司 柳沢 孝一
地球統計解析手法を用いた三次元透水係数分布の推定	"	"	尾方 伸久 柳沢 孝一
堆積岩中の物質移行に関する研究(IV)	"	"	太田久仁雄 児玉 京子 吉田 英一

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
円筒電極直接通電型溶融炉(JCEM)の開発	日本原子力学会「1994年春の年会」	動燃	五十嵐 寛 正木 敏夫 大内 仁
電解法による高レベル廃液からのルテニウム除去試験(3)	同上	同上	花本 行生 米澤 重晃 河村 和広 大内 仁
被砕帯中の不均質性を考慮した物質移動モデルの適用性に関する検討	"	"	畑中耕一郎
東海再処理工場 焼却炉内の汚染調査	"	"	福井 豊 下山 清志 坪 茂 他
高レベル廃液からのモリブデン沈殿分離試験	"	"	山下 照雄 河村 和広 大内 仁 山田 一夫
高レベル廃液からのTRU元素の湿式分離研究(9) —濃縮高レベル廃液処理時の第三相の生成挙動—	"	"	駒 義和 富樫 昭夫 小沢 正基 他
超高温処理法による高レベル廃棄物処理	"	"	堀江 水明
ゲーサイトへのSnの取着挙動	"	"	小田 治恵 吉川 英樹 油井 澁谷 朝紀
圧縮ベントナイト透水係数の温度依存性	"	"	竹内 真司 菅野 毅
釜石原位置試験場KH-73L、KH-8孔間におけるトレーサ試験	"	"	澤田 淳 内田 雅大
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	"	藤田 朝雄 原 啓二
コールドクルーシブを用いた模擬放射性廃棄物の超高温処理	日本鉄鋼協会127回春季講演大会	"	堀江 水明
放射性廃棄物の地層処分に関する研究メスバウアー分光法を用いた人工バリア材料中での鉄の存在状態の研究	第67回 日本化学会春季年会	"	吉川 英樹
プルトニウムの保障措置技術	原子力工業 1月号	"	秋葉 光徳
日本溶接協会の組織と活動	溶接技術 1月号	"	渡士 克己
「あかつき丸」によるプルトニウム輸送を振り返って—グリーンピースの動向の背景—	PLUTONIUM 1月号	"	菊池 三郎
原子燃料サイクルに役立つRI・放射線技術PUUの保障措置への応用	第21回 日本アイソトープ・放射線総合会議	"	秋葉 光徳
ウランプルトニウム量からみた原子力のグローバル利用シナリオ	1994年原子力総合シンポジウム予稿集	"	新谷 聖法
新型動力炉および核燃料サイクルの開発	電気評論 2月号	"	菊池 三郎
Development of High Performance Optics for Free Electron Laser	第6回 原子力先端研究国際シンポジウム	"	北谷 文人 和田 幸男
Development of Plutonium Fuel Flow Monitoring System for Experimental Fast Reactor JOYO	IAEA Sympo. on international Safeguards	"	橋本 裕
ウラン・プルトニウム量からみた原子力のグローバル利用シナリオ	原子力総合シンポジウム予稿集	"	新谷 聖法

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
傾斜構造体の3次元熱応力モデルに関する研究—1993年第6回傾斜機能材料シンポジウム講演集—	第6回傾斜機能材料シンポジウム(FGM'93)講演集	動燃	西田 俊夫 原田 誠 鶴飼 重治 他
国連科学委員会1993年報告会について	日本保健物理学会 News Letter	同上	篠原 邦彦
日本溶接協会の組織活動—原子力研究委員会—	溶接技報(日本溶接協会誌)	"	渡士 克己
原子力の長期的な視点から見た核物質の有効利用について	日本原子力学会「1994年春の年会」	"	山名 元 小野 清
自動読取り式TLD指リング線量計の開発	同上	"	辻村 憲雄 樹山 寿子 江尻 明 他

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
タングステンおよびトリウムを内包したカーボンナノパーティクルの合成	日本原子力学会「1994年春の年会」	動燃	杉山 顕寿 山本 和典 船坂 英之 高橋 武士
長寿命放射性核分裂核種 ¹³⁷ Cs消滅処理	同上	同上	原田 秀郎 加瀬 健 高橋 武士
⁹⁹ Tc中性子捕獲断面積の測定	"	"	加藤 敏郎 緒方 良至
自動読取り式TLD指リング線量計の開発	"	"	空増 昇 安野 倍剛

■特許・実用新案

平成6年1月より3月の間に登録および承継された特許・実用新案は次のとおりである。

種類	登録番号	登録年月日	発 明 の 名 称	備 考
特 許	1828147	6. 2. 28	軽水炉使用済核燃料の前処理方法	
特 許	1815017	6. 1. 18	ペローズ型サーモスイッチ	
特 許	1821202	6. 1. 27	高速回転構造体	
特 許	1818224	6. 1. 27	滴下液滴検出装置	
特 許	1812990	5. 12. 27	二重軸受	
特 許	1756081	5. 4. 23 (5. 11. 22)	重水の浄化方法	日本錬水(株)より持分承継
特 許	1827490	6. 2. 28	溶接熱影響部の耐粒界腐蝕性に優れたステンレス鋼	
特 許	1816178	6. 1. 18	高速中性子用中性子検出器	
特 許	1806458	5. 12. 10	放射線源の遮蔽方法	石川島播磨重工業(株)と共有
特 許	1805535	5. 11. 26	耐食性および耐中性子照射脆化特性に優れる肉盛金属を得るためのエレクトロスラグ肉盛溶接法	川崎製鉄(株)と共有
特 許	1806875	5. 12. 10	探触子回転型超音波探傷装置	(株)キメックと共有
特 許	1806876	5. 12. 10	探触子回転型超音波探傷装置	(株)キメックと共有
特 許	1823820	6. 2. 10	原子炉用ヒートパイプ式熱交換器	(株)フジクラ
特 許	1813225	5. 12. 27	延性と靱性に優れた原子炉用分散強化フェライト鋼	住友金属工業(株)、 (株)神戸製鋼所と共有
特 許	1816177	6. 1. 18	中性子検出器	日本放射線エンジニア リング(株)と共有
特 許	1805078	5. 11. 26	燃料缶詰缶の冷却媒体注入装置	富士電機(株)と共有
特 許	1805061	5. 11. 26	原子炉施設の燃料交換機器洗浄設備	富士電機(株)と共有
特 許	1646138	4. 3. 13	ドアバルブの漏洩検出機構	富士電機(株)と共有
特 許	1758687	5. 5. 20	しゃへいプラグ	(株)東芝と共有
実用新案	2004446	6. 2. 14	放射能測定用コンタミ防止型ピンセット	
実用新案	2009399	6. 3. 9	汚染拡大防止機構付搬送容器	日立造船(株)と共有
実用新案	1997999	5. 12. 15	ガスシールドアーク溶接装置	石川島播磨重工業(株)と共有
実用新案	1996684	5. 12. 15	ガラス熔融炉	石川島播磨重工業(株)と共有
実用新案	1967907	5. 5. 28	液体金属冷却型原子炉の原子炉容器	富士電機(株)と共有
実用新案	1992468	5. 11. 12	燃料貯蔵槽の放射線しゃへい体	富士電機(株)と共有
実用新案	1898395	4. 4. 7	燃料貯蔵槽の案内筒プラグ	富士電機(株)と共有
実用新案	1898396	4. 4. 7	燃料貯蔵槽の放射線しゃへい構造	富士電機(株)と共有
フランス	8716418	1993. 7. 23	Procede pour faire des raccordements dans des liquides et dispositif pour la mise en oeuvre du procede	
アメリカ	5241148	1993. 8. 31	Apparatus for Measuring Heating Temperature in High Electric Field of Microwaves	
アメリカ	5264159	1993. 11. 23	Process for Treating Salt Waste Generated in Dry Reprocessing of Spent Metallic Nuclear Fuel	

■特許・実用新案紹介

放射性廃液処理用カートリッジおよびその製造法

(特許第1712888号)

1. 本発明の背景

原子力発電所で使用された燃料、いわゆる使用済燃料の再処理過程で分離される高レベル放射性廃液を、取扱が容易なより安定な形態とするため、ガラス原料とともに高い温度で熔融し、キャニスタと呼ばれるステンレス製の容器に入れ、ガラス固化体とする処理法の研究開発が進められている。

従来方法では、ガラス原料としてビーズ状あるいは粉末状のものが使用されていたので、ガラス熔融炉内で廃液が激しく沸騰する際、粉塵が発生し排ガス系に閉塞が生じたり熱衝撃によって炉内のレンガに損傷を与える等があった。

近年、ガラス原料としてガラス繊維を用いることが試みられている。この場合、廃液はガラス繊維間の隙間に含浸され、廃液中に発生する粉塵はガラス繊維のフィルター効果により捕捉され飛散が防げる。

本発明は、この技術を実用化するための放射性廃液処理用カートリッジおよびその製造法に関するものである。

なお、この「カートリッジ」については本誌No.88(1993年12月発行)の特許・実用新案紹介で報告した「放射性廃液の固化処理装置(特許第1628361号)」の中で用いられているカートリッジである。

2. 本発明の内容

本発明は、ガラス繊維をガラス熔融炉内で可燃性ガスを発生する有機質のバインダー、あるいは最終的なガラス成分の組成の調整が困難となる無機質のバインダーを用いることなく、ハンドリングが良好で、放射性廃液を吸収しやすい保水性があり、工程

中の投入によっても破損しない程度の強度が得られるようにすることであり、そのための第1の発明は、短繊維の平均径が8~15 μm のガラス繊維を、充填密度が170~230 kg/m^3 になるように部分的に加熱融着されブロック状に成形されたことを特徴とする放射性廃液処理用カートリッジである。

さらに第2の発明は、第1の発明を得るために、上記のガラス繊維を型中に充填し、これを710 \pm 15 $^{\circ}\text{C}$ で35 \pm 5分間加熱処理して部分的に融着させ、ブロック状に成形することを特徴とする放射性廃液処理用カートリッジの製造法である。

3. 特徴と効果

本発明は、上述したようにガラス繊維をブロック状に成形して、直径70mm、高さ70mm程度のカートリッジにしたのでハンドリングが良好となり、また、有機質および無機質のバインダーを用いずにガラス繊維の一部を融着して成形しているため、放射性廃液を含浸させて加熱熔融する際に、可燃性ガス等が生じることなく粉塵の発生が少なく、かつ、ガラス成分の組成を均一に保つことができ、さらにカートリッジとして保水性が良好で適度の強度を有するものが得られる等、放射性廃液の固化処理装置の運転に優れた効果がある。

動燃事業団では、本発明を基礎に製造したカートリッジを「ガラス固化技術開発施設」(平成4年4月完成)の主要工程であるガラス熔融炉に採用している。

なお本発明は、旭ファイバーグラス株式会社と共同で成されたものである。

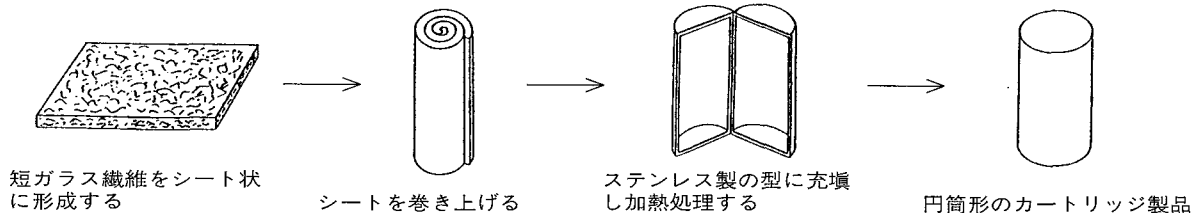


図 放射性廃液処理用カートリッジの製造実施例

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

動燃技報 1994. 6 No. 90
平成6年6月発行

©1994 POWER REACTOR AND NUCLEAR FUEL
DEVELOPMENT CORPORATION

禁無断転載

編集発行 動力炉・核燃料開発事業団
技術協力部 技術管理室
東京都港区赤坂1-9-13
(三会堂ビル) 〒107
Tel. 03 (3586) 3311(代)

印刷 株式会社 菜根出版
東京都千代田区平河町1-8-13

Reports on Construction Experience of Monju (Part 2)

*Yoshinori Togashi Makinori Ikeda Yoshihisa Kaneko
Masaaki Ebashi Yoshihiko Nagahiro
Yoshitsugu Sawazaki*

PNC Technical Review No. 90 p. 19–41 (1994)

The installation of Monju components was completed in April 1991 to enter the period of test operation from May of the same year.

Since sodium is used as coolant, thermal stress relaxation measures were applied for the parts in contact with the sodium. Materials and welding method were developed for high temperature use. The main components is made of type 304 stainless steel plates and forgings. Special attention to the accuracy of installation and the cleanliness of the components was paid during the construction. This paper describes the design, fabrication and installation of the main components.

Key Words: FBR, Monju, Reactor Structure, Primary Heat Transport System, Secondary Heat Transport System, Steam Generator and Water Steam Systems, Fuel Handling and Storage System.

Potential for Oklo-Mounana Type Uranium Deposit Hosted by the Rio Fresco Group in Brazil

Takao Kobayashi

PNC Technical Review No. 90 p. 56–68 (1994)

High grade uranium mineralization occurs in the Rio Fresco area, Southern Para, Brazil. The geological characteristics of this mineralization are similar to the Oklo-Mounana type uranium deposit in the Franceville basin, Gabon as;

1. Archean granitic rocks form the basement craton;
2. Lower Proterozoic unmetamorphosed sediments host the uranium mineralization; and
3. Uranium minerals occur in deformed/brecciated sandstone along fine fractures which are closely related to fault structures.

Although some geological implications are left to be explained, it is believed that Oklo-Mounana type deposit may exist in the Rio Fresco area.

Key Words: Uranium, Brazil, Rio Fresco Group, Gabon, Francevillian, Oklo, Mounana.

Development of Double-Wall-Tube Steam Generator — Thermal Hydraulic Evaluation of Double-Wall-Tube Steam Generator by 1MWt Steam Generator —

Satoru Nakai Hiroyuki Sato

PNC Technical Review No. 90 p. 42–48 (1994)

The 1MW test model of double wall tube steam generator (DWTSG) was installed and experiments have been being carried out to evaluate the feasibility of DWTSG. The main test objectives are to evaluate DWTSG thermal hydraulic performance and to obtain basic data to reflect/on structural integrity of the double wall tube under steam generator circumstances such as DNB, flow instability and leak detection capability.

The evaluation of thermal hydraulics such as water single phase flow, two phase flow, super heated steam and sodium heat transfer performance has been conducted. An accuracy of one dimensional thermal hydraulics analysis code, POPAI-6, has also been evaluated by the experimental data.

The appropriate heat transfer correlations for the DWTSG were obtained and experimental heat transfer correlations were derived. The accuracy of the POPAI-6 code was evaluated and it is concluded that the code can give reasonable prediction.

Key Words: Steam Generator, Double Wall Tube, Heat Transfer, Two Phase, POPAI-6, DNB, Sodium, 1MWSG.

Current Status of Molecular Laser Isotope Separation Program in PNC

*Osamu Suto Kiyoshi Tashiro Shigeaki Kawakami
Ryusou Okimoto Akira Sato Shouji Kameda
Yoshihiro Shimazaki*

PNC Technical Review No. 90 p. 69–73 (1994)

According to Atomic Energy Long-term Program revised by Japan Atomic Energy Commission in 1987, PNC has started R&D on Molecular Laser Isotope Separation since 1988. The main target of our program is to attain the high enrichment factor under engineering conditions which already has been achieved in experimental conditions by the Institute of Physical and Chemical Research.

The test facility for enrichment tests under engineering conditions which consists of 100Hz laser systems at 16 μm and a UF₆ handling system has been developed and the several tens of tests have been carried out successfully till now.

Key Words: Molecular Laser Isotope Separation, UF₆, Enrichment Factor, Laser, 16 μm .

Development of Fuel Flow Monitoring System in Prototype Fast Breeder Reactor "MONJU"

*Katsuji Tomura Takehide Deshimaru Yoshihisa Okuda
Toshio Ohba Kouichi Ishikawa*

PNC Technical Review No. 90 p. 49–55 (1994)

A new safeguards approach of Prototype Fast Breeder Reactor "MONJU" has been studied by Japanese Government, IAEA and PNC to meet 1991-1995 safeguards criteria. As the result, a fuel flow monitoring system has been introduced in "MONJU".

Development of the system has been conducted by PNC and IAEA with technical support of Los Alamos National Laboratory. Safeguards measures in unattended mode with the system can detect fuel loading and unloading into and from the reactor core and distinguish what kind of the fuel.

The system are consisted of three monitors using neutron and gamma-ray measurements and video surveillance systems.

Installation of these monitors was finished by PNC and acceptance test by Japanese government and IAEA was carried out March, 1992.

Key Words: Safeguards, FBR, Difficult-to Access Aria, NDA, Verification.

The Development of Discrete Fracture Network Model for Simulating Hydrology and Mass Transport Through Fractured Media

Masahiro Uchida Atsushi Sawada

PNC Technical Review No. 90 p. 74–82 (1994)

PNC has been developing discrete fracture network code, FracMan/MAFIC, since it can address the effect of flow path geometry which is essential for predicting nuclide migration through fractured media. In this paper, the function of the code and the outline of newly developed feature were described. Also, as an example of the code application, the simulated results of the tracer tests conducted during Japan fiscal year Heisei-4 (1992) and the relationship between transport aperture and hydraulic aperture were discussed.

Key Words: Hydrology, Mass Transport, Fractured Media, Discrete Fracture Network, FracMan/MAFIC, Stochastic Model, Tracer Test, Transport Aperture.

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
中部事業所	岐阜県土岐市泉町定林寺園戸959-31	〒509-51	TEL (0572)54-1271
東海事業所	茨城県那珂郡東海村大字村松4-33	〒319-11	TEL (0292)82-1111
大洗工学センター	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	〒311-13	TEL (0292)67-4141
敦賀事務所	福井県敦賀市木崎65-20	〒914	TEL (0770)23-3021
新型転換炉 ふげん発電所	福井県敦賀市明神町3	〒914	TEL (0770)26-1221
高速増殖炉 もんじゅ建設所	福井県敦賀市白木2-1	〒919-12	TEL (0770)39-1031

<海外事務所>

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