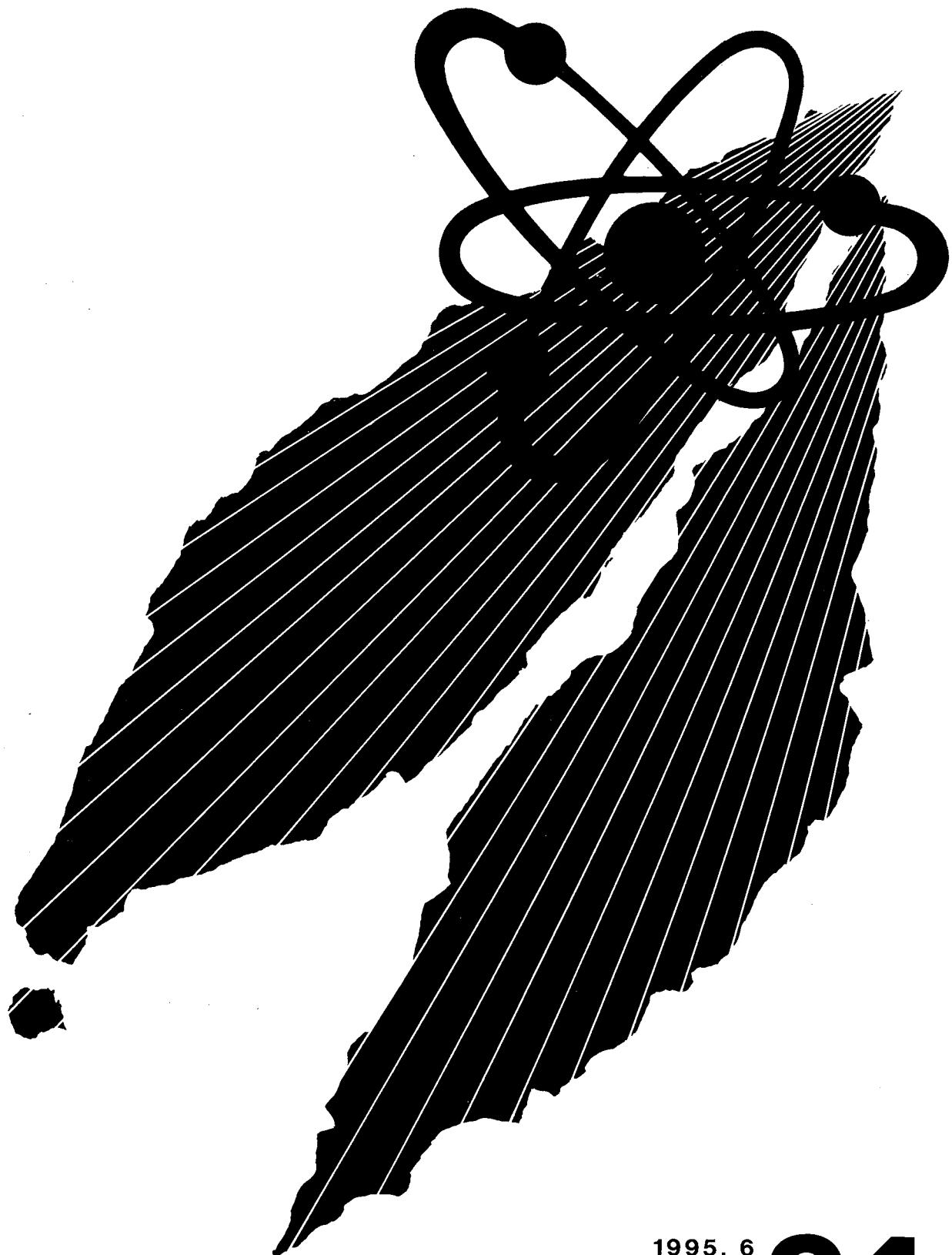


重力燃技報

PNC Technical Review



1995. 6
No. 94

概況

新型転換炉の開発	1
高速増殖炉の開発	3
核燃料サイクルの開発	7
再処理技術の開発	8
ウラン資源・探鉱と技術開発	9
廃棄物処理処分の開発	11
ウラン濃縮技術の開発	13
安全管理技術の開発	14
核物質管理業務	16

技術報告

天然ウラン産業—その将来に対する考察—	18
石堂 昭夫	
ATR炉心設計手法の高度化	36
前田誠一郎 猪原 敏照 飯島 隆 清野 英昭 小林 哲朗 竹内 道雄 菅原 智 松本 光雄	
ATR実証炉燃料の出力急昇試験	53
加藤 正人 矢野総一郎 河野 秀作 上村勝一郎 菊池 圭一	

技術小論

エア・スニッファ流量計用の簡易型流量校正器の開発	63
秋山 聖光 飯島 信夫	
「ふげん」圧力管材料の照射試験による健全性の確認	67
中井 浩三 大原 清海 小池 通崇 永松 健次	
プルトニウム系廃液処理プロセスの開発	72
沼田 浩二 根本 剛 都所 昭雄	
大環状化合物の化学と核種分離技術への応用	78
野村 和則 小沢 正基 田中 康正 富樫 昭夫	
高速炉構造用316鋼(316FR)の高温強度特性に及ぼす中性子照射効果	85
阿部 康弘 青砥 紀身 宮地 紀子 小野瀬庄二 赤坂 尚昭	
多成分自動分析システムの開発(I) —吸光光度法自動分析装置の開発—	91
鈴木 弘之 山田 敏二 田村 三郎 池田 久 久野 祐輔	
不均質多孔質媒体中の水理物質移動概念およびその原位置試験への適用	95
畠中耕一郎 梅木 博之	

国際協力

国際会議、海外派遣等	101
------------	-----

活動

外部発表・特許・実用新案	102
--------------	-----



新型転換炉の開発

1. 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所は、定格出力運転中の平成6年12月24日に発生した「蒸気ドラム圧力高高」による原子炉自動停止後、その原因究明のための調査を実施していたが、年間運転計画に従い平成7年1月6日より第12回定期検査に着手した。

原子炉自動停止の原因については、調査の結果、タービン制御装置のうち、速度制御回路のコンデンサ素子の不良によるものと判明した。なお、タービン制御系については、今回の定期検査においてアナログ方式からデジタル方式に変更するため、類似の回路は今後使用されないこととなる。

第12回定期検査では、原子炉施設や蒸気タービン等の各設備の点検・検査を行うとともに、燃料集合体224体のうち40体を新燃料に取り替えた。また、改造工事として、原子炉給水系配管の浸食防止対策、主蒸気管系の放射線モニタの予防取替等の経年変化対策工事の他、タービン制御装置の更新およびこれに伴う湿分分離器の計器取付座の改造等を行った。3月末現在、定期検査中の主要作業を終了し、今後、設備、機器の機能確認試験等を実施して4月下旬には発電を再開する予定である。

また、3月1日には新燃料輸送を実施し、二酸化ウラン燃料8体を受け入れた。

平成6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 (%)
7年1月	0	0	0.0	0.0
7年2月	0	0	0.0	0.0
7年3月	0	0	0.0	0.0
合計	0	0	0.0	0.0

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開発試験施設および原型炉「ふげん」を中心として展開している。

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

ATR実証炉の設計・建設・運転に資することを目的とした新型転換炉技術確証試験は、電源開発㈱が通商産業省の委託を受けて実施している。動燃事業団は、電源開発㈱より平成6年度分の依頼を受け施行している。その実施区分は、①主要機器・設備技術確証試験、②炉心特性確証試験、および③安全性確証試験である。また、実証炉の燃料開発に係わる設計および研究開発を継続して実施している。

2.1 「ふげん」における技術開発

新型転換炉の機器・システムの性能・信頼性向上については、燃料交換作業支援システムの開発を平成元年より進めており、本システムを実機の燃料取替制御システムに取り入れ、燃料交換機のオンラインでの自動化計画を進めている。また、圧力管監視試験片および国産圧力管材の照射を継続して実施している。

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

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

2.2 設計研究

設計コード（運転コード）については、「ふげ

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

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

2.3 炉物理研究

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

重水臨界実験装置(DCA)では、ATR炉心の炉心核特性の詳細評価を目的とする基礎的な炉物理実験を実施している。

2.4 伝熱流動研究

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

2.5 安全性研究開発

ATRで溶融燃料挙動を解析するためのコード整備を行った。また、このコードと動燃事業団で開発してきたコードとのベンチマークを実施した。

溶融燃料が圧力管内に放出された時の、圧力管の熱影響を実験的に調べるための試験装置が完成了。

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

た、並行して、データ整理および報告書作成を行っている。

2.6 部品・機器試作開発

高燃焼度54本クラスタ燃料の耐久試験を行いトータル3200時間に達した。また、1400時間で取り出した被覆管のフレッティング量の測定を実施している。圧力管余寿命評価手法の開発については、データベース化のための現在まで得られている国産圧力管照射材データ、クリープデータおよび非照射材データの入力作業をほぼ修了した(平成5年度分まで)。現在は、今まで入力したデータのチェックを行い、これらを処理するプログラムを検討している。また、水素化物を非破壊法で測定するための定量化方法開発試験を行った。

2.7 燃料・材料研究開発

(1) 構造材料

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

(2) MOX(ATR用)燃料のR&D

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

ハルデン炉での日負荷追従試験は、照射試験を終了した。燃焼度36,500MWd/tまで到達した燃料棒について、照射後破壊試験を実施した。また、ハルデン炉で実施する出力急昇試験については、「ふげん」でベース照射したもののうち、1体目の燃料の各短尺燃料要素について照射試験を継続した。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。

ハルデン炉で照射するMOX-Gd₂O₃燃料製造を継続した。

(動力炉開発推進本部
(核燃料サイクル技術開発部)



高速増殖炉の開発

1. 高速実験炉常陽

プラント特性試験や炉物理試験等のための各種試験を、平成6年10月5日から平成7年5月までの予定で実施している。本期は、各種試験（その3）として平成7年2月10日から16日まで炉内流量分布試験を、また、各種試験（その4）として、3月13日から31日まで燃焼反応度分布測定試験、カバーガス浄化設備試験および流量係数測定試験を実施した。

照射技術の高度化、炉心の高性能化を図るための高度化計画（MK-III計画）に関しては、原子力安全委員会による2次審査に係わる対応作業を継続した。MK-III炉心への改造に向けて、冷却系機器、新燃料交換機や燃料取扱設備の自動化のための機器の製作を進めている。

新燃料8体を受け入れた。そのうちの5体は、実証炉用炉心材料の候補材である改良オーステナイト鋼(PNC1520)を「常陽」で使用し、その実証データを取得する目的で、ラッパ管、被覆管、端栓およびラッピングワイヤの材料にPNC1520を使用している。平成8年7月からの第30定期運転サイクルから使用を開始する予定である。

2. 高速増殖原型炉もんじゅの建設および試運転

高速増殖原型炉もんじゅの建設工事は、平成6年11月16日から平成7年2月16日まで設備点検を行った後、2月17日に原子炉起動し、起動試験を開始した。

水・蒸気系起動バイパス系特性確認において、フラッシュタンクの圧力低下が確認され、その対策工事のため、3月15日に原子炉を停止した。

2.1 試運転状況

現在、水・蒸気系起動バイパス系改良工事準備のため、原子炉を停止中である。

2.2 工場製作状況

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

2.3 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、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、③FBRによるプルトニウム利用の高度化を軸とした技術開発を進めている。

「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、設計根拠等のデータベース化を継続するとともに、「もんじゅ」の試運転結果の評価および増殖性能評価検討等を進めた。

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、「もんじゅ」総合エンジニアリングデータベースの開発等を進めている。また、信頼性評価技術の高度化のため、「もんじゅ」を対象としたリビングPSA評価を進めている。さらに、燃料取扱設備の高度化、ナトリウム中可視化技術等の保守技術の高度化検討を行っている。

FBRによるプルトニウム利用の高度化については、太径高密度燃料による高線出力化、高燃焼度化の達成および照射利用等を目的とした高度化炉心の検討を進めている。さらに、照射利用のための設備の検討を進めている。

3. 大型化設計研究

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

大型化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。

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。ネプツニウム、アメリカンシウム等のマイナーアクチニド(MA)に対して、優れた燃焼特性を有するFBRの積極的活用を図る観点から、MAの効率的な燃焼に適した炉心・燃料概念、MA添加燃料装荷方法等の検討を継続した。

さらに、このようなアクチニドリサイクルを将来実現することを目的として、MA燃焼を炉心規模で実証するための試験炉の概念検討を進めた。

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、モンテカルロ法による炉心解析法の適用性の検討を進めている。また、大型炉心を対象とした燃焼度解析を進めている。

新型燃料炉心・MA添加炉心の核設計手法の開発・整備のため、MA核種の核データの整備やFP核種の崩壊熱評価等を実施している。

遮蔽研究では、大型炉遮蔽ベンチマーク実験(JASPER計画)について総合的な解析・評価を進めている。

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、小型モデル試験を実施し、ポンプ特性を把握するとともに、コイル部の3次元磁場解析コードの検証を進めている。

新型炉停止機構の開発については、炉内機能確認試験の準備として、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。

熱流体構造連成解析手法の整備については、「もんじゅ」の試運転試験データを用いて解析コードを検証するため、遮蔽プラグカバーガス部の解析モデルを作成した。

2次ナトリウム削除システムの研究開発については、小型モデル試験データに基づき、2重伝熱管型蒸気発生器の動特性、および流動安定性評価

を実施し、解析コードの検証、改良作業を進めている。内管リーク検出システムの開発では、小型モデルによる蒸気注入試験のデータ解析を、また、外管リーク検出システムについてはスパージャ試験の準備を進めている。2重管蒸気発生器の健全性については、蒸気発生器破損事例データベースを拡充し統計的破損推定法の開発を行うとともに、確率論的構造信頼性評価法の開発を進めた。

6. 燃料・材料研究開発

被覆管材料の中で、将来の長寿命燃料の有望鋼種である酸化物分散強化型(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継続して実施した。また、フランス原子力庁(CEA)とのODSフェライト鋼開発に関する共同研究内容の検討を進めた。

改良オーステナイト鋼PNC1520については、長時間側のクリープ破断データ、引張試験データを継続して取得している。

高ニッケル合金については、炭窒化物析出強化型合金および γ' 析出強化型合金の試作評価試験を継続した。

被覆管材料の照射試験については、C型特殊燃料集合体(集合体平均燃焼度99,800MWd/t、集合体最高照射量 $1.8 \times 10^{27} \text{ n/m}^2$)で照射した燃料被覆管、およびラッパ管について、抽出レプリカによる透過電子顕微鏡観察による析出物の形態変化を調査し、被覆管のスエーリングと照射誘起析出物の関係を評価した。また、スエーリング解析コードを用い、PNC316鋼のスエーリング挙動評価を実施した。

「常陽」における製造仕様緩和燃料照射試験(C5J)については、一部の試験ピンについて破壊試験を開始し、燃料組織変化を測定・評価した。また、「もんじゅ」仕様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、 γ スキャニングデータを取得し、データ整理・評価を継続した。また、太径中空照射用燃料の照射を継続した。

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照射試験にて照射したPNC316鋼被覆管燃料ピン(燃焼度147,000MWd/t、ペレットピーク)、PNC1520鋼被覆管燃料集合体(燃焼度162,000MWd/t)等については、詳細な照射後破壊試験を実施するため、日本に一部の照射材料を輸送する計画であり、

米国にてその準備作業を開始した。

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

日仏交換照射では、「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におけるPNC316鋼被覆管大型バンドル照射については、12月のPhenix運転再開とともに照射を開始した。

燃料集合体の開発に関しては、バンドル・ダクト相互作用解析コード(BAMBOO)の整備作業として、BDI緩和モデルを組み込んだBAMBOOコードの改良のため、被覆管の横方向荷重による変形量を測定する試験を実施中である。

制御棒の開発については、高燃焼度B₄Cペレットの照射物性評価として、燃焼度、ヘリウム放出率をパラメータに水銀ピクノメータ法により照射済ペレットの密度測定を完了し、B₄Cペレットのスエリング挙動を評価した。また、ナトリウムベント機構選定のための炉外試験を実施した。

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

破損燃料挙動解析コードSAFFRONについては、燃料ピン内酸素再分布計算モデルを導入し、試解析を行うとともに、試解析結果に基づきモデル改良を行い、妥当性確認のための解析を開始した。

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

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

燃料集合体の輸送技術開発については、「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器として、PIE-

SA型輸送容器製作（2基）の製作が完了し、照射後試験施設に搬入し、取扱試験準備を開始した。

被覆管試験セルの整備として、セル内機器の解体および除染を終了し、試験機器の設置作業を完了した。

7. 構造材料研究開発

構造設計解析法の高度化研究開発に関しては、材料構成方程式の拡張、構造強度評価エキスパートシステムの開発、および構造解析プログラムのパラレル化の検討を進めている。

構造物強度に関する研究では、構造不連続部、溶接部等の熱過渡強度試験を実施し、クリープ疲労評価法の検討を進めている。また、炉心構造設計法を高度化するための研究については、炉心わん曲の主要因に係わる検討および解析手法の検討を進めた。

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試験を実施している。

耐震構造試験については、機器上下免震構造（コモンデッキ方式）要素の基礎的振動特性試験を実施し、そのデータの解析作業を進めている。

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、円筒容器試験体のき裂進展試験を継続実施している。

大気中およびナトリウム中構造材料試験については、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。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。

燃料材料の炉外材料特性の評価については、PNC1520鋼の内圧クリープ試験、ODSフェライト鋼のナトリウム中強度試験、腐食特性試験、および高強度フェライト鋼のナトリウム中浸漬

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。

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、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。またナトリウムを用いた局所異常試験のための検討を行った。

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、直接炉心冷却系作動時の過渡試験および評価を実施している。

熱流動安全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の物理モデルの検証解析を行っている。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の高精度化や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。さらに液面の大きな変位を評価できる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、溶融金属(ウラン合金、スズ)／水系での融体－冷却材相互作用試験結果の分析・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のモデル改良を進めている。炉心崩壊過程解析コードSIMMER-IIIについては、コードの改良を継続するとともに、国際共同での検証計画を行っている。

炉内安全性試験では、国際共同で実施している

CABRI-FAST試験の試験後解析を継続とともに、次期共同試験計画の検討を行っている。

確率論的安全評価(PSA)については、レベル2 PSAを実施するための事象推移の簡易評価プログラムの開発を進めている。また、リビングPSA評価システムを利用して原子炉停止時のリスク評価を実施している。

信頼性データベース(CREDO)については、データの収集・整備を継続するとともに、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。

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ている。

模擬燃料からのFP放出挙動に関する試験については、ホット試験の準備を継続した。また、FP蒸気泡挙動試験のための線爆技術の開発を進めるとともに、ナトリウム蒸発・燃焼に伴うFP放出挙動に係わる研究として、セシウムの気液平衡分配係数の測定試験を行っている。

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、ナトリウム／コンクリート反応解析モデルを組み込んだ他、デブリからのFP放出解析モデルの整備を行っている。

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の検証のための燃焼試験を実施し、その解析を行っている。また、SOLFASコードの多次元輻射計算モデルの機能確認のための解析・評価を行っている。

また、水素燃焼に関しては、ナトリウムエアロゾルの存在による燃焼抑制効果を調べる試験を実施している。

蒸気発生器の安全性に関する研究では、合理的な設計基準リーク事象の選定のため、高温ラップチャ型破損の評価手法の開発を進めるとともに高温ラップチャ試験(TRUST)を実施している。

(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

プルトニウム燃料第3開発室FBRラインでは、「もんじゅ」1次取替燃料製造を前期に引き続き実施した。

また、並行して工程内滞留量を低減化するため、回収作業を前期に引き続き実施した。

(2) ATR燃料の開発

プルトニウム燃料第2開発室ATRラインでは、「ふげん」の第23回取替燃料(18体)の製造を終了するとともに、第24回取替燃料(20体)の製造を前期に引き続き実施した。

(3) プルトニウム燃料の利用技術開発

1) プルサーマル照射試験

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

2) 炭・窒化物燃料に関する研究

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

炭・窒化物燃料の基礎照射試験に関する原研との共同研究を継続して実施している。「常陽」MK-II29サイクルにて照射を開始した。

また、この照射試験に続く動燃事業団独自の照射試験について、計画の検討を行った。

(4) プルトニウム燃料加工施設

プルトニウム燃料第3開発室ATRラインでは、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。

また、「ふげん」の取替燃料製造ラインの整備に向け、ペレット製造工程設備ならびに中央管理システムの発注手続きを開始した。

2. プルトニウム混合転換技術開発

(1) プルトニウム転換技術開発

プルトニウム転換技術開発施設(転換能力: 10 kgMOX/日)については、混合転換運転を前期に引き続き実施した。

(2) 混合転換技術開発

大型転換施設に適応したマイクロ波加熱直接脱硝法による連続脱硝装置については、連続運転モードを確立し、この成果をプルトニウム臨界安全寸法のスクリュー式脱硝装置に反映した。

(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。

また、不純物の多いスクラップの直接溶解性試験を開始した。

(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基礎データを取得した。

また、MOX粉末の物性値の安定化を図るため、高温度領域での焙焼還元試験を行い、粉末活性度を低下させる見通しがついた。

3. ウラン転換

(1) 回収ウラン転換技術開発

電力会社との共同研究である回収ウラン転換実用化試験を前期に引き続き実施した。

(核燃料サイクル技術開発部)
(核燃料施設計画部)



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、94-2 キャンペーン終了後、インターチューンメントに入り、工程内機器の点検整備等を実施した。その後、平成7年1月30日より処理運転（95-1 キャンペーン）を開始し、6月までに約60トンの使用済燃料を処理する予定である。

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、前処理工程施工設計の平成6年度報告書の作成を実施した。

(3) 供用期間中検査技術開発

セル内の機器を遠隔で点検するための試験装置は、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

レーザ解体試験装置を用いて、切断性能評

価試験を継続した。

2) 主分離工程技術開発

遠心抽出器については、RETF用機の試作機の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継続した。

(3) 遠隔技術開発

遠隔維手開発については、耐食性試験を継続した。

(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. 高レベル放射性物質研究施設(CPF)

「常陽」C型特殊燃料を用いた連続抽出試験(第20回)結果のデータ整理・解析を継続した。また、「常陽」C型特殊燃料を用いた溶解試験(第21回)を実施した。

5. リサイクル機器試験施設(RETF)建設

内装設備の製作設計を行うとともに、新型機器類の調整設計を進めた。

建築工事に関しては、平成7年1月12日に本格的な工事に着手し、掘削工事等を実施中である。また、内装設備に関しては、内装(その1)の設工認を3月6日に申請した。

(核燃料サイクル技術開発部)
(核燃料施設計画部)



ウラン資源・探鉱と 技術開発

1. 海外調査探鉱

1.1 カナダ

サスカチュワン州・クリスティーレイクプロジェクト、ドーンレイクプロジェクト、ウォーリープロジェクト、ウォーターファンドリバープロジェクトでは冬期探査を終了した。

プリンセスメリープロジェクトでは、調査結果の取りまとめを行っている。また、アンドリューレイク鉱床の鉱量計算を行った。

1.2 オーストラリア

西オーストラリア州・ルーダルプロジェクトでは、管理委員会を開催しマイルズリッジ地区の探査終了と探査跡地の修復作業の実施が承認された。

北部準州・アルンタプロジェクトでは、エアボーン放射能・磁気調査結果の解析を行った。同州アーネムランドウェストプロジェクトでは管理委員会を開催し、動燃事業団が提案した探査計画および予算が承認された。

1.3 アフリカ

ジンバブエ共和国・カリバレイクプロジェクトでは鉱区申請を行い、許可を待っている。

1.4 中 国

遼東プロジェクトでは、1994年調査結果の解析と1995年調査準備を行っている。

1.5 ブラジル

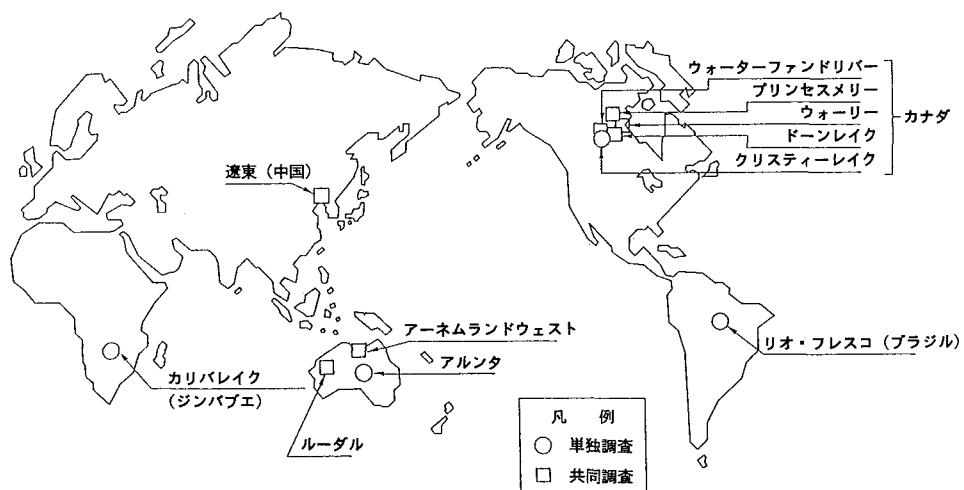
リオフレスコプロジェクトでは、探査開始に向けてブラジル政府関係機関と交渉を行った。

1.6 海外法人等

① カナダ現地法人

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

平成7年度 調査探鉱位置図



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、交渉等を行っている。

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・解析を行っている。

④ 北京事務所

遼東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、交渉等を行っている。

1.7 資源情報調査

① ウラン鉱業動向調査

国内外より収集したウラン資源・ウラン産業に関する情報を解析し、「海外ウラン鉱業情報抄録」「動燃資源情報」として取りまとめ関係各所に提供した。また、「ウラン市場予測調査」「世界のウラン産業の動向等の調査」を行った。

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、ウラン生産能力を把握するため、CIS、東欧、ベトナム、モンゴル等の資料を取りまとめた。また、ウラン鉱床・鉱徴データの取りまとめおよびポテンシャルマップ作成のためのシステム(GIASURA)の整備を行った。

③ マルチメディア資源データベース開発

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

る。また、探鉱設計支援システムの開発に向けての検討を行っている。

2. 採鉱技術開発

2.1 探査技術開発

リモートセンシング技術開発として、航空機マルチスキャンスペクトルデータを用いてウラン探査の指標となる特定岩種を抽出する解析手法の検討を行った。

物理探査技術開発では、オーストラリア・キンタイア型鉱床の探査に適した物理探査手法のまとめおよびカナダ・アサバスカ地域の物理探査データ解析を行った。

2.2 採鉱技術開発

放射線防護採鉱技術開発では、ラドン湧出抑制試験結果概要および動的ラドン娘核種試験設備の機能試験結果の取りまとめを行った。

2.3 製鉄技術開発

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、キレート系樹脂によるウランと不純物元素の分離・精製のための吸着試験および溶離試験結果の取りまとめを行った。

2.4 環境保全技術開発

鉱滓処理試験、土壤・岩石吸着溶離試験および土壤中のラドン挙動解析等の結果取りまとめを行った。

坑廃水処理技術開発として、微生物によるウラン吸着特性調査および微生物培養試験を行った。

(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) ホット試運転

- ① 平成7年1月24日、再処理工場より高放射性廃液の受入れを開始した。
- ② 平成7年2月16日、溶融ガラス流下作業を行い、同20日、固化体の検査を終了し、これで第1体目のガラス固化体を製造した。
- (2) 溶融ガラスの流下停止について
平成7年2月23日、溶融ガラスの流下作業中、結合装置内部にガラスが堆積する現象が発生した。原因の究明、対策の検討および復旧作業を実施している。

2. 高レベル廃棄物処理技術開発

(1) ガラス溶融炉開発

高性能溶融炉の開発として、円筒電極直接通電型溶融炉(JCEM)工学試験装置による基本特性評価試験の試験報告書をまとめるとともに、溶融特性評価試験の準備を行った。

(2) 高減容ガラス固化試験

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

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

イオン注入固定化法による回収クリプトンの長期貯蔵技術開発につき、注入容器のスケールアップ効果を評価するために、プラズマ測定試験を実施した。

(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(ホット試験)を継続中である。また、再処理低レベル廃棄物処理技術開発施設の詳細設計へのエンジニアリングデータ提供のためのコールド工学試験を実施している。

(3) 核燃料施設解体要素技術開発

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

(4) TRU廃棄物処分研究開発

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

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、岩石の力学・熱特性、地下水の水理や地球化学的特性等に関する調査研究を実施している。

(2) 処分技術の研究開発

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

(3) 性能評価研究

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

(4) 地層科学研究

天然事象に関する研究では地層科学研究検討会・検討部会を開催し、地震・断層、火山および隆起・沈降に関する研究を実施した。また、地質環境特性に関する研究については、堆積岩および花崗岩を対象として以下の項目を実施した。

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

スイスNAGRAおよびスウェーデンSKBとの共同研究として、それぞれ核種移行特性およびサイト特性調査技術開発／水理地質モデル開発に関する原位置試験を実施した。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実施した。また、平成7年2月には、カナダAECLとの協力協定に基づく会議を開催するとともに、地層処分の性能評価に関する5カ国（日本、スイス、スウェーデン、フィンランド、カナダ）ワークショップに参加した。

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入れ、貯蔵管理を行った。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入れ、減容処理を実施した。

② ウラン廃棄物管理

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

③ 再処理廃棄物管理

再処理施設から発生した固体廃棄物については高放射性固体廃棄物貯蔵庫および低放射性固体廃棄物貯蔵場に受入れ、貯蔵管理を行った。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行った。

(2) 大洗工学センターにおける廃棄物管理

固体廃棄物前処理施設において、照射燃料集合体試験室等から受入れた高線量 α 廃棄物の減容処理、低線量 $\beta\gamma$ 廃棄物の解体処理および低線量 α 廃棄物の解体処理を行い、中央廃棄物処理場に搬出した。「常陽」廃棄物処理建家では、常陽および照射燃料集合体試験室等から受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については、平成7年2月10日、施設の管理区域を設定し、廃液を受入れホット運転を開始した。

(環境技術開発推進本部)



ウラン濃縮技術の開発

1. 研究開発

(1) 新素材を用いた遠心機開発

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

(2) 分子レーザ法濃縮技術の開発

分離性能の最適化を目指して、これまで実施してきた工学試験装置の試験結果について、解析検討を行っている。また、工学試験装置の高性能化

のため、一部改造も含む整備を進めている。

2. 濃縮工学施設

実用規模カスケード試験は、濃度安定性試験、制御性試験を実施した。

また、遠心機の処理技術開発として処理装置の製作・据付に向けた許認可申請手続きを実施した。

3. 原型プラント

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

(核燃料サイクル技術開発部)
(核燃料施設計画部)



安全管理技術の開発

1. 個人被ばく線量当量測定・評価技術の開発

(1) 外部被ばく線量測定・評価技術の高度化

新型TLDバッジの開発については、B₄C混入プラスチックをケース材に使用した線量計のモックアップを製作した。ケース材料自体が、従来のケースの熱中性子遮蔽用Cd板と γ 線1cm線量当量評価用1000mg/cm²樹脂フィルターを兼ねる設計であり、ケースの外形は従来のものと比較してコンパクトとなった。

(2) 内部被ばく線量測定・評価技術の向上

複数のGe型肺モニタ検出器を用いた肺モニタシステムの実用化に向け、Ge検出器の単体試験およびシミュレーション計算により、Ge検出器の配置本数や配置位置の最適化の検討を行った。また、肺モニタでは、体格（特に胸部軟組織厚）の違いによる計数効率の違いが問題となるため、超音波診断装置を用いて補正する方法を検討し、肺モニタシステムに取り入れることとした。

2. 放射線モニタリング技術の開発

(1) 放射線測定器の校正技術の標準化

ガラス線量計システムの整備については、相互比較を効率的に行うためのソフトウェアの整備が完了した。また、ダストモニタ校正用線源に関する調査・研究については、RI標準溶液を用いたり紙滴下線源およびイオン交換膜線源を作成し各種試験を行った。その結果、薄膜の模擬線源を使用しなくとも市販の線源を校正に利用できること、核種ごとの効率が変化することなどがわかった。計量法に基づく計量標準認証制度への対応については、申請書類を継続して作成した。

(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に、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、

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継続して実施した。

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

今期は、放射能測定用に用いられている加圧型電離箱の γ 線エネルギー応答特性に関するシミュレーション計算について、研究会「放射線検出器とその応用」（高エネ研）で発表した。

また、電離箱式サーベイメータの β 線感度を調査するためにサーベイメータの検出器をモデル化し、 β 線に対する応答特性についてシミュレーション計算を行い、 β 線標準線源を用いた実験データの比較を行った結果、両者は比較的良く一致した。

これまで実施してきた解析および実験から β ・ γ 線に対する放射線検出器の応答を評価する上で、本手法の有効性が確認できた。

3. 放射線管理技術の開発

(1) 新技術の適用による方法の改良と標準化

半導体検出器を用いた放射性ヨウ素の測定技術に関しては、実用上の問題点等を検討するため、実排気を用いた現場適用試験を95-1キャンペーんでも継続して実施している。また、有機ヨウ素の光化学反応による無機ヨウ素への分解法に関しては、分解率向上のための阻害因子の検討を行った結果、阻害因子はNO_xである可能性が高いことがわかった。

(2) 放射線管理情報集中処理システムの開発

放射線管理業務の計算機処理に係わる効率化・高度化の内容に基づくソフト・ハードの構成形態等について、「放射線管理情報集中監視システム

の構築」として整え、技術資料としてまとめた。また、放射線作業管理のシステム化については、データ処理機能・検索出力機能について製作したソフトを既存の放射線管理情報集中監視システムに取り込み、次年度から本システムの運用を開始する。

4. 環境安全技術の開発

(1) 環境影響評価手法に関する研究

自然環境汚染の影響と評価に関する調査研究として、広域評価手法の現状およびリスク評価手法について調査した。

表層土壤圈における核種動態等に関する研究については、放射性核種の土壤粒子への吸着挙動をトレーサ実験により解析した。

また、事故時の環境影響評価を目的としたダイナミックエコロジカルモデルの開発については、栽培密度等の各種パラメータに関する予備的実験結果のとりまとめを行った。

(2) 放射性核種の環境移行に関する研究

各種環境試料中の³H, ¹⁴C, ¹²⁹I, ^{239, 240}Pu, ²⁴¹Am等の放射性核種の分析・測定を継続的に実施し、環境中における分布を調査した。また、コア状に採取した畳土についてカラム試験を行い、⁹⁹Tcおよび¹³⁷Csの移行速度を測定した。

(3) 分析技術の開発に関する研究

ICP-MSを用いた⁹⁹Tcおよび²³⁷Npの分析法の高度化研究としては、キレート樹脂による濃縮法および妨害元素の除去法を検討し、分離・精製工程の簡略化を図った。また、⁶³Niおよび⁷⁹Seの分析法について文献調査を行い、実験計画を策定した。

(4) 大気中ラドン濃度の測定

前期に引き継いで、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、ラドン標準校正チェンバを利用した各種測定器の校正を実施した。

(5) 湖沼系における放射性核種移行調査

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

今期は、前期採取した湖水、湖底堆積物の測定結果および流向流速結果をもとにパラメータの整備を行い、モデルに組み込んだ。この結果、モデルの基本的な動作環境がほぼ整備された。そこで、動燃事業団大洗事業所で観測したチャルノブイリ事故時の¹³⁷Csの降下量をもとに、湖水、湖底堆積物中の¹³⁷Cs濃度を計算し、実測値と比較する等検討した。なお、これらの結果は、日本保健物

理学会第30回研究発表会で発表する予定である。

5. 安全工学研究

(1) 空気中放射性物質の挙動評価技術の開発

汎用多次元熱流動解析コード(AQUA)に組み込んだ重力沈降モデルによる室内気流解析結果および粒子解析結果および粒子拡散解析結果のデータ整理を継続して行った。また、AQUAのワークステーション版の整備により気流解析が行えるようにし、3次元画像処理ソフト(AVS)の導入によりワークステーション上で視点を自由に回転させて空気流線を確認できるように整備した。

(2) 放射性物質の閉じ込めに関する研究

グローブボックス内火災の消火試験を継続して実施した。火災時の換気系応答解析コードFIRACに消火シミュレーション機能を付加し検証計算を進めるとともに、複数のグローブボックスが連結した系のモデル化作業を実施した。

(3) 異常事象挙動に関する研究

示差走査熱量計を用いてCMPO/TBP/ドデカン/硝酸系の反応熱量等の測定を継続実施するとともに、CMPOの引火点、発火点に係わる試験を実施した。また、断熱系試験装置である加速速度熱量計の整備と圧力開放系の定量反応熱量装置の検討を実施した。

(4) 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

臨界安全については、MOX燃料加工施設を対象とした臨界安全ガイドブックの作成を進めるとともに、モンテカルロコードKENO V.aおよびMCNP4を用いてMOX粉末非均質系を対象としたベンチマーク計算を行った。遮蔽安全解析については、電子一ガソル線モンテカルロコードEGS4の汎用ユーザーコードの高度化検討を行うとともに、MCNP4および3次元SnコードTORTを用いてグローブボックス体系を対象に中性子・ガソル線遮蔽解析への適用検討を行った。

(5) 核燃料施設の確率論的安全評価に関する研究

信頼性データの収集・整備については、今年度改良整備を行った信頼性データベースのプログラムについて、機能拡張のための検討を行った。PSA手法の開発・整備については、再処理施設のヒューマンエラー分析に関するシステム開発のための基礎検討およびプラント異常診断システム開発のための調査、検討を行った。モデルプラントへのPSA適用研究では、高放射性廃液貯蔵工程を対象に換気系バリアのシステムモデルの作成および放射性物質放出リスクの算出を行った。

(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」および「もんじゅ」について、核物質の利用実績（平成5年度）および計画の整理を行った。また、平成6年12月末時点における動燃事業団のPuの管理状況をまとめたための準備を開始した。

2. 核不拡散

- (1) 核不拡散に関する米国等の動向について調査を実施中である。
- (2) 国際プルトニウム管理制度についての国への協力として報告形式内容等検討を行った。
- (3) 核拡散抵抗性向上について検討を実施中である。
- (4) 核不拡散分野における国際協力、国際シンポジウムの開催、透明性向上方策および特別研究員の受け入れについて検討を進めた。

3. 核物質防護

(1) 施設関係の核物質防護

1月18日に東海事業所、2月14日にふげん発電所の核物質防護措置の点検を実施した。

(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3件申請した。

4. 保障措置

(1) 定常業務

① 計量管理報告

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

〔件数〕

- (a) 在庫変動報告書(ICR) 65

(b) 実在庫量明細報告書(PIL) 12

(c) 物質収支報告書(MBR) 11

(d) 国籍管理報告書(OCR) 124

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を行った。

事 業 所	施 設
東 海	研究開発施設
東 海	プルトニウム燃料製造施設

(2) 技術開発

「もんじゅ」において出口ゲートモニターの試験を継続している。プルトニウム燃料製造施設において、工程内の核物質の非破壊測定装置(MAGB)の開発を継続している。また、プルトニウム転換施設およびプルトニウム燃料第2開発室においては、廃棄物用非破壊測定システム(WDAS)の開発を継続中である。

また、再処理工場から発生する廃棄物の分析・測定技術向上のためのレーザ光音響分析法の開発を継続した。

(3) その他

国/IAEA/PNCの三者によるPNCのプルトニウム取扱施設に係わる保障措置の協議を東京で行った。

ガラス固化技術開発施設(TVF)の計量管理規定変更申請が認可された。また、キーエレメントに関する口上書交換が終了し、さらにFAがIAEAと合意された。

5. 核物質の輸送

① 「常陽」照射用炉心燃料

6. 輸送容器の開発

プルトニウム航空輸送容器開発については、1/5スケールモデル試験結果の評価を行うとともに、今後の開発計画を作成した。

新型転換炉実証炉新燃料輸送容器開発については、安全性実証試験の落下および耐火試験を実施した。

「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器の開発については、ナトリウム付着燃料集合体輸送に係わる安全審査対応を継続した。

「もんじゅ」使用済燃料輸送容器の開発については、詳細設計を継続実施した。

(核物質管理部)



天然ウラン産業—その将来に対する 考察—

石堂 昭夫

東濃地科学センター

資料番号：94-1

Projections on the Future of the Natural Uranium Industry

Akio Ishido
(Tono Geoscience Center)

天然ウランについて、その将来と確保のあり方を考察した。

現在の延長として将来を考えれば、天然ウランは2015年頃には不足する可能性もある。しかし化石資源に比べ資源としてのポテンシャルも高く、価格の上昇に伴い探鉱活動が活発化すれば、新規鉱床も発見され、ウランの不足は考えにくい。ただ市場化の拡がり等世界経済の構造的变化が予測される中で天然ウランの取引形態も変化し、それだけ不確定性も増加することになる。また現大手生産者による寡占化もより強まるであろう。これら考察をふまえ、これまでの我が国が採用してきた、民間による長期契約を主体に、国による探鉱・開発支援という確保方策を再評価した。

1. はじめに

高速増殖炉の実用化目標である2030年は、我が国のウラン資源の確保の一翼を担っている動燃事業団資源担当者にとっても一つのメルクマールである。ウラン産業の将来を考慮することによって、日本のウラン資源確保のこれからを考えることができる。そのためには、少なくとも10年あるいは20年にわたって、ウラン産業をとりまく環境の変化にも目を向ける必要がある。

このため、まず日頃の我々の問題意識を整理する。

次に資源論的な立場からのウラン資源の位置づけ、そしてウラン資源についての世界的な統計資料であるOECD/NEAとIAEAによる通称レッドブックに基づくウラン資源の基本的な諸量について整理した。

さらに現在の天然ウラン資源産業の動向の概要をレビューした。

これらをふまえた上で、本論としてその将来について展望し、最後に我が国のウラン資源確保のあり方について考察した。

他の化石資源に比べ天然ウランは資源としての

ポテンシャルも大きく、基幹的エネルギー資源として優秀である。アジア地域の経済的勃興等を遠因として石油の逼迫感が強まるなか、原子力発電の相対的重要性が高まるであろう。

現在の単純な延長として将来を考え、かつ世界がなんら探鉱努力を投入しないような場合、2010年頃には天然ウラン価格も100\$/kgUを超える、2014年頃には物理的に不足する可能性もある。

価格の上昇に伴い探鉱活動が活発化すれば、新規鉱床が発見される可能性も高く、ウランの不足は考えにくい。ただ市場化の拡がり等世界経済の構造的变化の中で天然ウランの取引形態もより市場化に近い形に変化するかもしれない。一方COGEMA、CAMECO等による寡占化もより強まると考えられるので、こうした相拮抗するような動きの中でそれだけ不確定性も増加すると思われる。特に将来の探鉱努力がこれらウランメジャーによってリードされてゆくようなら、これらメジャーの中で秩序を求める動きがでても不思議ではない。

こうした状況で我が国がとるべき方策として、確保の立場から長期購入契約に、より積極的な意

義を与えつつ、世界市場の安定に対する消費国の責務として、国による探鉱・開発支援、という従来のスキームがなおも十分に意義があることとして再評価し、その考え方を考察した。

本稿では「ウラン市場」という言葉を多用する。これまで天然ウランの取引の大部分は、生産者である鉱山と消費者である電力会社が、市場を介さず直接長期間にわたる供給・購入の契約を取り交わす、いわゆる長期購入契約によってなされていた。したがって、「市場」という語の乱用は不適切であるが、天然ウランの需要・供給とその取引全体を漠然と指す言葉として、便宜的にウラン市場という言葉を使用する。

例えばLondon Metal Exchangeのような特定の市場システムを意味するときはその固有名を付加する。また通常よく使用するアウトレットとしての市場を意味する場合はその旨を明記する。また価格は特に明記したい限り米国ドルであり、旧東側諸国に対する地域としては単に西側諸国とのみ表現した。

2. 天然ウラン産業の問題点

2.1 市場構造の変化

最近の天然ウラン資源に関するトピックスの中で特筆されるものとして、西側世界のウラン生産量の減少と旧東側世界からのウランの流入、あるいは軍事用高濃縮ウランの民生転用の動きをあげることができよう。

これまでウラン産業の動向や需給の予測等は、西側世界だけで、そしてウラン鉱山会社の生産と原子力発電所による消費を中心に議論されてきた。基本的にウランは鉱山会社と電力会社等との長期契約によって取引されていた。需給動向を考えるときには価格の低迷による鉱山や鉱床の権益の統廃合、先住民や環境対策に伴う開発までのリードタイムの長期化等が問題であった。ところが東西冷戦構造が崩壊し東西が分明でなくなるにつれ、旧東側世界からのウラン流入や軍事用ウランの民生転用といった新たな要因を考慮した検討も必要となってきた。つまり冷戦構造の崩壊と世界秩序の再編成といったグローバルな動きから、ウラン市場ひいてはウラン資源全体の供給構造の変化をとらえ直す必要がでてきた。

西側世界の原子力発電は、引き続き緩やかな伸びをみせており、それに対応するウラン需要も増加している。にもかかわらず、これまで西側世界での主要なウラン供給元であったウラン鉱山から新規に生産されたいわばフレッシュなウランは減

少し続いている。

そして最近では西側世界のみならず旧東側世界のウラン鉱山からの生産量も減少している。また、このような世界全体にわたるウラン生産容量の減少の裏に進行しているフランスやカナダの大手生産者によるウラン資源の寡占化傾向も忘れてはならない。

2.2 大消費国日本

我が国において原子力発電が開始されて以来、電力会社によって確保された累積ウラン量は、これまでに消費した分を含めて約18万tUとされている。また2000年までに必要とするウランの累積量は16万tU、2030年までは60万tUと見積もらっているから、2000年頃までの需要については確保済ということになる。

OECD/NEAとIAEAが取りまとめている、いわゆるレッドブック（後述）によれば、西側世界の比較的信頼度の高い資源量（確認資源）は、200万tU程度になる。

我が国のFBRの実用化目標である2030年までに必要な累積ウラン量約60万tUの内18万tUが確保済であるから、2000年以降2030年までの間に日本が確保すべき量は42万tUである。これを先程の埋蔵量と比較してみれば、西側世界の確認資源200万tUの20%に達する量の天然ウランを我が国が必要としていることになる。

世界のウラン資源の2割を日本が消費しようというとき、その調達の方法によって大きな影響を世界のウラン市場に与えるであろう。

3. 資源と消費

ウラン資源とその産業を考える前に、資源論的な立場から若干の整理を行っておきたい。そして関連する主要エネルギー資源のポテンシャルを比較する。

3.1 資源量と埋蔵量

埋蔵量は枯渇性の天然鉱物資源に適用される概念であるが、一般に「現在の技術を使って、現在の価格で生産しても利益が得られる鉱物の既知量」と定義されている。したがって、ある資源を消費すればその資源量は物理的に減少方向に向かうが、その資源の価格が上昇するときには埋蔵量の増大が報告されることも起こりうる。したがって、表1に示すように埋蔵量概念を含むいわゆる資源量として報告される数字を見るには、通称マッケルビーボックスという、コストと鉱量把握

表1 マッケルビー・ボックス

		既知		未知	
		確認	推定	想定	推測
経済的	低コスト				
	高コスト				
準経済的	現技術で回収可能				
	現技術で回収不可能				

埋蔵量

資源量

の信頼度の二つの次元を持つマトリックスを、常に念頭に置いておく必要がある¹⁾。

3.2 資源と寿命

次にウランを含む主要エネルギー資源の状況とその寿命をみてみたい。寿命という語を各種の耐用年数概念の総称として使用する。

ある資源の確認埋蔵量を年間の消費量で除したもの、その資源の静態的耐用年数と称している。消費が指数関数的に増加すると仮定すれば、指数的耐用年数になる。

確認埋蔵量の代わりに化石燃料で使用されている究極埋蔵量を分子とすれば、現在知られているその資源のいわば最大の寿命すなわちポテンシャルを示すことになる。表2に主要化石エネルギー資源とウランならびに典型的な非鉄金属資源としての銅の年間消費量、確認埋蔵量そして究極埋蔵量を比較したものを示す。

実は、地球の歴史の中で育まれた化石燃料と違い、元々地殻を構成する元素であったウランや銅については究極埋蔵量の概念を適用することは困難である。ここでは化石燃料との比較のために、あえてレッドブックに報告されているあらゆるカテゴリーのウラン資源量を単純に加算したもの

を、最大見積り資源量として表示してみた。

またそれに類する概念として、地表から1kmの深さ範囲内にある利用可能量の0.01%を究極に回収可能資源量とする考え方もある²⁾。ここでは単に寿命で表現されているが、前述のマッケルビー・ボックスの右下隅のカテゴリー、つまり現在の技術で回収不可能な、推測の域にある未知資源に相当するものになる。またさらに、地殻全体の総量に対する研究例（寿命表示）を参考までに表2にあわせて示す³⁾。

これらの数字が示しているように、ウランは化石燃料に比べその資源的ポテンシャルは圧倒的に優れている。しかし、それはあくまで机上で見積もられたポテンシャルであるにすぎず、それらを具体的に資源化するにはそれなりの努力が不可欠である。資源とはただ「存在する」のではなく、人知を含めた各種の巨大な資本の投下等によって漸く「つくり出される」ものである。しかし、正当な努力を続けてさえいれば、そのポテンシャルは石油の比ではない。このウラン資源の大きなポテンシャルこそが原子力発電の確固たる基盤であることを忘れてはならない。

4. レッドブックによる世界のウラン資源統計

日本の原子力発電が始まった1965年に、欧州経済協力開発機構欧州原子力機関(OECEC/ENEA)が世界（すなわち西側世界）のウランとトリウム資源に関する包括的な報告書をとりまとめた、これがいわゆるレッドブックである。この活動は、その後身である経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)に引き継がれ、後に国際原子力機関(IAEA)の協力も得るようになり、ほぼ隔年毎に報告がなされている。

1993年1月1日付でとりまとめられた最新の「URANIUM 1993—Resources, Production and Demand」による世界のウラン資源に関する基本統計をまず見てみたい。

4.1 レッドブックの資源量

表3はレッドブックが採用している資源量の定義であるが、前述のマッケルビー・ボックスに準じたものである。

コスト次元のカテゴリーは、現実の天然ウラン生産コストを考慮して具体的に決められている。当然のことであるが、信頼度次元の異なるカテゴリーの数字を足し合わせることは危険である。また、低信頼度のカテゴリーではその性質上、各国が寄せる報告の信頼度も異なっており、同様の問

表2 資源寿命

	年間消費量	確認可採埋蔵量	寿命	最大見積埋蔵量		究極埋蔵量	究極回収可能量	地殻全体の総量
				消費	消費			
石油	24億バレル	1.0兆トン	42年		87年			
石炭	36億トン	1.3兆トン	361年		1,929年			
天然ガス	76億CF	4,208億CF	55年		122年			
ウラン	58千トン	2,083千トン	36年	436年		8,455年	1,855百万年	
銅	9百万トン	574百万トン	64年			340年	242百万年	

Fisher、資源エネルギー年鑑1993、レッドブックより作成

表3 Red Book資源量

既知資源		未知資源	
確認資源	推定追加資源—I	推定追加資源—II	期待資源
経済的 \$ 80/kgU以下	1,424	670	約 13,000
\$ 80~130/kgU	659	296	
その他の既知資源			非在来型および副産物資源
	1,436		7,106

単位は1000mtU

題が起こる。レッドブックも「確認資源」と「推定追加資源—I」カテゴリーそれぞれでその集計をしているのみで、原則として足し合わせを行っていない。既知資源量等で使用している集計値は本稿での便宜的な措置である。

(1) 確認資源量

130\$/kgU以下の確認資源は208.3万tU(1991版199.9万tU)である。

巷間に流布している天然ウラン資源埋蔵量200万トンというのはこの数字である。レッドブックはこれを「その大きさ、品位および形状が明らかになった、既知の鉱床中に存在するウランで、現在の実証された採鉱・製錬技術に基づき一定の生産コスト範囲内で回収されうる量として特定される」として定義している。またここでは20%程度の誤差の存在を想定している。つまりすでに採鉱作業が終了し、鉱床の規模・品位・形状等が確認されている生産中あるいは待機中の鉱床の埋蔵量に該当する。生産中の鉱床が含まれているということは、日々の生産によって減耗が続いているし、生産物価格が低迷していれば当初鉱床の範囲であった部分でも、より低品位の部分は通常採掘されずに放棄されることに留意しておく必要がある。したがって、一般に現下の低価格水準では、現実に生産されてくる量は、この7割程度ではないかと考えられている。

またkgUあたり130\$以下というのは、あくまで山元での回収コストのことであって、コスト130\$のものなら200\$近い価格でなければ生産されないであろう。ちなみに、130\$/kgUという数字は、石油ショックの際の高騰したアメリカの天然ウランの当用物市場での価格上限に匹敵する。現実に例えばカナダ等で探査の対象となっているのは、現在の価格を反映し、40\$/kgU以下というきわめて低コストのウラン鉱床である。さらにこれまでのウラン資源探査の歴史の中で、回収コスト

が130\$/kgU以上になるような鉱床それ自身をターゲットとした探査の事例を知らない。

(2) 推定追加資源—I

130\$/kgU以下の推定追加資源—Iは、96.6万tU(1991版112.6万tU)である。

このカテゴリーは信頼度が「確認資源」に準ずるもので、「主として直接の地質学的事実に基づいて、良く探鉱された鉱床の延長部か、あるいは地質学的延長性は明らかになっているが、鉱床の拡がり、鉱床の特性に関する知見等の特定データが確認資源と分類するには不十分な鉱床に存在すると推測されるもの」と定義されている。今後開発のための試錐(企業化試錐)によって確認資源に編入されてゆくべき部分である。今回の「推定追加資源—I」の減少の多くはカナダに起因しているが、これは同国の探鉱が進むことによって信頼度が上がり確認資源カテゴリーに編入された部分がある一方、このカテゴリーに加わるべき新規の鉱床の発見が進んでいないことを示している。

(3) 既知資源量

確認資源と推定追加資源—Iを合わせた前記マッケルビーボックスの「埋蔵量」にあたるものは「既知資源」と表現されている。集計すれば、1991年の312.5万tUから約7.5万tU減少して304.9万tUとなった。

(4) その他

その他、コスト区分や資源量カテゴリーがレッドブックの分類と合致しない「その他の既知資源」が、合わせて144万tU報告されている。このうち大部分は旧CIS、モンゴル、中国、インド、ルーマニア等の国に存在しているとされ、旧CIS諸国における低成本(80\$/kgUまで)ウランは合計71.8万tUである。ただし、すでに開発されてしまった資源を含んでいる。

また未知資源(推定追加資源-II+期待資源)のカテゴリーに入るものとして集計すれば1,300万tUにのぼる量が報告されている。

上記以外に、コスト・信頼度いずれのカテゴリーにも属していない、非在来型および副産物からのウラン資源として分類されているものが、合わせて約710万tU報告されている。

4.2 レッドブックの需給見通し

(1) 需要

1993年初頭で、世界中に424基の原子力発電所が運転中であり、発電容量合計は1990年実績の325GWeから、1993年初頭には推測約331GWe、2000年には378GWe、2010年には445GWeに増加する

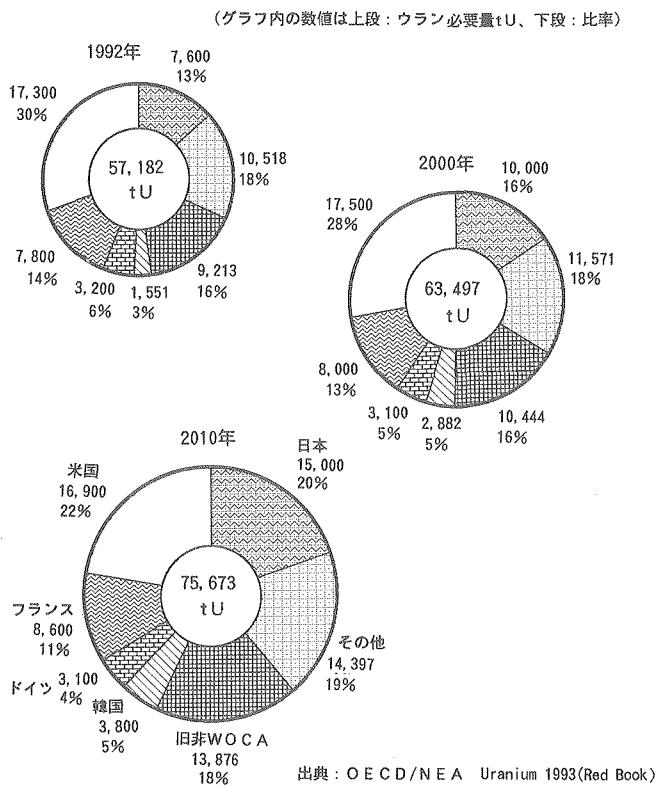


図1 世界のウラン必要量

と予測している。

それに伴う世界のウラン必要量は、1992年実績約57,182tUから2000年には63,500tU、2010年には75,700tUに増加すると予測している(図1)。

ウラン必要量は、アジアおよび東欧、特に日本、韓国および旧ソ連の新規独立国家(NIS)において増加すると予測している。西欧および北米では、ウラン必要量は当面一定のものと予測している。

(2) 供給

従来からの旧WOCA(World Outside Centrally Planned Economy Area)のウラン生産量は、1990年の28,667tUから23,531tUに減少した。

旧東側世界(旧非WOCA)のウラン生産量も1990年の21,762tUから、推定12,715tUに大きく減少している。

したがって世界の総生産量は1990年の50,129tUから36,246tUに急減した。

旧WOCAにドイツとスロバキアを加えた「特定諸国」と定義されている諸国の低コスト(80\$/kgU以下)既知資源に基づく、「現存」および「決定済み」年間生産能力は、1993年の35,950tUから、2000年には36,200tUへとわずかに増加し、その後2010年には25,600tUに減少すると予測している。

5. 現在の天然ウラン産業

レッドブックの諸量をふまえた上で、世界のウラン生産についてのより具体的な状況についてふれてみたい。

5.1 ウラン生産

(1) 概観

現在のウラン生産の現状を語る場合、二つのキーワードが存在する。ウラン鉱床のタイプとしての「不整合関連型鉱床」、ウランの採掘法としての「ISL法」である。

不整合関連型鉱床の発見

1960年代末にカナダ・サスカチュワントン州北部のアサバスカ地域で、新しいタイプの鉱床が発見された。これが現在に至るまで続いている大発見時代の始まりであった。このタイプの鉱床は、18-20億年前のきわめて古い変成岩と、約17億年前の堆積岩との境界(不整合という)付近に胚胎するところから、後に不整合関連型と呼称されるようになった。この型の鉱床の大きな特長は高品位かつ大鉱量であることで、これまでの型の鉱床の平均的な品位が0.1%であるのに対し不整合関連型では0.5%代となっている。アサバスカだけではなくオーストラリア北部でも相次いで発見され、西側世界での確認資源の30%以上、生産量の40%以上がこのタイプで占められている。

1980年代後半から続いているウラン価格の低迷は、こうした新しいタイプの大鉱床発見時代がその背景にある。ウラン生産とウラン産業における、この不整合関連型鉱床の発見の産業史的位置づけを明らかにしておく必要があると考えている。

ISL法

ウラン資源の採掘には、露天掘りや坑内掘り等重機を使用する在来法と、地中の透水性の高い砂岩中に賦存する鉱床に、試錐孔から直接酸等の浸出液を注入し、別の試錐孔からウランの溶出した浸出液だけを回収するインシチューリーチング(ISL)法に大別することができる。ISL法は低コストでかつ環境に与える影響も小さいと考えられているが、鉱体が存在する砂岩の上下に粘土等の不透水層が必要であるため、適用できる鉱床の条件が限定されている。

世界のウラン生産センター(すなわち、ウラン精鉱が生産されている場所)の変遷を振り返ってみると、図2に示すように、在来法による石英中礫岩型鉱床や砂岩型鉱床からの生産センターから、より低コスト資源である不整合関連型鉱床

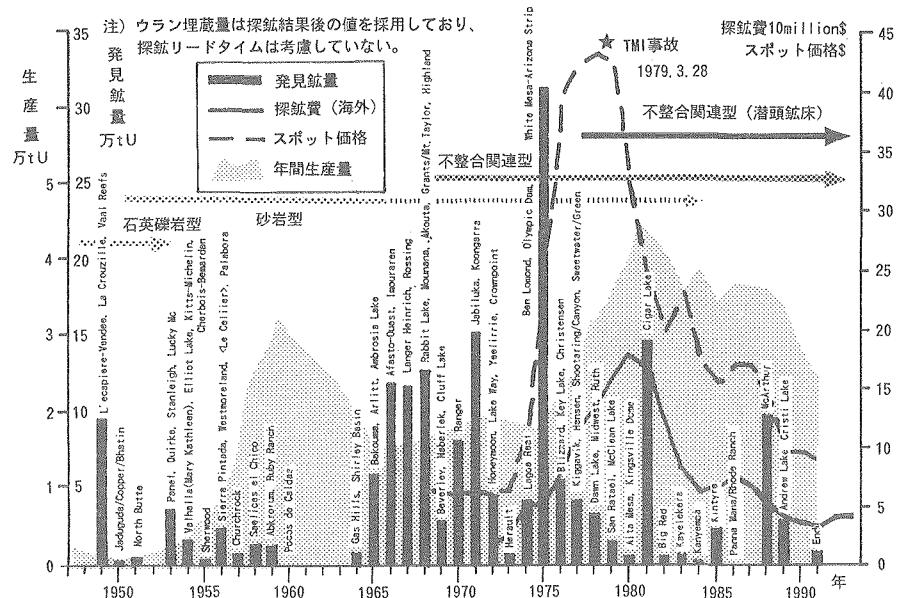


図2 主要ウラン鉱床の発見と埋蔵量

や、ISL法による砂岩型鉱床等の生産センターへ、その主流が移り変わってきてている。

世界一のウラン生産国のかなダは、生産の中心が、東部の低品位な石英中礫岩型鉱床が分布するオンタリオ州のエリオットレイク周辺から高品位な不整合関連型鉱床の集中するサスカチワン州のアサバスカ堆積盆地へとシフトした。

米国の在来法による砂岩型鉱床の鉱山は価格面での競争力を失い閉山においこまれ、ワイオミング州やネブラスカ州のISL法による砂岩型鉱床の開発が主流となっている。そのため生産量は減少している。

オーストラリアについては、北部特別地域の不整合関連型鉱床であるレンジャー鉱山、南オーストラリア州の銅-金-ウランの多鉱種鉱床であるオリンピックダム鉱山からの生産が主体である。

アフリカ大陸においては、南アフリカの金の副産物としてのウラン生産（石英中礫岩型）、また低労働コスト地域であるナミビア（超変成岩型）、ニジェール（砂岩型）、ガボン（前期原生代の砂岩型）でのウラン生産がいまだ主流であるが、その生産量は生産容量を下回ったものとなっている。

(2) 生産量

レッドブックが報告しているように、1993年の世界の総生産量は1990年の5万tUから3.6万tUに急減した。価格低迷による鉱山の閉鎖や生産削減に起因する。

国別にみると、1992年の国別生産量はカナダ

(9,297tU)、ニジェール (2,964tU)、米国 (2,200tU)、豪州 (2,334tU)、フランス (2,149tU)、ナミビア (1,684tU)、南ア (1,669tU) で、旧WOCA全生産量の97%を占める（図3）。

また、推定生産量としてロシア (2,900tU)、カザフスタン (2,800tU)、ウズベキスタン (2,700tU)、ウクライナ (1,000tU)、が非WOCA推定全生産量の76%を占める（図4）。

旧WOCA諸国の生産容量（約3.6万tU）に対する当該国の予想稼行率は65%程度である。

1992年までに、旧WOCA諸国の累積生産量は約100万tUとなった。米国、カナダ、ドイツ、ナミビア、ニジェール、南アが主たる生産を行った。

旧非WOCA諸国の累積生産量は、旧東ドイツ

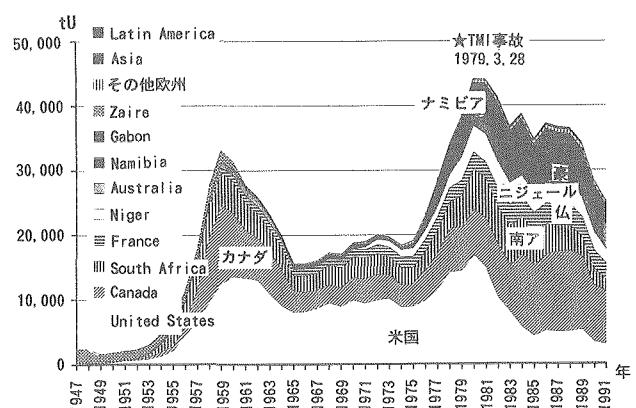


図3 各国のウラン生産量の推移

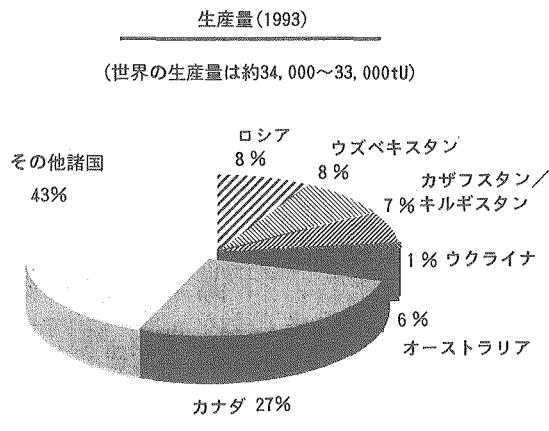


図4 世界のウラン生産

21.9万tU、チェコスロバキア10.2万tU、ハンガリー1.7万tU、ルーマニア1.7万tU、およびカザフスタン7.2万tUであったと推測される。他のCIS諸国、東欧諸国および中国の累積生産量は不明である。

(3) ウラン価格

ウラン生産者と消費者の有志団体であるウラン協会(ロンドン)は、1991年末時点での西側世界の在庫量を15万tU強とし、そのうち約8万tUを過剰在庫と見積っている。こうした過剰在庫の売却や、年間5千tU程度と見積られているCIS産西側世界への流入により、図5に示すようなウラン低価格状態が続いている。

図中のNUEXCOとは最近破産したと報じられている米国の天然ウランのトレーダーであるが、これまで当用物についての取引価格(スポット価格と呼ばれている)を調査発表してきており、その水準が市場動向の一種の指標として使われていた。1992年時点で、このスポット価格はすべての西側生産者の生産コストを下回ったと推定されている。

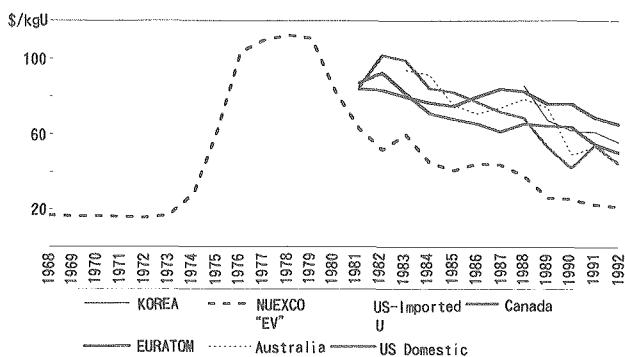


図5 各種のウラン価格の推移

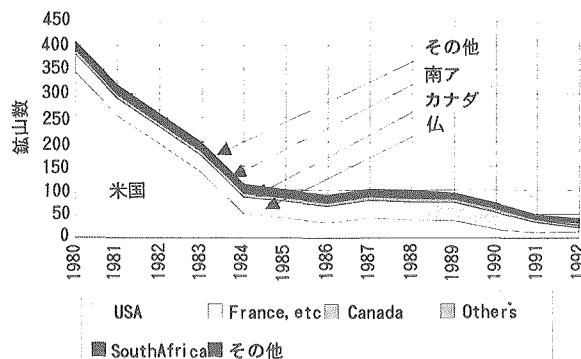


図6 西側ウラン生産鉱山数の推移

(4) 鉱山数の変遷

世界でのウラン探鉱が最も盛んであった1980年(レッドブック1986)には世界で400以上の鉱山があり、約70社がウラン生産に関わっていた。これが1992年には、その1/10のわずか41鉱山、25社がウラン生産を行っているにすぎない^{4),5)}(図6)。

生産センターの減少によって寡占化が容易になってくる。

(5) 鉱床発見の歴史

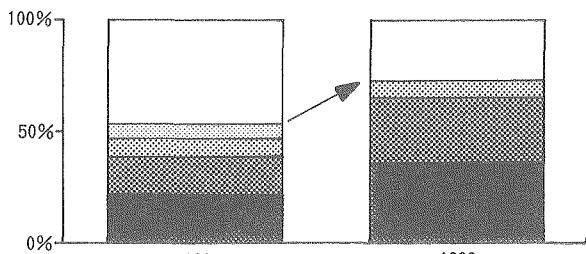
西側世界で投下された探鉱費、スポット価格(後述)、年間ウラン生産量と必要量の変遷を、世界のウラン鉱床発見の歴史とともに見てみたい(図2)。

この図から、不整合関連型鉱床の発見(1960年代末～現在)を背景に、石油ショック(1973年)と米国DOEのウラン濃縮契約方式の変更によるウラン生産の急拡大、TMI事故(1979年)と Chernobyl事故(1986年)による価格と探鉱投資の急落、そしてそれに伴う鉱床発見頻度の低下が読みとれよう。また価格の急落にも関わらず、ウラン生産はすぐには低下せず、必要量とのギャップが在庫として蓄積された。

5.2 寡占化の進展

長期化しているウラン価格の低迷によって、高コスト鉱山しか持たない中小のウラン生産者のウラン業界からの撤退が続いている。その一方、高品位大規模鉱山を有する大生産者は、世界各地の探鉱／計画段階のプロジェクトや生産中止プロジェクトの権益を集約しつつある。これら大生産者であるフランスのCOGEMA、カナダのCAMECO、ドイツのURANERZ、英国のRTZの4社を我々はウランメジャーと呼んでいる。

これら4社によるウラン権益の寡占化は顕著



ウランメジャー 4社の年間ウラン生産量にみる寡占化の進行
(1991年の下よりCAMECO, COGEMA, RTZ, Uranerz)

図 7 寡占化の進行

で、年々占有率が増加し、図 7 に示すように1993 年時点では西側世界の生産中および開発待ちのウラン鉱床の埋蔵量の60%以上、生産量ベースでは年間生産量のほぼ80%に支配が及んでいるのが現状である。

これらメジャーの内、特に大手のCOGEMAとCAMECOの最近の活動を取りまとめてみた。

(1) COGEMA

周知のとおり、フランスの政府系企業で同国の民族系総合石油企業のTOTALが10%の株式を有している。原子力発電の究極のコスト削減のため、顧客のあらゆる問題に速やかに答えられるよう、核燃料サイクルのあらゆる事業分野を積極的に拡張し、市場のシェア拡大をめざす、と自らの戦略を述べている⁶⁾。自国内のウランはあまり豊富でないにも係わらず、価格低迷下で中小のウラン生産者が撤退する間に、ウラン鉱業界の中で近時急速にそのシェアをのぼし、現在生産高では世界一のウラン生産会社となっている。金の探査にも積極的に進出しており、状況に応じてウランと金に探査技術者を振り分けることによって探査技術のノウハウの維持にも成果を上げている。

西側諸国的主要な38のウラン鉱山・鉱床の埋蔵量100万tUのうち、自国やアフリカの旧植民地国を中心に加・米・豪等世界の主要なウラン生産国7カ国の26の鉱山・鉱床に27万tUの権益分埋蔵量を有している。1994年のこれら西側主要生産国の生産量約17,000tUに占める同社の権益分は5,000tU近くにのぼっている。同社をめぐる最近の動きは以下のとおりである⁷⁾。

1990.11 TOTALはマックリーン鉱床を含むウォーリープロジェクトの全権益保有者となる。

1991.03 アーネムランド地域(豪)のQLMの探査権益50%を取得。

1992.01 Urangesellschaft社の株69.4%を取得

することによってカナダのキガビック、アンドリューレイク、マッカーサーリバー、豪のジャビルカ、レンジャー、ナミビアのロッシング、ニジェールのアーリット等の優良鉱山・鉱床の権益を得る。

1992.02 TOTALはクンガラ鉱床(豪)の権益70%を取得。

1992.11 クラフレイク鉱山の運営会社AMOKの残権益を取得。

1993.02 クラフレイク鉱山の残権益を取得し100%所有者となる。

1993.04 自社株10.45%との交換により、マックリーン/ミッドウェスト(加)、クンガラ(豪)等の優良鉱床の権益を持つTOTALの全ウラン部門を取得。

(2) CAMECO

カナダ連邦政府所有のELDORADOとサスカチュワント州政府所有のSMDCの合併によって設立され、現在世界第二の生産会社に成長した。自国が世界最大のウラン生産地域であるにも係わらず多角化計画を進め、金、ダイヤ、ベースメタル等他鉱種への進出や、ISL法が適用できる潜在的資源の豊富な米国やカザフスタン等への進出、次世代の有望地域である豪州北部への進出が行われている。また、金を目的とした中国北西部での活動が始まったとも伝えられている。

COGEMAと異なり、西側諸国的主要なウラン鉱山・鉱床の埋蔵量100万tUのうち、ほとんど自国内に19万tU近い権益分埋蔵量を有している。1994年のこれら西側主要生産国の生産量約17,000tUに占める同社の権益分はCOGEMAを上回る5,200tUにのぼっている。同社をめぐる最近の動きは以下のとおりである。

1991 Power Resourcesの豪州の全権益を購入し、アーネムランド地域(豪)の探査権を取得。

1992.06 AGIP(伊)の全北米権益を購入し、マッカーサーリバー鉱床の権益10%等を取得し、同鉱床の過半数の権益を確保した。

1993.09 アーネムランド地域(豪)の動燃事業団探査権益に参入、最終的に50%取得の予定。

1993.09 カザフスタンの国営会社KATEPと協定締結。ウラン販売権を取得。

1994.02 GEOMEXの100%所有者となり米国のクロービュート鉱山権益、ビッグレッ

ド鉱床探査権等を取得。

これら大手生産者たちには、ウラン資源に対する探鉱活動を、ウラン価格の低迷に応じて抑制しつつも、地域的なリスク分散を目的とした供給地の多様化を図りつつ、長期化する軽水炉時代に備えて新たな鉱床権益を獲得することで確固たる生産基盤を持つとの戦略が働いている。こうした戦略が結果的にこれまで蓄積されてきた人的資源の維持活用につながっていることに注意したい。ウランメジャーが意図的に寡占化の道を選択しているのではなく、利潤追求等合理的な企業活動の結果としてそうなってきたとみるのが自然であるが、これが将来カルテルへ向かうのか、あるいは好ましい競争状態が現れるかは気になるところである。

6. 将来についての考察

6.1 需給の予測と価格

図8に、筆者ら（東濃地科学センター鉱床解析室）が解析した西側世界の需給予測を示す。

需給解析の前提条件の概要とその結果は以下のとおりである。

(1) ウラン需要

レッドブック（1989年版、1991年版、1993年版）の予測を使用した。1990～2010年の間の必要量は1991年版と1993年版の短期予測値から、また2010～2030年の間の必要量は1989年版の長期予測値（軽水炉低成長シナリオ）を採用した。

(2) ウラン供給

鉱床解析室が収集してきたデータベースから生

産中および開発待ちの112鉱山のデータを使用、また1993年初頭の過剰在庫は6,3万tUとした。CIS、東欧、中国からのウランを6,400tU、また回収ウランとプルトニウムのリサイクルによるウラン節約分はウラン協会のデータを利用し、1994年の2,637tUから2005年以降の6,831tUまで漸増するとした⁸⁾。軍事用ウランは、2001年より2005年までは、天然ウラン相当で毎年2,000tU、2006～2030年の間は6,831tUが供給されるものとし、供給総量を11万tUとした。

上記需要と供給のギャップは、現在知られている開発待ちのウラン鉱床のうち、低コストのものから順次開発され市場に供給されるウランによって埋められてゆくとして計算を行った。

(3) 結果

1993年初頭の世界の推定過剰在庫約6.3万tUは2000年までに消費される。

その後の必要量を満たすために、1996年から、開発待ち鉱山の内生産コストが40\$/kg以下の中から順次生産が開始される。

2014年になると、発見済みの鉱床からの生産だけでは不足し、今後発見されるべき新規鉱床からの生産が必要となる。

どのコストカテゴリーの鉱床の開発が必要となるかによって大雑把な価格の予測も可能である。

2010年にはコスト80\$/kgUの鉱床の開発が必要となるので、その鉱山が収益を見込める価格は、少なくとも120\$/kgU程度以上でなければならぬ。つまり2010年時点の価格は120\$/kgU以上と

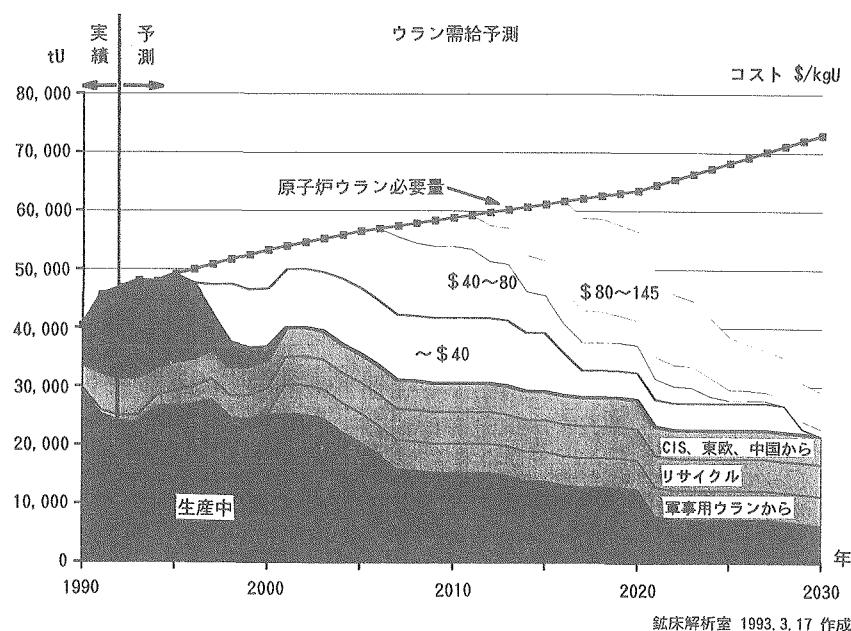


図8 西側世界の天然ウランの需給予測

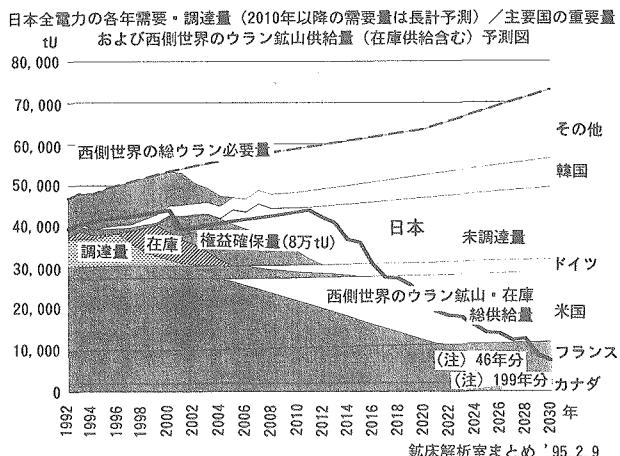


図9 西側世界の調達・確保予測

予測される。

(4) 主要国の確保状況

図9は、上記の世界の需給予測に各主要国の大内資源量あるいは国外確保権益を考慮し、編集し直すことによって、例えば国毎のウラン確保・調達のポジションを明らかにしようとしたものである。

この図で影になっている部分は長期契約等で確保済みの部分である。ただし米国は当用買いが主体であるので、ここことカナダだけは自国内資源に対する寿命とした。この図によって、世界の限られた実生産量の中で、日本は2010年頃から未調達分の確保を各国と競わなければならない事態の可能性を読みとることができる。

6.2 各種のリスク

こうした、将来についての考察・予測を行う際に考慮すべき不確定性は図10のような構造を考えられよう。

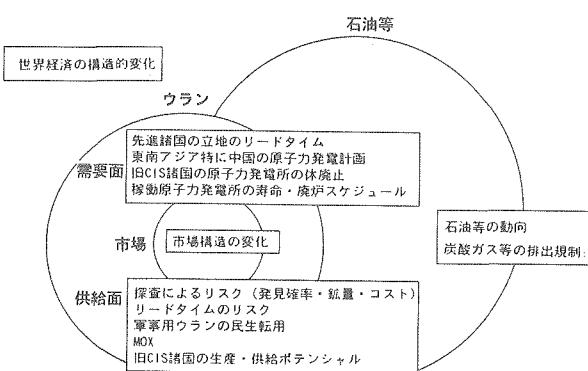


図10 ウラン市場をとりまく不確定性

このうち、主要なリスクについて若干の考察を加えてみたい。

(1) 採査リスク

当然のことであるが、これまで発見されていない鉱床について、その発見の時期、鉱量、回収コストを予測することはきわめて困難である。採査活動を続けることが、この種のリスクをわざかながらでも減らしてゆくことができる。

近時発見されている鉱床のほとんどは地表から直接探知することが困難な潜頭鉱床である。最近では採査活動の低迷とも相まって鉱床発見の頻度も低下している（図2参照）。

(2) 鉱山開発リードタイム

ウラン鉱床の賦存が先進国に多いことは、その安定供給の大きな利点の一つとして考えられている。しかしながら、最近特に先進国での環境規制、環境審査プロセスの強化によって開発リードタイムがより長期化してきている。

カナダの例では、採査開始から生産開始までの期間は、現在生産中の鉱山で8～15年である一方、開発計画中の鉱山では19～32年にもなると考えられている。最短の19年としても2014年の未発見新規鉱山開発開始に間に合うためには、その鉱山になるはずのものの採査が1995年（つまり今年）に始まっているなくてはならない。

(3) 旧CIS諸国の生産・供給ポテンシャル

近時特に注目されている不確定性で、国毎の大きな統計量は発表されるようになってきたが、鉱山施設の健全性、回収コスト、将来の埋蔵量ポテンシャルについての情報が不足している。

ロシア連邦ならびに他のCIS諸国のウラン生産量は、1993年の世界の生産量33,000～34,000tUの内、約8,000tUであり、全世界の生産量の約24%を占めており、現在カナダについて世界で2番目の生産地域となっている。ロシア連邦、ウズベキスタン共和国、カザフスタン共和国がそれぞれCIS諸国のウラン生産量の約1/3を生産していると推測しているが、実状は不明である。一般に、西側の稼行ウラン鉱山の品位が0.n～n%であるのに対し、CIS関係の鉱山は0.0n～0.n%と1桁低いとされており、将来を含めた西側への輸出能力をどう評価するかの上で問題になってくる。

(4) 廃炉

1970年代に商用原子力発電所の建設が本格化して以来30年近く経過した現在、こうした商用炉の廃炉が将来の大きな問題になる時代に入ってきた。廃炉を考慮に入れれば、例えばレッドブックが予測している2000年を越えての原子力発電設備

容量の増加を、毎年100万kw級の炉が2005年頃までは6~7基、それ以降は10基以上新設することが必要となる。そのペースが困難であれば天然ウランの需要減につながってくる。

(5) 市場の構造

過剰在庫が大量に存在すること、軍事用ウランが民生用に転用されること等、いわば実生産のしがらみを持たない過剰流動性ウランの存在は、スポット市場の拡大を促し、原油や金属等のような世界市場に発展する可能性も秘めている。

一般的に、市場原理が働くと民間レベルでは短期的利益重視という性向が強まるので、長期的安定確保という面は相対的に弱まつてくる。

図10に、これらのウラン市場をとりまく不確定性を示す。

(6) 市場の規模

1990年の世界の原油生産量は220億バーレルである。価格を1バーレル当たり20\$とすれば、4,400億\$の世界市場ということになる。1990年の最大手のSHELL 1社の総収入は1,324億\$で、同社の探鉱開発投資だけでも50億\$といわれている。

我が国が輸入する原油の量は229百万kl(1990年)、また輸入原油のCIF(Cost, Insurance, Freight)価格は20,298円/kl(1990年、1\$=141.4円)であったから国内原油市場規模は330億\$である。つまり国内原油市場規模は世界原油市場の8~9%を占めているということになる⁹⁾。

一方、世界の天然ウラン産業の規模を試算してみると、年間の天然ウランの需要が約5.7万tUであり、ウラン1kgUあたりの価格を長期契約ベースとして50\$で計算すれば、市場規模は約29億\$である。国内の年間必要量が7,000tU程度であるから、3.5億\$が国内天然ウラン市場規模となる。

世界の天然ウランの市場規模は、世界の原油市場規模の150分の1、SHELL 1社の探鉱開発投資にもはるかに及ばない。国内の天然ウラン市場にいたっては国内原油市場の約100分の1の市場規模である。

他の貿易市場と比較すれば、天然ウランは鉛、亜鉛、カカオ、羊毛等の世界市場と同程度でそれよりも小さい。このような天然ウランの市場規模の小ささは印象的であり、十分留意して置かねばならぬ点であろう。

原子力発電は480兆Kcalの一次エネルギーを供給する。一方電気事業者によって消費される原油と石油製品は計428兆Kcalであるから、原子力発電による電力と発電に消費される石油類はエネルギー換算でほぼ同じレベルにある。発電に使用され

る原油等は石油関連一次エネルギー供給の16%を占めるため発電用と限ってもその市場規模は330億の16%、すなわち53億\$でこれは国内天然ウラン市場規模の15倍にあたる。

(7) 寡占化

これまで長く続いてきたウランあまりによる価格低迷期を通して、フランスのCOGEMAやカナダのCAMECO等の政府系企業による寡占化が徐々に進展してきており、この2社にドイツのURANERZと英国のRTZの米欧系4社が、西側世界の主要鉱山・鉱床の埋蔵量の60%、年生産量ベースの80%を支配するに至っていることはすでに述べた。図11は先に述べた需給予測をこれらメジャーの権益を中心に編集しなおしたものである。

6.3 ウラン産業の将来

ウラン産業の将来を考察する前に、そのありようを外部から規制してゆくであろう、ポスト冷戦の世界の枠組みについて考えてみる。

6.3.1 世界経済の構造的変化

石炭から石油への流体革命以降、いわゆる現代史的現代において、エネルギー資源分野に大きな影響を与えた世界的な事件としては、冷戦構造の崩壊、それに準ずるものとして、石油危機ならびにTMIとチェルノブイルの原子炉重大事故が入るであろう。

(1) 石油危機

1970年代の石油危機は、この時代の先進国の工業化の進展に伴う需要圧力を背景にして、工業製品の価格を中心とした世界的なインフレ傾向がはじまり、工業品価格の上昇に取り残された資源国、とりわけ産油国が、工業品と原油、各種資源との価格上昇ギャップを埋めようとしたことが遠

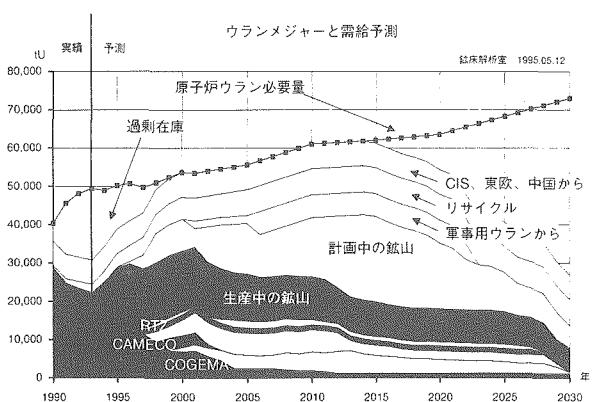


図11 メジャーによる寡占化の予測

因と考えられている。石油資源が中東に偏って存在するという特殊な事情から、国際カルテルが可能になった。

このOPECは70年代に2度にわたって原油価格の大幅引き上げを実施し、グローバルなインフレと不況をもたらした。その結果、1975年以降、経済サミット（主要国首脳会議）等先進国間の経済政策の調整・協調の路線が敷かれ、原油の輸入国（消費国）は、石油の総需要抑制を中心とした方策で対応しようとした。しかし、どの対策にも即効性はなく、石油をはじめとした資源と工業品との価格はOPEC戦略以前とは大きく変わった。いわゆる石油危機後の「新価格体系」である。

ところが中長期的には、この「価格」による経済調整機能が働き、急騰した原油価格は、非OPEC諸国の石油資源開発・増産をうながし、やがて供給過剰から価格は急落、OPECの国際カルテルは力を失った。

ウランを含め、他のいくつかの主要資源についても似たような変化が生じ、80年代半ば以降は、工業品経済と資源経済が、資源経済側の地盤沈下という形で切り離された状態になった。

工業品経済に対する資源経済の比較低位は資源開発に頼るアフリカ等の途上国のテークオフの大きな障害になっていた。また東南アジア諸国は東西冷戦構造の狭間で、内戦による人的資源の消耗が続いている。

(2) 冷戦構造の崩壊

まさに世界史的事件として位置づけられる冷戦構造の崩壊は、その後から将来にわたり多岐にわたる大きな影響を世界にもたらしてゆくであろうことは間違いない。とりわけ国際関係すなわち政治的側面と経済的側面についての影響が問題となる。

政治的側面で考えられることは、冷戦の終結によって、ヤルタ体制の終焉すなわち近代以降の我々のパラダイムを形成してきた過去五世紀間にわたるヨーロッパの支配が崩壊するという可能性である。

それまで東側世界の秩序を担ってきたロシア・東欧の不安定という、ヨーロッパの地政学的空白と冷戦後の第三世界の混迷は、相当の脅威を先進国に及ぼすであろう。また、途上諸国の人団増加・貧困・環境破壊等の問題や最新兵器をバックにした報復不可能なテロも先進諸国を脅かすことになる。このような脅威から、地理的にもっとも近い先進国がヨーロッパである。ヨーロッパは、途上諸国の中でもっとも問題の深刻なアフリカと

中東に隣接しており、しかも旧ソ連圏の混乱の影響も受けねばならない。世界秩序の基軸として存在してきたヨーロッパが混迷するとすれば、これから20年間、世界は新秩序に向かうどころか、無秩序と分裂の時代に入ってゆく可能性もある。

現在進行しつつあるアジアのテークオフが順調に推移し、対照的に東欧、中東、アフリカ等西欧周辺地域の民族紛争による混迷が晴れなければ、ヨーロッパの相対的地盤沈下、ひいては世界無秩序化の可能性も高まるだろう。

こうした国際政治の力学的変動を背景に世界の経済も変わってゆく。

冷戦構造の崩壊は世界各地で民族紛争という新たな内戦の引き金にもなったが、逆に東南アジア諸国の内戦は終焉にむかい、豊富な人的資源に着目した先進諸国の投資が競って行われるようになったことは周知のとおりである。冷戦の終焉は経済の面に、世界的な「供給」刺激をもたらした。

冷戦のしがらみから解放されたマネーが新しい資源を求めて大きな旋回を開始し、「ポスト冷戦型」価格革命ともいべき世界的な価格体系の変化が起きつつある¹⁰⁾。

東西経済の分断状態の解消は、旧東側諸国が自由市場経済に近づく、あるいは参入するという恰好で進んでいる。東欧諸国、中国、そしてインドも経済改革、経済開放政策を採用し、世界中から良質の資本、技術をとり入れようと動きだした。それが、1985年のG5によるプラザ合意後の先進工業国間の為替レートの大調整と重なり、先進国からこれらの国に直接投資が急増する結果になった。

直接投資は単なる資本の移動にとどまらず、技術、経営ノウハウ情報をも伴う。生産力、さらには産業、商品の競争力、比較優位そのものも移動するであろう。低賃金と、先進国からの技術を組み合わせれば、相当程度の品質の商品を低成本で生産できる。こうした生産をする国が今後も増加すれば、世界経済全体としての供給能力が飛躍的に拡大する。

先進経済から直接投資を通じて技術、資本を取り入れた国の経済は強くなった。経済の成長は加速した。それが、インフレ、賃金の急上昇をもたらしている。しかし、ASEAN、中国等の賃金水準は先進工業国と比べてまだはるかに低い。アジアの急成長国ではインフレでも、こうした経済の先進市場への参加は、先進国に対してはデフレ的な影響を及ぼす。こうした世界的な規模での「価

格体系の変化」の本質は、所得・価格水準の世界的な平準化である。

だとすると、当分の間、特に先進工業国のデフレ現象が続く可能性が大きい。世界的に労働力の供給が増え、賃金への下方圧力が加わりやすい状況をもたらしている。

1995年からGATT（関税貿易一般協定）が発展的に解消しWTO（世界貿易機構）の体制に移行する。GATTが冷戦時代とともにあったのに対して、WTOはポスト冷戦のレジームになる。

市場を無視した産油国の方針的行動で生じた石油危機とは違い、こうした世界的な価格体系の変化は市場を通じて展開している。それだけに、このグローバルな価格革命の世界経済全体に与える影響も、日本経済に与える影響も、石油危機以上になる可能性がある。

このような世界的なしかも将来の長期にわたる価格革命あるいは所得・価格水準の平準化を背景に、中国等を中心にした東南アジアの急激な成長傾向が世界の石油市場や世界の天然ウラン市場に影響を及ぼしてくることは間違いない。

ポスト冷戦型価格革命が進む中でエネルギー間でのコスト競争も一層激しくなる。原子力発電も厳しいコスト低減化の攻撃にさらされよう。

6.3.2 ウラン産業

また、従来からよく指摘されているウランの軍事的・政治的商品としての位置づけも、より複雑な状況に置かれるようになった。

東西冷戦構造下で、例えば日本は西側の一員という枠組みの中で、米・英・仏らの主導で決まる西側のウランおよび原子力政策の枠内にいればよかったです。換言すれば、米・英・仏等から枠組みを半ば強制されてきたという側面もある。

ところが東西冷戦構造が崩壊し西側という枠組みがなくなると、ウラン・原子力政策は各国毎の個別の問題となってくるであろう。西側全体にとって何が有利かではなく、自国にとって何が有利かということが問題になってくるはずである。

これまでの西側生産者と西側消費者との間の、ちょうどキャッチボールのような直接的な取引が主体であったいわば穏やかな市場に、新しいプレーヤーとして旧東側諸国が安いウランを抱えて参入してきた。このため米国、欧州ではCIS産ウランについては輸入規制の動きにまで発展した。天然ウランだけではなくUF6、低濃縮ウランあるいはその役務量等、取引の対象も多彩になっている。旧東側諸国の参入や過剰在庫の放出が続く中

で、生産の裏付けのないいわば流動性の高いウランの流通が増加し、このためトレーダーと呼ばれる業者による中間売買活動が盛んになり、生産者と消費者が売り手と買い手であるという旧来の秩序も崩れつつある、ということである。

そもそもは戦略物資ということもあって本来のマーケットを必要としなかったウラン市場であるが、時代の趨勢は、先に述べたように価格の平準化・市場化である。

かつプレーヤーと取引対象の増加によって、市場の不確定性（リスク）は増加を続けるであろう。市場への過度の依存は、そのリスクをそのままかぶることになるかもしれない。

上記の大小各種のリスクの考察をふまえて、ウラン資源市場のこれからを取りまとめてみたい。

- ・価格破壊すなわち世界的な価格の平準化の大規模なうねりが続くだろう。

- ・その中で東南アジア経済が浮上し、ヨーロッパ経済が相対的に沈下するかもしれない。

- ・先進国から途上国へというこれまでの一方的な技術・情報の伝搬形態は、水平的かつ多極的な技術・情報の交流へと変化する。

- ・ロシア・中国の消費国化や新興国の発展に伴い、2000年頃から石油の逼迫感が高まろう。

- ・地球の温暖化や環境意識の高まりの傾向の中で原子力発電（特に軽水炉）の重要性が増加してゆくであろう。

- ・世界経済の構造的变化に応じて、原子力の現途上国への普及は必至であり、これから世界の原子力産業は東南アジアを軸として展開してゆくだろう。

- ・これら諸国の燃料供給の面から、多くの技術者と広大な領土を有する中国のプレゼンスが高まる可能性もある。

- ・先進諸国は既存炉の廃炉に伴う新設炉の立地が問題となってくる。

- ・天然ウランの過剰在庫処分は2000年までに終わるが、供給源と取引対象の多様化、軍事用物質在庫の利用可能性は、なおウラン市場におけるトレーダー活動の拡大を示唆しており、ウランの投機流動性の高まる可能性もある。

- ・すなわちウラン取引の市場化がより進展するかもしれない。

- ・一方で、ウラン生産・ウラン産業の寡占化も強まり、市場化への動きと相拮抗することになるのではないか。

- ・天然ウラン価格は上昇してゆく。

- ・旧CIS諸国では旧体制下からの生産イナ-

シャで現在の生産規模を維持しているが、将来的には生産力低下が起るであろう。

・価格上昇に伴い探査活動も活発化するはずで、新規鉱床発見もある。しかし開発規制等の原因で実生産と需要の一時的なミスマッチも起こりうる。

7. ウラン資源の確保

上記の考察をふまえて我が国のウラン資源確保のあり方を少し考える。

7.1 確保の考え方

(1) 効率性と連帶性

本来資源政策とは、「資源の生産、流通、消費に関連して選択・設定される諸目標を達成するために案出されたシステムな一種の政策手段」ということがいえよう。このような資源の生産から消費にいたるまでの過程が一国の中だけで完結しないことが、特に我が国では普通であることから、一国の資源政策はその国の中だけで完結するものではなく、一般的に資源産出国との関係に配慮したものでなければならないだろう。

したがって資源政策の政策の諸効果を考えるとき、図12に示すように効率性と、国際的協力を軸とした連帶性という二次元の評価尺度を持たねばならない。

この二次元世界での第III象限、すなわち効率性・連帶性ともに低次の資源確保とは、植民地時代に植民地で行われていたような現地収奪型の資源開発である。一方第I象限の、双方が高次である形態とは長期にわたる引き取り保証を資源国に与えることによって自国の供給安定を図りつつ、資源国への自主的な開発を促すという、いわば長期購入契約に近い形態がイメージされている。

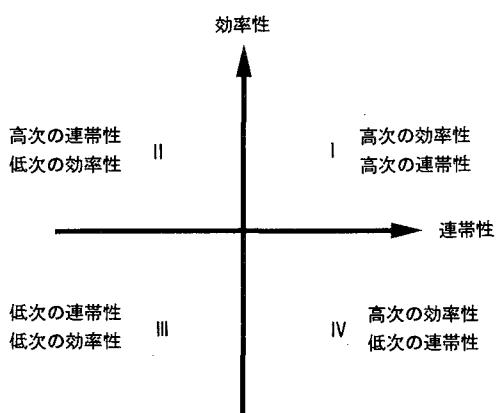


図12 資源政策の4象限

(2) DB-MS関係

ところで地下資源の開発には、①巨額の資本②高度な開発・生産技術③大きな販売市場の三つが必要である。この三つを一括し開発をするのが、欧米型多国籍企業によるいわゆる「自社開発－垂直統合方式」¹¹⁾である。

これに対して、資源保有国の資源ナショナリズムを尊重するという観点から、開発への資本参加は最小限にとどめ、③の大きなアウトレットつまり価格と数量を長期にわたり保証することによってインセンティブを与えようとするのが完全長期契約である。

鉄鉱石等に成功例を見る事ができるが、重要資源を三ヵ国ぐらいから輸入必要量の四分の三以上を有利に調達し（彼らをMajor Supplierにする）、彼らにとって日本がDominant Buyerであるという、DB-MS関係を打ちたてようとするのが日本型「開発輸入－長期契約」呼ばれる方式である。

確かに日本は特定資源入手につき3~4の国に命脈を握られるのだが、上のような関係が樹立できる場合には、丸抱えしているDominant Buyerの方が有利な地位に立ちうる。

資源開発のためには、必要やむを得ない場合に限り最小限の開発参加（融資買鉱、生産物分与とか、10~30%程度の資本参加）をするが、アップストリームでの利益をめざすわけではない。そして欧米型のように生産・流通・販売にまたがる企業の垂直統合を目指すのではなく、「長期購入契約」を基軸としてあくまで日本への輸入を安定的に確保することが目的である。これは資源産出国に利益をもたらすだけでなく、日本のバーゲニング・ポジションを有利にする。アウトレット以外に不可欠な膨大な資本、高度の技術や旺盛な企業家精神は米欧に期待することになる。

日本の需要がかたまり的大量であって、大規模開発が刺激され規模経済が実現するという一次産品については、開発輸入－長期契約方式を通じて、日本はDB-MS関係を樹立することができ、このような関係の形成は日本にとって有利な資源保証となる。

ただし、この方式の限界として需要の保障という間接的なインセンティブで特に新規資源開発が十分に刺激・促進されるかという問題がある。まだ無限に存在するとみなしてよい資源等についてはDominant Buyerの方が強い立場にたちうるとしても、枯渇が明白でありにも重要な石油資源、あるいは我が国が当面大きなアウトレットを

保証できない資源—ウランがまさにそれに該当する一に対しては、日本型「開発輸入—長期契約」を補強する方策が必要となることに留意しておきたい。

7.2 わが国のウラン資源確保政策

上記をふまえた上で我が国のウラン資源確保政策を眺めてみたい。

ウランは純粋のエネルギー資源だが、国のエネルギー政策すなわち総合エネルギー政策の中には、石油等のような確保すべきエネルギーとして位置づけられているわけではない。原子力そのものが、電力源として位置づけられており、そのためには原子力政策がある。燃料となる天然ウランの確保については、原子力政策の中にその長期安定供給を確保すべきであるという考えは貫かれてはいるものの、エネルギー資源としてのウランはいわば原子力という看板に隠れた形になっている。

原子力政策は、周知のように、「原子力の研究、開発および利用に関する長期計画（新長計）」に定められており、天然ウランの確保に関しては、その第3章に記述されている。

これまでと同様、新長計で述べられているウラン資源確保政策は

- ・長期購入契約
- ・鉱山開発への経営参加等
- ・自主的な探鉱活動

の3本の柱よりなっている。このうち動燃事業団に自主的な探鉱活動を付託している以外、特にその実施主体を明記していない。長期購入契約は専ら各電力会社のたゆまぬ努力によってすでに2000年を越えるあたりまでの確保が進んでいる。後の二つについて、例えば鉱山会社等の民間企業が参入しようとするとき、長計はいわば国の助成を約束するが、この助成は、原子力政策ではなく鉱業政策の枠組みの中で実現する。

鉱物資源の一つとしての天然ウランは、重要鉱物資源の安定供給の確保を目的とする鉱業政策の対象鉱種の一つとして挙げられている。民間会社による海外での探査・開発等に対する、金属鉱業事業団を通じた国の助成という形で政策が発動する。

すなわち、燃料としての天然ウランそのものの安定供給の確保に関する方法を原子力政策が定め、それらの方法を民間会社が実施する際にはその実施形態に対応した既存の政策に定められている具体的な国の関与のあり方に従う、というスキームになっている。

具体的な助成策のありようは、石油開発に対する

る国の助成策とほぼ同様であるが、何といつても大きく異なるのは、助成の受け皿となるべき産業の規模であろう。国内に天然ウラン産業関連企業は2~3社を数えるのみという、市場規模の小ささは前述したとおりだが、こうした産業基盤を欠けていては、国の助成を主体とする確保政策も形だけのものになる可能性もある。

7.3 大消費国のウラン資源確保活動

ここでウラン資源の確保方策について、米国とフランスと日本を比較したものを表4に示す。この三国はウランの大消費国という点で一致しているがそれぞれの国情もあり、確保の方策も異なっている。

まず米国であるが、実はこの国はウラン資源確保に関する特段の努力は行っていない。長期契約と当用物市場から購入するだけである。その意味では比較する対象として適切でないかもしれない。ただし米国地質調査所とDOEのエネルギー情報局(EIA)が、天然ウランに関する担当分野での情報活動を行っている。コスト高とはいえ、自国内に化石資源もウラン資源も豊富に賦存しており、価格が低迷している限り市場からの調達が結果的に自国資源の温存につながっている。鉱山産業は強大とはいえないだろうが、鉱業・探鉱技術の維持あるいは技術者の職場という観点からみても全く問題はないと考えられる。

フランスは自国内に化石燃料はないがEU圏でみれば無いわけではない、ウランは多少存在する。

表4 米仏と日本

	米	仏	日
ウラン資源	多 既知資源166万tU	小 4.8万tU	無 0.7万tU
ウラン市場	有 WNFM spot	無	無
トレーダー ブローカー	多 NAC, Ux, (NUKEM)	無	無
原発寄与率	低 19%	大 75%	中 26%
化石燃料 埋蔵量	多 26,500mB	無 206mB	無 54mB
全エネルギー 輸入依存度	低 17.5%	中 53.2%	大 84%
探査活動	国内	権益買 海外探鉱	海外探鉱
情報活動	DOE/EIA	CEA/COGEMA OECD/NEA	

原子力発電では米英に遅れたが、エネルギー資源の制約を克服するため国策として強力に原子力開発を推進し、出遅れを逆に利用して、効率の高いエネルギー供給体制の構築に成功していることはよく知られている。自国のエネルギー安全保障上の弱点を、核燃料サイクルの完結や原子力関係国際機関の存在等にみられるような情報資源の確保等によって克服している。

一方の我が国であるが、国内にフランス以上に資源を欠くにも係わらず、米国に似た市場依存性の高い体質で、情報に対する備えも十分配慮されているとはいいがたい。

いわゆる現代の市場経済の社会で、必要なものを確実かつ安定的に得ようとする場合に人々のとりうる行動は

- ・市場から購入する
- ・そのものを生産している企業への出資
- ・自らの手で生産する（起業）

の三つである。この三つの方法は一般的にこの順にいろいろな意味での困難さが増すが、その代償としてそのものに対する支配性が増す。困難さとは通常リスクあるいはコストである。

前述のウラン資源確保政策としてこれまで長計に一貫して保持されてきた、長期購入、経営参加、自主的探鉱の三つの方法はこの順に、このパターンに対応している。図13は、こうしたウラン調達のいわば階層構造に沿ってこれら三国の活動パターンを整理したものである。この図は、当該プロジェクトに関係したとき、その関係の仕方が上記三つのどれであったかを表現したものである。米国は、年間必要量17,300tUに対して、2,200tUの国内生産があるほかは、市場調達のみということで論外として、フランスがどの階層の調達活動にも万遍なく手を出していることが読みとれよう。特に、最近のウラン探鉱関係企業買収によって間接的に獲得した権益が目立っている。要するにフランスの場合、COGEMAという生産者と、それにちょうど相対するEdFという消費者の、両者の関係がしっかりとしている、良く定まっているということをいえよう。

日本は、電力会社による市場調達が主体であり、動燃事業団による探査活動もそれなりの規模で行われているが、やはり民間による権益確保や資本参加の活動が明らかに手薄である、つまりフランスに比較してバランスが悪いように見える。

7.4 自主開発—確保論か責務論か？

資源確保のための方策の論拠は、確保論と責務

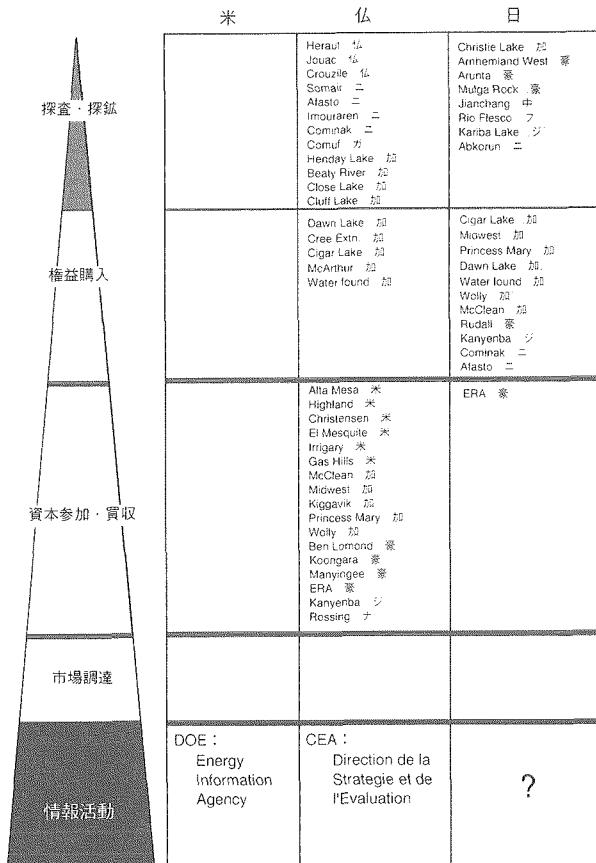


図13 大消費国のウラン資源確保活動

論に大別できる。確保論とはあくまで我が国の必要とするところを基本にした確保策であり、裏付けのある確保対象量が議論の前提となる。一方、責務論とは国際的責務に重心をおいたものいいである。前述の効率性と連帶性の次元でいえば確保論が効率重視、責務論が連帶重視ということもできよう。

前述したように石油確保政策は、我が国企業による石油のいわば自主開発によって、「原油安定供給の確保、産油国との関係強化、石油大消費国としての国際責務（減耗する資源の量的確保）がはたされる」と、いわば自主開発に取り組む理念としての責務論をまず展開する。

「石油資源は絶えず開発していくなければ減耗していくもの。我が国は、世界第三位の石油消費国であり、他の先進国と同様に、石油の自主開発を進めることにより、将来の世界の石油安定供給に積極的に貢献する必要がある」として石油大消費国としての国際責務を説いている。しかるのち、こうした自主開発による石油供給目標を具体

的に定めるという確保論的な展開を図っている。

エネルギー資源一般に敷衍できるが、このような減耗する資源の大消費国としての国際的責務は否定することができない。したがって、資源政策に、そのような責務を果たす、といふいわば国の理念として責務論的立場が明確に表現されていることが望ましいであろう。

ただ、そのような責務を念頭において漫然と行動することをいましめるためにも、やはり具体的なアクションプログラムが必要なわけで、こうしたアクションプログラムの目標となる数字を定めることが当然必要になってくる。これがすなわち確保論にあたる。

- ・国の理念としての資源政策—責務論
- ・需要予測に基づいた具体的アクションプランとしてのウラン資源政策—確保論

先ほど紹介した日本型「開発輸入—長期契約」はいわばこの二つを統合した形になっている。しかしこれは将来にわたり制約のない資源に対して可能な基本の方策であって、その意味においていわば国際公共財としての資源の大量消費に対する国際的責務という視点は裏に隠されている、つまり確保論的立場だということができる。

ではウラン資源はどうか。

天然ウランの確保が石油政策のように独立した政策ではなく、原子力政策の中で位置づけられてきたということは、天然ウランの確保が一貫して確保論的に位置づけられていたということに他ならない。今でこそ事情は変わってきているが基本的に原子力政策とは国内政策である。例えば昭和47年（1972）長計から昭和57年（1982）の長計が定められるまでは、三分の一開発輸入等の確保論的目標が掲げられていた。しかし電力会社による調達も進み、また折りからの天然ウランの供給過剰が続く中で、確保論としての具体的目標も失われていった。これは「長期契約」という確保論的により優れた方策に、確保論的に脆弱な自主開発輸入方策が淘汰されたと解釈することも可能である。「開発輸入」は、その時期に開発可能な十分低価格のウラン鉱床の発見・把握があり、電力の調達計画との整合もとれた上で初めて可能になり実現する。ちょうど良い時期に必要な量を安価に供給するという、銀に準ずる稀少資源開発の立場からみれば非常に困難な課題を前提にしていた。

また日本型「開発輸入—長期契約」方策では欧米に期待した、膨大な資本、高度の技術や旺盛な企業家精神を、自主開発輸入では国内に探さねばならない。

では我が国のとりうる方策はなにか。

・ウラン資源の基本的確保方策はDB-MS関係を指向する日本型「開発輸入—長期契約」とする。すなわち各需要家による長期契約調達方式を確保論的立場から積極的に評価する。

・しかしながら、こうしたDB-MS関係の形成が可能になるのは、我が国が将来にわたって大きな需要を保障できることが前提であるが、当面我が国にそうしたかたまり的需要の発生は考えにくい。

・鉱山の休廃止や探査活動の低迷による将来の逼迫が予測される中で、減耗するウランの大消費国としての国際的責務は否定しがたい。

・この二点から、日本型「開発輸入—長期契約」を責務論的立場から補強する方策として探査活動等の重要性を改めて指摘したい。

・探査活動には、少なからぬ資本と高度の技術が必要であり、なによりも高いリスクに耐える忍耐が不可欠であり、先進国のみが良くこれを行いうる。

・探査活動の目標は、国際公共財としてのウラン資源の我が国による減耗を補償するところにおく。

・この目標を達成するには、探査以外にも各種の研究開発等の手段があり得る。

・こうした諸活動全体の規模は、減耗を補償するだけの鉱量を発見するために必要な額から、長期契約調達によって海外の鉱山会社等に支払われる中から探査等に再投資される額を差し引いた水準が一つの目安となる。

持つて行きようでは高度な資源確保政策となる日本型「開発輸入—長期契約」を基軸とし、さらに責務論的な立場に立って、大消費国として、将来にわたり原子力発電の燃料としての天然ウランの低価格で安定的な供給のためにも、日本の消費によって埋蔵量から減耗してゆく量を補償するため、みずから探査活動を続けてゆくことを対外的にも明らかにしてゆく、といふいわば長期購入と直接探査のハイブリッド戦略である。いわば米仏の両極の中間方策ともいえる。

探鉱活動の実施主体についてはいろいろの議論があるが、現在の価格と先述した市場規模から考えて当面収益を前提とした民間資本による探査活動に期待はできないであろう。民間が進出するには、収益が可能となる企業規模を確保するため、燃料サイクル他分野への進出（垂直統合）と世界市場への進出（水平展開）といふいわゆるCOGEMA型の企業の出現に待たねばならないと考える。

2030年までに世界の確認資源の20%を日本が消費すると予測されているとき、レッドブックでいう130\$/kgU以下の確認資源208.3万tUが日本の消費によって明らかに減耗したといわれる事態にならないようになることが重要だと考える。

長期的な視点に立って、国がその補完的な役割を果たすというこれまでの政策になんら変わるところがないといえるが、我が国が軽水炉を主体にしたエネルギー生産を行いつつ、将来を見据えたプルトニウムサイクルについての研究開発を進めるという、いわゆるハイブリッド戦略を採用しているように、こうしたこれまでのハイブリッド戦略に積極的な評価を与えるべきである。

8. おわりに

天然ウランは、今たまたまマーケットメカニズムに落ち込んで、スポット価格が「ばかげた」値段になっている。マーケットメカニズムに落ち込むとは、静かで限定的な需要に対して歴史的偶然による一時的な大量の供給がマーケットという場で出会ってしまったという意味である。価格はコストに関係なく暴落せざるを得ない。つまり、これが恒常的・長期的体制だと考えるべきではない。

5章で述べたように、高品位大規模鉱床群の発見、石油ショック、原子炉重大事故、東西冷戦構造の崩壊等ウラン産業外の歴史的な出来事が、偶々この時代に発生し、しかもその順序が見事に天然ウランの過剰在庫の発生を促す方向に生起したのはどうしたことか。歴史に「もしも」は無いが、もしも石油ショックの前に原子炉重大事故が起きていればどうなっていたか。

しかし、もはや供給過剰を促がす条件は出尽した、と考えることもできる。

ウラン資源のポテンシャルからすれば、長期的にみて天然ウランが逼迫することは考えにくい。しかし硬直的な需要と、落ちつかない供給がマーケットという場で出会えば、現在の逆の事態として物理的に払底する可能性が否定できないことは、その歴史が教えるところである。

世界経済の趨勢をふまえるなら、国のウラン資源確保は長期購入契約が最適である。しかし、将来より安いウランをより必要とするような国々が出現してくるなら、価格低減化への努力を果たさない大口需要家に対する反発も必至である。

また、今や多くの予測が、2000年前後での天然ウラン供給不足を指摘している。

あるトレーダーの破産を契機として、スポット価格は今年に入った数ヵ月間に30%以上も上昇した。市場関係者によれば、小規模ながらウランのDry-upがおきており、期近物は数百トンのウランがデリバリできないこともあったという。

問題は、このような価格が上昇することではなく、市場の不確定性にある。筆者はこの不確定こそこれから天然ウラン資源産業についての最大の問題だと考えている。国の基幹的なエネルギー供給源の燃料を供給するウラン産業については、供給不足などの極端なリスクまでも含め、あらゆるリスクすなわち不確定性は、極力これを排除する努力を続けるべきであろう。情報活動を含めた地道な探査活動こそが、これら二つに対する最良の処方箋であると再度認識を新たにした次第である。

参考文献

- 1) McKelvey : Mineral resources estimates and public policy., United States Mineral Resources (USGS) (1973).
- 2) Smith, V.K.: Scarcity and Growth Reconsidered, Johns Hopkins Univ. Press (1979).
- 3) Fisher, A.C.: Resource and Environmental Economics, Cambridge Univ. Press (1981).
- 4) UI1991.9.5 ; ERA, Phillip Shirvington.
- 5) WNF M 5.18, Cameco ; Gerald. W. Grandey (1993).
- 6) COGEMA, URANIUM MINING SREATEGY, COGEMA (1994).
- 7) 動燃資源情報 No541、Cogema社の北米における資産状況(1994).



ATR炉心設計手法の高度化

前田誠一郎^{*}
猪原 敏照^{*}
飯島 隆^{*2}
清野 英昭^{*3}
小林 哲朗^{*4}
竹内 道雄^{*5}
菅原 悟^{*}
松本 光雄^{*5}

東海事業所技術開発推進部、 *1 大洗工学センターシステム開発推進部
*2 新型転換炉ふげん発電所、 *3 大洗工学センター基盤技術開発部
*4 電源開発株式会社、 *5 動力炉開発推進本部

資料番号：94-2

Advance of Core Design Method for ATR

Seiichirou Maeda^{*} Toshiteru Ihara^{*} Takashi Iijima^{*2}
Hideaki Seino^{*3} Tetsuro Kobayashi^{*4} Michio Takeuchi^{*5}
Satoru Sugawara^{*} Mitsuo Matsumoto^{*5}
(Technology Development Co-ordination Division, Tokai Works
*System Engineering Division, O-arai Engineering Center
*2 Fugen Nuclear Power Station
*3 Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center
*4 Electric Power Development Co.
*5 Reactor Development Project)

ATR実証炉では、燃料集合体当たりの燃料棒本数を「ふげん」の28本から36本に変更し、チャンネル出力の増加、燃料の高燃焼度化等の炉心高度化を図っている。これら炉心高度化に対応するため、熱的制限値の決定にはより合理的な確率論的評価手法を採用するとともに、「ふげん」運転データ等に基づき炉心設計計算精度を評価し、出力分布の計算精度がATR実証炉での設計目標を満足することを確認した。また、熱的余裕の評価において重要な36本燃料集合体のための限界熱流束相関式を開発するとともに、限界熱出力の評価精度を明らかにした。

1. はじめに

新型転換炉ふげん発電所（以下「ふげん」とする）は、電気出力165MWの重水減速・沸騰軽水冷却圧力管型原子炉であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX燃料）を本格的に使用した熱中性子炉として、昭和54年3月の運転より順調な運転を継続している。

これまでの運転を通して「ふげん」の炉心特性を評価し、「ふげん」炉心設計手法の妥当性を実証してきた。これらの成果は新型転換炉(ATR)実証炉の炉心設計に反映されている。

ATR実証炉では、燃料集合体あたりの燃料棒本数を「ふげん」の28本から36本に変更し、チャンネル出力の増加、燃料の高燃焼度化等の炉心高度化を図っている。これら炉心高度化を効果的に実施するためには、炉心設計計算精度を正確に把握するとともに、合理的な設計手法を採用するこ

とが重要である。そのため、ATR実証炉の熱設計においては、熱的余裕を示す指標を「ふげん」の最小限界熱流束比(MCHFR)から最小限界出力比(MCPR)に変更するとともに、熱的制限値の決定には、より合理的な確率論的評価手法を採用している。

本稿は、これらのATR炉心設計手法の高度化のための研究開発を総合的に述べたものであり、2章においては、ATRの炉心設計の一般的な特徴、炉心設計手法ならびに炉心高度化の内容について紹介する。3章においてはATR実証炉用36本燃料集合体の出力分布評価に関連して実施された新型転換炉技術確証試験データの検証結果を中心に、出力分布評価精度について述べる。

4章においては、確率論的な熱設計手法と36本燃料集合体のための限界熱流束の開発成果について述べる。

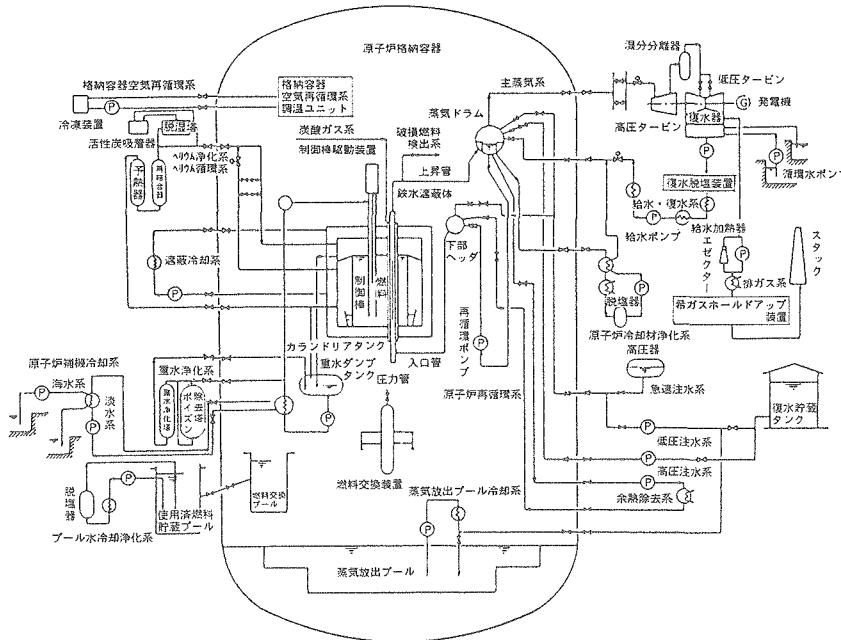


図1 「ふげん」の主要系統図

さらに、今後の炉心高度化として高燃焼度54本クラスタ燃料の開発を進めており、5章ではそれと並行して進めている炉心設計手法の高度化について述べる。

2. ATR炉心設計手法

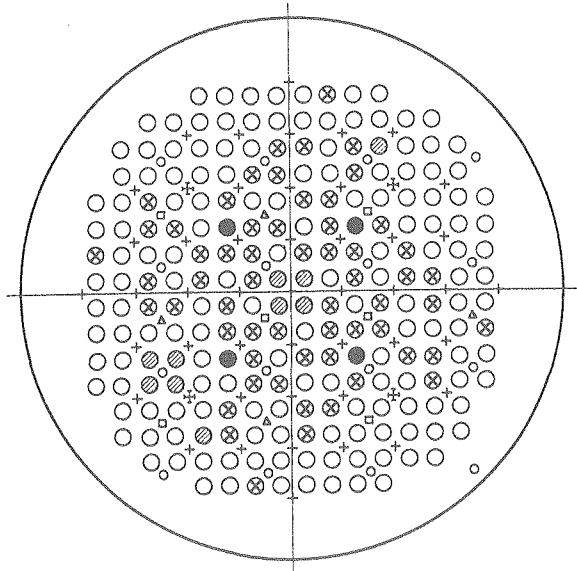
2.1 炉心設計の特徴

(1) 核設計の特徴

ATRは、重水減速・沸騰軽水冷却圧力管型原子炉であり、減速材と冷却材が分離され、減速材に熱中性子吸収の少ない重水を用いている。炉心には、MOXあるいはウラン標準燃料集合体と、圧力管材料照射試験片を内蔵する特殊燃料集合体が装荷される。「ふげん」を例に、主要系統図、炉心配置図、燃料集合体概略図を各々図1～図3に示す。

核分裂に必要な熱中性子は、主に減速材である重水中で減速され、常に一定の熱中性子が正方格子に配列された圧力管内の燃料集合体に供給されるので、Puの共鳴吸収の影響を受けにくく、また、Pu同位体の影響を受けにくい特徴を有している。そのため、燃料としてMOX燃料を用いる場合もウラン燃料と同一の集合体形状、寸法で容易に利用できる。

炉心の反応度は炉心上方より出し入れする制御棒と重水減速材中の液体ポイズン(^{10}B)で制御される。制御棒は、主として外乱による反応度変化の補償や燃焼による反応度劣化の短期的な補償



記号	名称	員数	記号	名称	員数
○	ウラン燃料集合体	59	○	局部出力検出装置(LPM)	16×4
○	MOX燃料集合体	151	+	制御棒	45
●	特殊燃料集合体	4	+	出力調整用制御棒	4
◎	照射用燃料集合体	10			

図2 炉心配置図(第16サイクル)

に使用され、重水中の ^{10}B 濃度調整は、燃焼による反応度劣化の長期的な補償等に使用される。制御棒は重水減速材中に挿入されるので、MOX燃

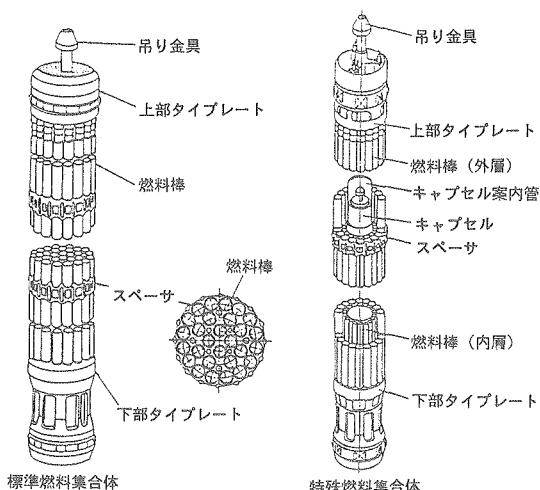


図3 燃料集合体概略図

料を用いる場合も制御棒の仕様、配置を変える必要がなく、核燃料の多様化を図りやすい。

また、燃料集合体内での熱中性子束分布は逆円錐状となり、3層同心円状に配置した内層、中間層、外層燃料棒の核分裂性物質量を変えることにより、燃料集合体内出力分布の平坦化を容易に図ることができる。

一方、燃料集合体が収納された圧力管内は熱中性子吸収が大きく、その外側の大きな体積を占める重水領域は熱中性子吸収が小さいので、ATR格子は軽水炉格子より非均質になっている。

また、冷却材である軽水は、重水より熱中性子の吸収が大きいので中性子有効利用の観点から燃料冷却に必要な最小量としており、冷却材ボイド率が増加した場合、中性子減速効果に及ぼす影響は小さく、軽水による熱中性子吸収の減少と相まって、冷却材ボイド反応度係数は零近傍の値を示す。

(2) 熱水力設計の特徴

ATRの原子炉冷却系は、蒸気ドラム、下部ヘッダ(ATR実証炉の場合はウォータードラム)、再循環ポンプおよび多数本の縦型圧力管からなる2つの独立した系統から構成されている。

各チャンネルの冷却材流路はそれぞれ独立しており、各チャンネルの冷却材流路の下部ヘッダから蒸気ドラムまでの圧力損失が等しくなるようにチャンネル流量は配分される。出力が高いチャンネルは、ボイドの発生が多いため圧力損失が大きくなり、チャンネル流量が減少する。したがって各部の圧力損失を精度良く評価し、合理的なチャンネル流量配分を考える必要がある。重水炉は、中性子移動面積が大きく炉心内出力分布の平坦化

が図りやすく、「ふげん」の大きさの炉心では、炉心周辺部のチャンネルを除いて炉心内出力分布はかなり平坦化されている。そのため、燃料集合体構造が異なり、圧力損失の大きい特殊燃料集合体装荷チャンネルを除く入口管に2種類のオリフィスをつけることにより、チャンネル流量を適正に配分している。

また、燃料集合体スペーサーは、冷却材の流動抵抗となると同時にスペーサーによって流れが乱され、スペーサー下流の熱伝達が促進される効果をもっている。したがって、炉心内の圧力損失を大きくせずに熱除去性能の向上を図るために、燃料集合体のスペーサーを不等間隔に配置している。

さらに、圧力管型炉の特徴として、チャンネル間での流量振動の可能性についても考慮し、設計されている。

2.2 炉心設計手法

(1) 核設計手法

核設計は、大別して出力分布評価手法と反応度評価手法の2種類の核設計手法に分類できる。

① 出力分布評価手法

出力分布は、最大線出力密度(MLHGR)の制限値を満足するよう設定する必要がある。同時に出力分布によりチャンネル流量が決まり、それと結合して求まるMCHFR(あるいはMCPR)の制限値を満足するよう設定する必要がある。また、出力分布により、炉心の各種反応度が変化するので、これを精度良く予測することは非常に重要である。

ATR炉心の単位格子は、減速材である重水、圧力管、カランドリア管、さらに圧力管内の燃料集合体と燃料からの発熱を除去する冷却材により構成されている。熱中性子束は重水中で大きく、圧力管中央部で減少する。高速中性子束は燃料内で大きく、重水中では減少し、熱中性子束とは逆の傾向を有する。このように中性子束分布が単位格子内で歪むATRの出力分布評価では、まず単位格子内の中性子束分布および出力分布を計算し、その単位格子の平均核定数を用いて炉心全体の出力分布を計算する方法を用いている。

炉心設計フローを図4に、それに使用する核熱水力設計コードを表1に示す。出力分布評価では、まず格子計算コードにより、燃料集合体の種類別に燃焼計算等の格子計算を実施し、燃焼度依存の無限増倍率、中性子移動面積、核分裂断面積、局所出力ピーキング係数等を求める。

これら格子核定数を用いて、炉心計算コードに

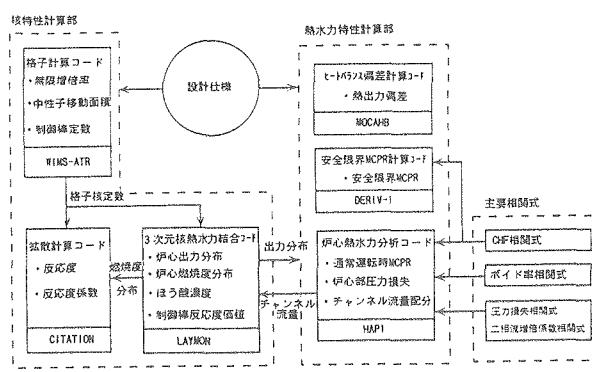


図4 炉心設計フロー

より炉心3次元出力分布を計算し、初装荷炉心から取替炉心平衡サイクルまでの炉心燃焼計算を実施し、炉心寿命を通じて、MLHGR、MCHFR等の熱的制限値を満足することを確認する。また、必要に応じて解析の初期に戻って、燃料集合体の条件を変更し、出力分布評価を繰り返し実施する。

MOX燃料集合体は、Puの吸収断面積が大きいので、燃料集合体内の局所出力ピーピングが大きくなるが、3層同心円状に配置した内層および中間層と外層に核分裂性物質量の異なる2種類の燃料棒を採用することにより、局所出力ピーピングを抑えている。

② 反応度評価手法

反応度はプラント安定性および運転制御性に影

表1 主要な核熱水力設計コード

区分	コードの分類	計算コード名	計算コードの概要
核設計	格子計算コード	WIMS-ATR	クラスク型燃料集合体の単位格子平均核定数等を計算する輸送計算コード。 高速領域 14群 (10MeV~9.118keV) 共鳴領域 13群 (9.118keV~4eV) 熱領域 42群 (4eV以下) の69群の基本ライブラリを用いて任意のエネルギー群数で、1次元あるいは2次元の輸送計算が可能である。
	拡散計算コード	CITATION	1次元、2次元、3次元でエネルギー多群の中性子の拡散方程式を解き、中性子束分布、実効倍増率等を求めるコード。
熱水力設計	炉心熱水力解析コード	HAPI	ATRの炉心流量配分、圧力損失、最小限界熱流束比等の熱水力特性解析コード。
	ヒートバランス偏差計算コード	MOCAHB	モンテカルロ法による炉心熱出力等の変動確率分布計算コード。
	安全限界MCPR計算コード	DERIV-I	モンテカルロ法によるCPR、CHF発生確率計算コード。
核熱水力設計	3次元核熱水力結合コード	LAYMON ¹⁾	炉心内3次元出力分布を計算し、最大線出力密度、最小限界熱流束比等の熱的制限因子を計算するコード。

響を与える重要な因子であり、また、安全評価にも影響を与える重要な因子である。したがって、反応度を精度良く評価し、適切な裕度を決める必要がある。

反応度評価は出力分布評価と同様に、格子計算コードにより、反応度評価時の炉心条件に基づき格子毎の反応度計算を実施する。格子計算の反応度評価項目は、冷却材ボイド反応度、ドップラー反応度、冷却材温度反応度、減速材温度反応度、¹⁰B反応度等である。次に格子計算で得られた格子核定数を入力値とし、炉心拡散計算コードにより、各炉心状態に対応した炉心反応度計算を実施する。

反応度評価は、出力分布評価実施後に定められた燃料仕様、燃料燃焼度を条件として実施する。炉心の種類としては初装荷炉心サイクル初期、末期、取替炉心平衡サイクル初期、末期を評価する。また、出力条件としては定格出力時、高温停止時、低温停止時等すべての出力範囲で評価し、プラントの安定性、運転制御性、安全性評価に使用する。

(2) 热水力设计手法

「ふげん」では、熱的余裕を評価する指標として限界熱流束(CHF)相関式に基づくMCHFRを使用し、プラントの異常な過渡変化が起こった場合にも、燃料棒表面での伝熱形態が核沸騰の範囲に留まることを基準として、MCHFRの限界値を定めている。この「ふげん」CHF相関式は、HTLにおいて実施した実規模ドライアウト試験のデータに基づいて、CHFと燃料集合体水平断面平均クオリティの関係の最下限線をとることにより求めたものである。

一方、ATR実証炉では、熱的余裕を評価する指標としてCHF相関式に基づくMCPRを使用し、プラントの異常な過渡変化が起こった場合にも、炉心全燃料のうちCHFに至らないものが確率論的にある値以上確保されるようMCPRの限界値を定めている。この時のCHF相関式は、HTLにおいて実施した実規模ドライアウト試験データをCHFと燃料集合体水平断面平均クオリティ等の関係で整理したベストフィット式である。

炉心のMCHFR (あるいはMCPR) を求めるには、核設計で評価された出力分布と各チャンネル流量が必要である。各チャンネルへの流量配分は、各チャンネルの下部ヘッドから蒸気ドラムまでの圧力損失が等しいという条件で求められる。この際、各チャンネル内の蒸気重量率 (クオリティ) およびボイド分布の圧力損失への影響も考

慮する必要があるので、チャンネル流量配分計算は繰り返し計算となる。各チャンネル毎の流量配分およびエンタルピー、クオリティ、ボイド分布等の熱水力特性が計算されると、これらの特性値から炉心各部のCHFR (CPR) を計算し、炉心のMCHFR (MCPR) を求める。

2.3 ATR炉心の高度化

ATR炉心の高度化項目としては、

- ① チャンネル出力の増加
- ② 燃料の高燃焼度化

等があげられる。

そのための具体的方策として、細径燃料棒を使用し1本の圧力管内に入る燃料棒本数を増やすことにより、燃料棒1本当たりの熱負荷を増加させることなくチャンネル出力の増加を図ることが可能な多数本クラスタの採用が考えられる。それと同時に、多数本クラスタの燃料棒の一部にガドリニア燃料棒を採用することにより新燃料を装荷した時の新燃料での出力ピークを抑えるとともに、軸方向にPu富化度分布を付け軸方向出力分布の平坦化を図ることにより、より効果的にチャンネル出力の増加を図ることができる。

燃料の高燃焼度化を図るためにには、Pu富化度を増加させる必要があり、その場合、新燃料を装荷した時の新燃料での出力ピークが大きくなる。これに対しては、前述したガドリニア燃料棒の採用が有効である。

ATR実証炉では、燃料を「ふげん」の28本燃料集合体から36本燃料集合体に変更するとともに、軸方向Pu富化度分布付き燃料を採用し、取替燃料ではガドリニア燃料棒を採用している。その結果、圧力管本数は「ふげん」の224本から616本の約2.8倍の増加で、熱出力を「ふげん」の約557MWから約1930MWの約3.5倍に増加させることができた。また、ガドリニア燃料棒の採用により燃料集合体最高燃焼度は「ふげん」の20GWd/tに対しATR実証炉燃料では38GWd/tにしている。

以上の性能をもつATR実証炉燃料に引き続き、より細径の燃料棒を使用した燃料集合体目標最高燃焼度約60GWd/tの高燃焼度54本燃料集合体の開発を進めており、現在「ふげん」での照射試験を計画している。

3. 出力分布評価

3.1 集合体内出力分布

ATRでは、核分裂で生まれた高速中性子が燃

料領域と分離された重水減速材領域で十分に減速され熱中性子となって燃料領域に流れ込むため、燃料領域内の熱中性子束の分布は、燃料領域の中心にむかって低下する。このため、一般に、集合体内出力分布（局所出力分布）のピークは外層燃料棒で発生する。

ATRは、

- ① 燃料集合体の相互の間隔（格子ピッチ）が大きく空間的に大きな隔たりがある。
- ② 減速材対燃料体積比（Vm/Vf）が大きい。
- ③ 重水減速材は低温、低圧で、かつ重水中の中性子スペクトルは燃料組成に大きな影響を受けず十分軟化している。

といった特徴を有しており、局所出力分布等の格子特性は、隣接燃料集合体の影響を受けにくい。

したがって、核設計における局所出力分布の計算は、単位格子を対象とした計算で十分であるので、格子計算コード「WIMS-ATR」を用い、DCAでの局所出力分布測定実験の実験解析によりその計算精度を検証してきている。

DCAにおいては、局所出力分布に影響を与える下記に示す各因子につき、「ふげん」燃料集合体および実証炉燃料集合体の仕様を含む幅広いパラメータ範囲（[]内の数値はATR実証炉燃料集合体仕様）で実験を実施し、局所出力分布評価手法の妥当性を評価してきた。

- ① 格子ピッチ

22.5~28.3cm [24cm]

- ② 集合体当たりの燃料棒本数（被覆管径）

28本、36本 [36本]

- ③ 燃料物質（ウラン、MOX）、核分裂物質量

ウラン燃料 U濃縮度 1.2~2.7wt%

MOX燃料 Pu-f富化度 0.5~2.7wt%
[1.2~3.0wt%]

- ④ Gd燃料棒の有無、Gd濃度

無 [初装荷燃料]

有、Gd濃度 0.1~3.0wt%

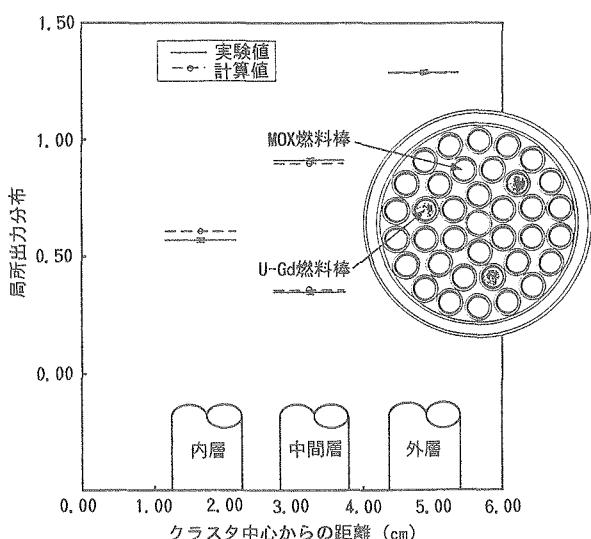
[取替燃料 0.7~1.4wt%]

- ⑤ 冷却材ボイド率

0、100% [0~80%]

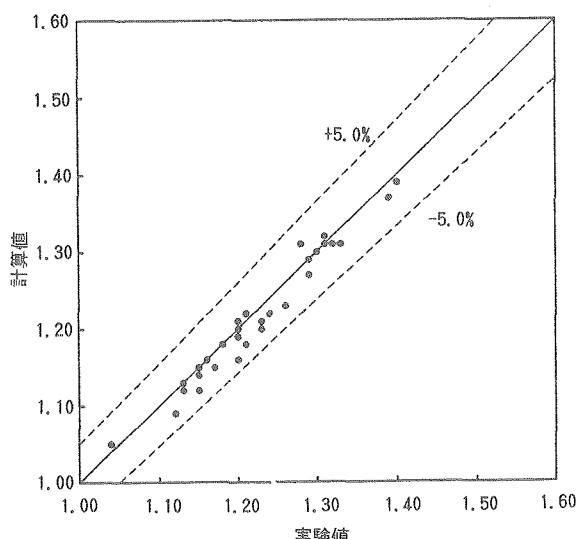
燃料の出力は燃料棒の核分裂生成物(FP)の生成量に比例することから、FPの¹⁴⁰Baが¹⁴⁰Laに崩壊する際に放出する高エネルギーγ線をNaI(Tl)検出器を使用したγスキャニング装置で測定し、各層の燃料棒の相対出力を求めている。

図5に実証炉取替燃料に相当する36本燃料集合体の局所出力分布の実験値と計算値の比較例を示す。局所出力分布は、減速材領域からの熱中性子

図 5 局所出力分布の実験値と計算値の比較例^{*1}

の流れ込みに対応して、外層、中間層（MOX燃料棒）、内層の順に小さくなっている。中間層のU-Gd燃料棒の相対出力はGdの熱中性子吸収効果により大きく低下している。図5に示すように計算値はこの傾向を精度良く再現している。

MLHGRを評価するうえで重要な局所出力ピーピング係数（LPF）に関するDCA実験データと「WIMS-ATR」による計算値の比較結果を図6に示す。同図に示すように、LPFへ影響

図 6 DCA実験データと「WIMS-ATR」によるLPF解析結果の比較^{*2}^{*1} 通商産業省委託事業（新型転換炉技術確証試験）^{*2} このデータの一部は、通商産業省委託事業（新型転換炉技術確証試験）により得られたものである。

を与える各因子についての広いパラメータ範囲の実験において、LPFの実験値と計算値は良い一致を示している。実験値と計算値の相対誤差は-3.3%～+2.3%の範囲にあり、それらの平均二乗誤差は1.5%である。これは、現設計で目標としている±5.0%を満足する値である。

また、標準燃料集合体とは形状が異なる圧力管材料照射用の特殊燃料集合体についても、標準燃料集合体と同程度の計算精度を有していることを確認している。

3.2 炉心内出力分布

ATRの炉心は減速材である重水と燃料を別々に配置した構成となっており、中性子は主に燃料領域から離れた低温、低圧の重水中でよく減速されるため、中性子スペクトルは燃料組成に大きな影響を受けずに十分軟化している。このため、ウラン燃料とMOX燃料を同等に扱うことが可能である。

「ふげん」は、初装荷炉心より96体のMOX燃料集合体を装荷するとともに、その後もMOX燃料の需給状況に応じて柔軟に対応し、MOX燃料もウラン燃料と同等に取り扱えることを実証してきた。「ふげん」でのMOX燃料集合体炉心装荷割合は、もっともMOX燃料集合体の少ない時が第4サイクル炉心で炉心224体の34%、もっとも多い時が第16サイクル炉心の72%であった。また、第9サイクルでは照射用36本燃料集合体3体を、第11サイクルでは照射用セグメント燃料集合体（36本クラスタ）2体を、第16サイクルでは照射用ガドリニア燃料集合体（36本クラスタ）6体を装荷し、照射試験を実施している。

照射用ガドリニア燃料集合体が装荷された第16サイクルの炉心配置図は、図2に示したとおりである。この第16サイクル初期の照射用ガドリニア燃料集合体の軸方向出力分布の実績値と計算値の比較例を図7に示す。この実績値は、出力校正用検出装置による熱中性子束データを用いて求めたものである。同図に示すとおり、ウラン燃料とMOX燃料が混在している混在炉心において、また、制御棒が挿入された状態においても出力分布の歪みを精度良く予測しており、出力分布の実績値と計算値は良く一致している。

MLHGRの予測においては、LPFとともに、径方向の出力ピーピング係数（RPF）と軸方向の出力ピーピング係数（APF）を精度良く予測する必要がある。これは、MLHGRが、炉心熱出力とRPF、APF、LPFの積で求められるためであ

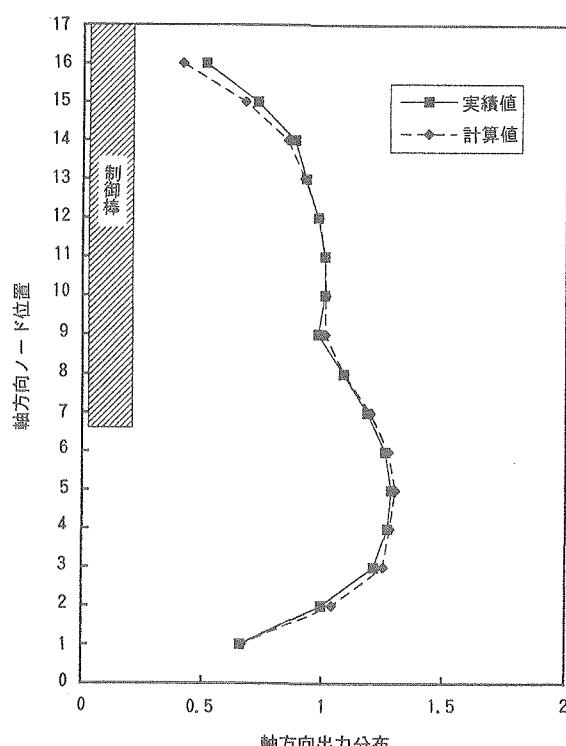


図 7 軸方向出力分布（第16サイクル初期）
(照射用ガドリニア燃料集合体)

る。RPF と APF の積で定義されるグロス出力ピーキング係数(GPF)は、燃料取替直後の各サイクル初期において大きく、燃焼とともに小さくなっていく。

「ふげん」第1～第19サイクルの運転実績データに基づき実施した「WIMS-ATR」／「LAYMON」コードによる炉心内出力分布計算精度評価の結果、出力ピーキングの計算結果は、実績値と良い一致を示しており、その予測精度は相対誤差で、GPFが-3.6～+3.5%、RPFが-1.9～+1.5%、APFが-2.8～+2.9%の範囲にあることが確認された。また、平均二乗誤差ではGPFが2.0%、RPFが0.8%、APFが1.7%である。これらは、現設計で目標としているGPFの設計計算誤差±6.2%、RPFの設計計算誤差±3.0%を満足する値である。

DCAにおいても、局所出力分布測定試験に使用した36本燃料集合体を炉心中央部に装荷し、出力分布の測定を実施している。図8に、混在炉心を模擬して各種の燃料集合体を分散配置した炉心での径方向出力分布の実験値と計算値の比較例を示す。同図より計算値は実験値をよく再現できていることがわかる。また、図9にRPFの実験値と計算値の比較結果を示す。RPFの相対誤差は

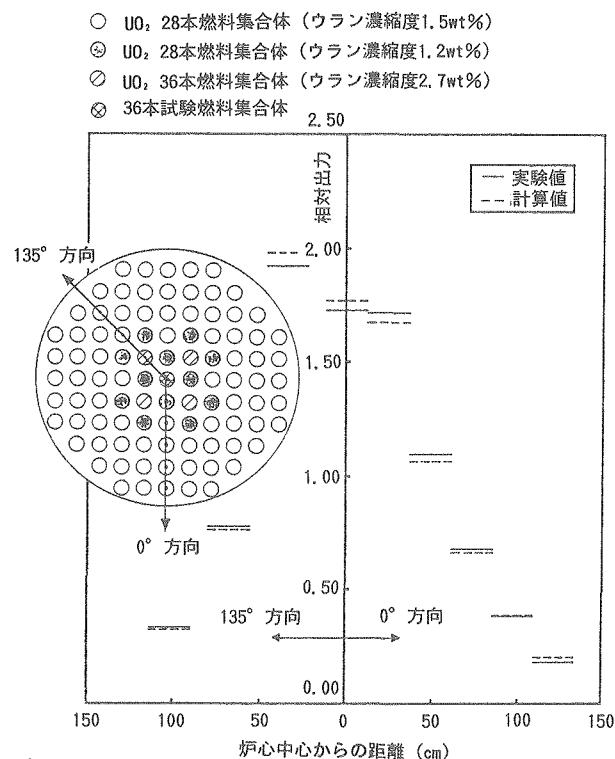


図 8 DCA実験における径方向出力分布^{*}

±3.0%の範囲内で平均二乗誤差は1.4%であることが確認された。

これらの結果より、「WIMS-ATR」／「LAYMON」コードを用いた炉内出力分布の評価手法を実証炉の炉心設計に適用できる見通しを得た。

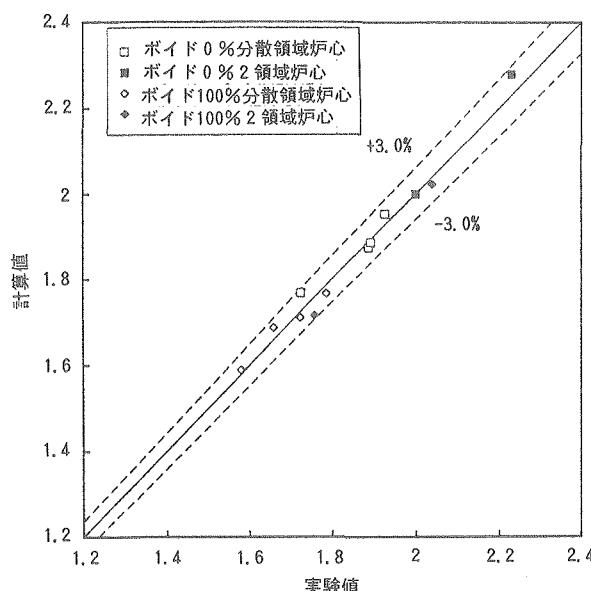


図 9 DCA実験データと径方向出力ピーキング解析結果の比較^{*}

4. 熱的余裕評価

4.1 確率論的評価手法

熱水力設計の主要な目的は、適切な熱的制限値を設定し、設計された炉心がその制限値を満足していることを示すことがある。

実証炉の熱設計では、熱的余裕を示す指標として、

$CPR = CHF$ に達する燃料集合体出力（限界出力）／実際の燃料集合体出力

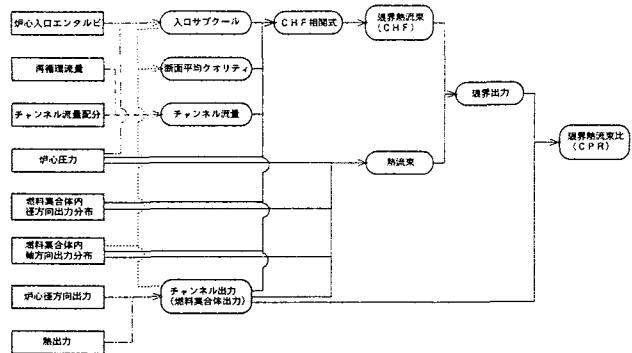
を採用している。ここで、CHFとは燃料集合体のある点においてドライアウトが発生する熱流束で、HTLでの実証炉実規模模擬燃料集合体定常ドライアウト試験データをCHFと断面平均クオリティとの関係で整理したベストフィット相関式(CHF相関式)により判定している。

熱的制限値としては、CHF相関式による限界出力の予測精度、プラント運転条件等の不確定性を統計的に考慮し、種々の過渡状態においても炉心全燃料棒のうちCHFに至らないものが確率論的にある値以上確保されるMCPRとしている。ここで、ある値として99.9%を採用し、この時のMCPRを安全限界MCPR(SLMCPR)と呼んでいる。また、SLMCPRに運転時の異常な過渡変化時のMCPR減少分($\Delta MCPR$)を加えて、通常運転時に守るべき運転限界MCPR(OLMCPR)を設定している。

限界出力は、着目する燃料集合体の出力分布および流動条件(圧力、流量、入口エンタルピ)を固定し、出力を変化させて断面平均クオリティと熱流束の関係を求め、この曲線がCHF相関式と接するときの出力として計算される。

SLMCPRは、炉心内全燃料棒のうちCHFに至らないものが99.9%以上確保されるときのMCPRとして設定される。したがって、ある炉心状態を与えたときのMCPRとCHF発生確率の関係を評価する必要がある。

図10に、MCPR評価に影響するパラメータの相関関係を示す。MCPR評価に影響するパラメータとしては、CHF相関式の予測精度、プラントの冷却材の流動状態である炉心流量、炉心圧力、炉心入口エンタルピおよび炉心熱出力の不確定性、核設計より求まる径方向、軸方向および局所出力分布の予測精度および熱設計でのチャンネル流量配分予測精度がある。このため、CHF発生確率に影響する図10に示すパラメータを不確定因子として、モンテカルロ計算によりCHF発生確率を繰り返し計算し、その最確値を求めている。



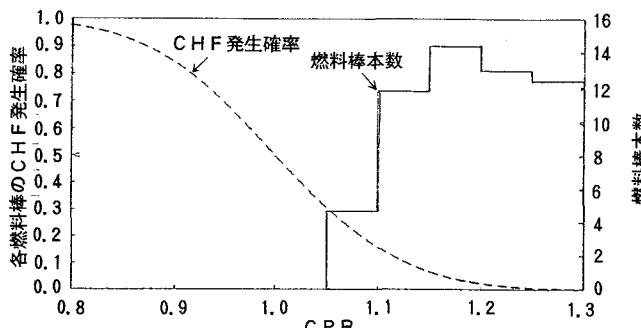


図11 CPRに対するCHF発生確率と燃料棒本数のヒストグラム（実証炉解析例）

4.2 36本燃料集合体限界熱流束と限界熱出力の評価精度

確率論的評価手法において、CHF相関式の予測精度が炉心平均CHF発生確率にもっとも大きく影響する。そのため、実証炉用36本燃料集合体実規模試験の結果に基づいて、実証炉設計に使用するCHF相関式を開発した。

CHFは重要な設計限界値であり、「ふげん」の設計当初から、実際の原子炉運転状態を模擬してATR燃料集合体のCHFに関する試験ができるよう、HTLを建設し試験が行われてきた。HTLは、定常状態はもちろん過渡状態をも模擬できるよう設計され、1970年から稼動している。当初は「ふげん」に装荷する28本標準燃料集合体および圧力管材料等の照射を目的とした36本特殊燃料集合体を対象にして各々約2200点および約600点のCHFデータを集積した。これらのCHFデータに基づいて、スペーサピッチや圧力管内の燃料集合体偏心等のCHFに影響する重要なパラメータを明らかにするとともに、「ふげん」設計のために、これら集積したデータの最下限に対応するCHF設計式（いわゆる「ふげん」設計式）を作成した^{2)~4)}。その後、ATR実証炉設計の進捗に伴い、36本燃料集合体を主体に54本および60本の多數本型燃料集合体についてもCHFデータを集めしており、平成5年4月現在での累積データ数は約10000点となっている。

(1) 限界熱流束測定試験

1) 試験における基本的考え方

限界出力予測精度を向上するためには、CHF測定データへの余分な誤差の混入を極力排除する必要がある。このため、試験で得られたCHFデータは、試験条件と実機条件の差異を補正する必要をなくして、そのまま実機設計に適用できるように、CHFの測定試験は以下に示す基本的考え方則って行った。

- ① 可能な限り実機の形状寸法に則した試験体を使用し、炉外試験に伴うスケールファクタを排除する。
- ② 冷却材の流動条件および燃料集合体の出力分布は実証炉の設計で想定される条件を包含するようにする。
- ③ 製作公差等により不確定性を伴うもの（圧力管内径、燃料集合体偏心等）は、試験結果が保守側の値を示すように試験条件を設定する。

したがって、試験に使用した模擬燃料集合体は、燃料棒外径、燃料棒配列、発熱長、スペーサ等の形状寸法は実機と同一にし、これも実機と同一寸法で製作された圧力管内に装荷した。模擬燃料集合体の軸方向および集合体内局所出力分布は、実際の原子炉内における出力分布を模擬し、かつ燃焼に伴う出力分布の変化も模擬した。冷却材は高温高圧の蒸気-水二相流であり、圧力、流量、温度等の流動条件についても実証炉の通常運転および異常な過渡変化の領域を含む運転条件を包含するように試験範囲を設定した。

圧力管内径と燃料集合体スペーサ外径との間には燃料集合体の挿入性の観点からわずかの間隙が設けられている。この間隙は製作公差により種々の値をとる。燃料集合体はこの間隙に応じて圧力管内で径方向に偏る可能性が考えられる。しかし、このような状況を忠実に実現して試験を行うことは非常に困難なので、試験においては製作公差を考慮した場合の最大の間隙を実現させようとして、かつ燃料集合体が圧力管内で上から下まで一様に偏心するようにスペーサの片側にリブを取り付けた。このような条件下で得られるCHFは実際の炉内で想定されるものよりも保守側の値をとることになる。

HTLの試験部の構造の概略を図12に示す。

2) 試験条件

通常の円管等を用いたドライアウト試験においては、次のような因子が実験パラメータとなっており、これらはいずれもCHFに影響することが一般的に知られている。

- ① 冷却材圧力
- ② 冷却材流量
- ③ 冷却材入口エンタルピー
(または入口サブクール度)
- ④ ドライアウト点の冷却材エンタルピー
(または蒸気クオリティ)
- ⑤ 水力等価直径
- ⑥ 加熱部長さ

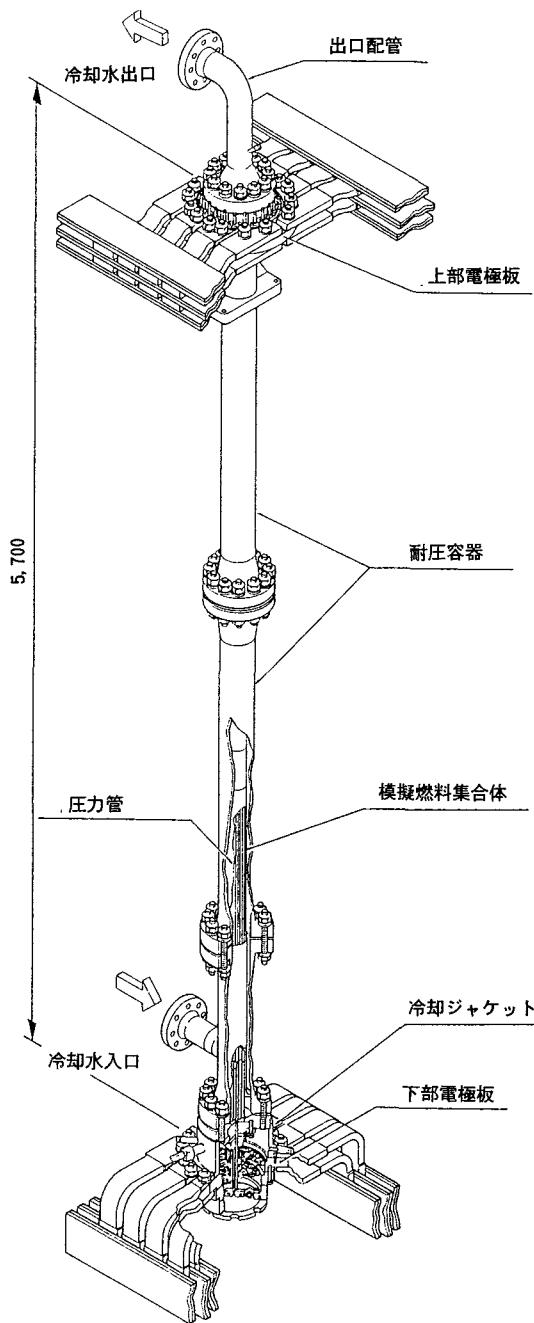


図12 テスト部概略図

- ⑦ 冷却材流れ方向（垂直上昇流、水平流等）
⑧ 軸方向発熱分布

ATR燃料集合体のようなクラスタ型燃料のCHFに関してはこれらの因子はそのままパラメータとなりうる。しかし、今回は実証炉用36本燃料集合体を対象としているため、水力等価直径、加熱部長さ、冷却材流れ方向は、実機と同一条件で固定している。

クラスタ型燃料の場合、これらその他に、次の因子についても考慮する必要がある。

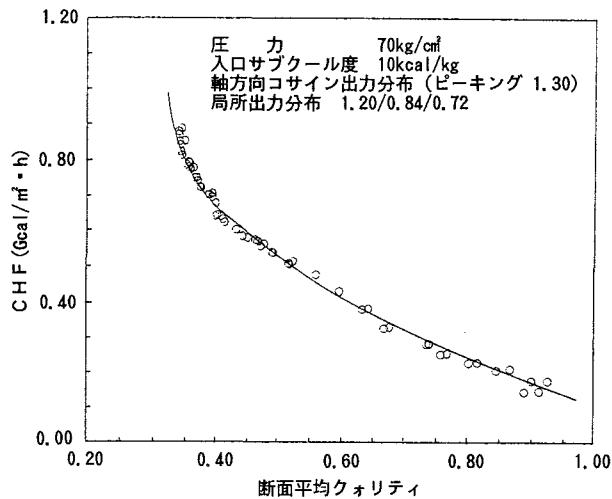


図13 蒸気クオリティの限界熱流束に与える影響

- ⑨ スペーサ間隔およびスペーサ構造
- ⑩ 燃料集合体内局所出力分布
- ⑪ 燃料集合体（あるいはスペーサ）と圧力管の間隙
- ⑫ ガドリニア燃料棒の配置

試験条件はATR実証炉の最大出力チャンネルを考慮しながら、実証炉の運転条件を包含するよう、圧力、流量、入口サブクール度、蒸気クオリティ等を設定した。また、スペーサピッチ、燃料集合体偏心等の諸因子の影響についても設計条件の範囲だけでなくできるだけ広範囲にわたって試験を行い影響の定量化が精度良く行えるように考慮した。

(2) 定常限界熱流束測定試験結果

CHFは、冷却材流量、蒸気クオリティ、入口サブクール度、圧力等の流动条件に係る因子と軸方向および燃料集合体内局所出力分布、スペーサ配列、燃料集合体偏心等の燃料集合体固有因子によって影響を受ける²⁾。

ここでは、各因子の影響に関する試験結果のうち代表例を示す。

1) 蒸気クオリティの影響

CHFの蒸気クオリティ依存性($q_c - x$ 線図)を図13に示す。CHFは蒸気クオリティの増加とともに低クオリティ域ではやや急激に、高クオリティ域では徐々に減少していく。

Bennetら⁵⁾は蒸気クオリティをパラメータにしてCHFを領域分類しており、各領域毎に $q_c - x$ 線図におけるCHFの勾配が異なっていることを指摘している。このようなCHFの領域分類を参考にすると、蒸気クオリティ40%付近を境界にしてそれよりも高蒸気クオリティ域は環状流域での

液膜ドライアウト、それよりも低クオリティ域は、DNB (Departure from Nucleate Boiling) 的要素も加味された中間領域のCHFに対応していると考えられる。

2) 燃料集合体内局所出力分布の影響

局所出力分布について得られた $q_c - x$ 線図を図14に示す。図から明らかなように局所出力分布が完全に平坦化した極端なケース (LPF=1.00/1.00/1.00) のCHFは他のケースに比べて約20%低くなっている。また、大きな中間層ピーク (LPF=0.85/1.25/0.95) のCHFは他のケースに比べてCHFが低くなっている。これを除けば、局所出力分布のCHF特性はほとんど同じであり、CHFに及ぼす局所出力分布の影響はそれ程大きくない。

外層燃料棒に出力のピークがある場合はいずれの場合も外層燃料棒の内側に面した箇所でドライアウトが生じている。他方、中間層に出力のピークがある場合には中間層の燃料棒の内層に面した個所でドライアウトが生じている。さらに、完全に平坦化された出力分布の場合は中間層と内層の燃料棒の互いに向きあつた面の表面でドライアウトが生じている。このようなドライアウト発生箇所の移動は局所出力分布の変化に伴って集合体内のサブチャンネル間の蒸気クオリティ分布が変化していることを示唆するものであり、このことを「COBRA-ATR」コードを用いたサブチャンネル間の蒸気クオリティ分布解析により確認している。

3) スペーサピッチの影響

軸方向に均一の出力分布をもつ模擬燃料集合体を用いて、スペーサピッチをパラメータにして測定した $q_c - x$ 線図を図15に示す。この図から明らかなようにスペーサピッチが狭くなるとCHFが

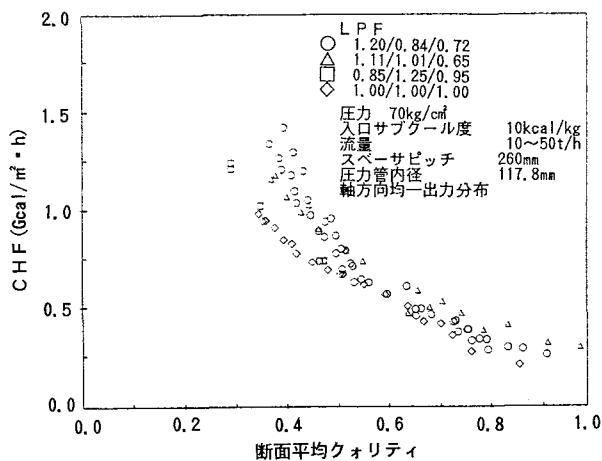


図14 局所出力分布の限界熱流束に与える影響

著しく増加しており、その割合は、460mmから360mmになった場合に2~22%、460mmから260mmになった場合に10~45%であり、28本燃料集合体の場合²⁾と同程度である。

スペーサの熱流動に及ぼす影響の一つにせき止め効果がある。Shiralkarら⁶⁾や世古口ら⁷⁾は、伝熱面に流れを阻害する物体を置くとその上流側の液膜が破断してドライパッチが発生することを観察している。また、本試験でもほとんど全てのドライアウトが、スペーサの直前で生じているのが観察されている。これらのことからスペーサのすぐ上流側で冷却材がせき止められて局所的な熱伝達の低下が生じていることは確かである。スペーサの他の一つの効果は、スペーサによる下流側の冷却材混合促進効果である。小堀²⁾、Lahey⁸⁾、Snoek⁹⁾らはスペーサによる大きな攪乱により冷却の促進が行われることの可能性を考察している。すなわち、スペーサは冷却材の流量分布を平均化することの他に、蒸気中の液滴や燃料棒表面の液膜の流動にも影響を及ぼし、伝熱面への液滴付着量を増大させる等してスペーサ下流側の熱伝達を促進させているものと思われる。このようにスペーサには冷却を阻害する効果と促進する効果があるとし、しかも冷却促進効果がスペーサからの距離の増加と共に減衰してゆくものと考えれば、スペーサピッチの減少によりCHF特性が改善されるという測定結果を説明できる。

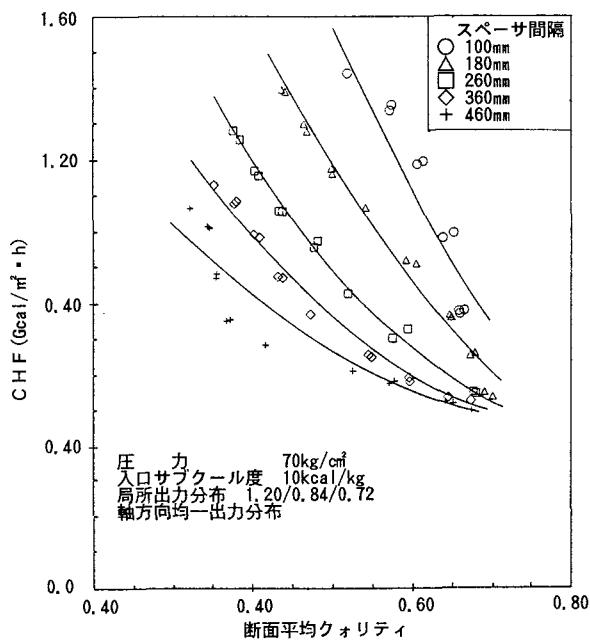


図15 スペーサピッチの限界熱流束に与える影響
(軸方向均一出力分布)

(3) 限界熱流束相関式の開発

実証炉用36本燃料集合体のCHFに影響する因子の摘出と影響の評価の結果に基づいて、CHFを以下のように表わす。

$$q_c = f(x, P, \Delta H_{SUB}, \Delta Z_{SP}, D_{PT}, \Delta E, LPD, APD) \quad (1)$$

ここで、

q_c ; 限界熱流束

x ; 蒸気クオリティ

P ; 冷却材圧力

ΔH_{SUB} ; 炉心入口冷却材サブクール度

ΔZ_{SP} ; スペーサピッチ

D_{PT} ; 圧力管内径

ΔE ; 圧力管内での燃料集合体偏心量

LPD ; クラスタ内局所出力分布

APD ; 軸方向出力分布

これまで、(1)式の一般形に基づいて、ドライアウト限界を予測する種々の相関式が提案されているが、原子炉の熱設計に使用されているものは次の2つに大別できる。

① 限界熱流束(q_c)と限界クオリティ(x_c)による方法

② 限界クオリティ(x_c)と沸騰長(L_B)による方法

①の方法は(1)式のうち q_c と x_c に着目したもので、実験データの整理および設計計算上の便利さから広く使用されており、かつこれまでサブクール域から高蒸気クオリティ状態での液体欠乏によるドライアウト域までの広い流動状態のCHFデータが良く整理できていることが知られている。

②の方法は(1)式の右辺の x_c と沸騰開始点からバーンアウト点までの長さ L_B に着目したもので軸方向出力分布が不均一の場合の相関がとりやすいとされている。

以上の方法のうち、実証炉の相関式としては、これまでのドライアウト試験結果が q_c-x の関係で良く整理できており²⁾、かつ、ATRの設計では、これまで q_c-x の相関式を使用してきている等の理由により q_c-x 手法によるCHF相関式を使用することとした。

(4) 限界熱出力の評価精度

CHF相関式の予測精度を評価するため、相関式から算定される限界出力を試験で得られた限界熱出力と比較した。

CHF相関式から求めた36本燃料集合体の全ての条件での限界出力計算値と実験値との比較を図16に示す。また、以下のように定義したECPR(Experimental Critical Power Ratio)のヒストグラムを図17に示す。図17から明らかなように

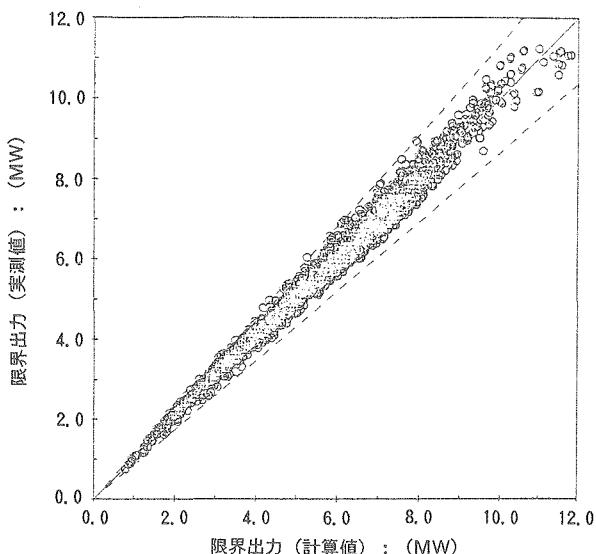


図16 限界出力計算値と実測値との比較 (36本クラスタ)^{*2}

ECPRの分散は正規分布と考えられる。

CHF相関式から求めた

$$ECPR = \frac{\text{限界出力計算値}}{\text{実験で得られた限界出力}} \quad (4)$$

以上の結果から、36本燃料集合体CHF相関式を用いて予測した限界熱出力は、ATR実証炉の運転条件を包絡する全試験範囲において試験データと良い一致を示しているといえる。

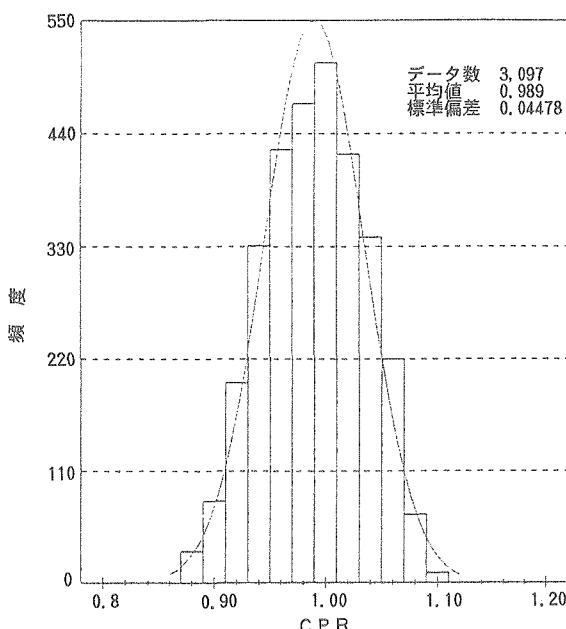


図17 ECPRヒストグラム (36本クラスタ)^{*2}

実証炉36本燃料集合体のドライアウト限界を明らかにすることを目的として、HTLに実規模模擬燃料集合体を装荷してドライアウト試験を行い、実証炉36本燃料集合体に関する3000点余のCHFデータを集積した。そして、これらのCHFデータに基づいて、多重回帰分析手法により、CHFに対する諸因子の影響を定量化するとともに、実証炉36本燃料集合体用CHF相関式の開発と予測精度の評価を行った。

その結果、定常ドライアウト試験で求めたCHFに対する諸因子の影響を多重回帰分析手法により定量化し、定式化したCHF相関式を用いることにより、実証炉の運転条件を含む範囲での36本燃料集合体の限界出力を±13.5%（標準偏差の3倍）の精度で予測できることを確認した。

5. 今後の高度化に向けて

5.1 3次元2群核熱水力結合コード「POLESTAR」の開発

現設計コードである「LAYMON」は、3次元修正粗メッシュ中性子1群モデルに基づく拡散計算コードであり、反応度評価には、「LAYMON」の計算結果を基に、2次元3群拡散計算コード「CITATION」により、より詳細な評価を実施している。

今後、さらに核分裂物質量を増加させ燃料の高燃焼度化を図っていくためには、炉心設計上は各燃料集合体の燃焼度による中性子スペクトルの相違を正確に扱っていく必要があり、中性子の群数の増加等が望まれる。一方、計算機の高速化に伴い、3次元多群拡散計算も容易にできる環境となつた。核熱水力結合コード「POLESTAR」^{10),11)}は、3次元2群拡散コード「CITATION」を基に、「ふげん」炉心管理用に開発されたコードで、今まで「ふげん」の様々な運転データを用いて精度評価および改良がされてきた。これまでの開発によって現在では「ふげん」の炉心管理に必要な解析機能を備えている他、各種反応度係数についても同一コードで求めることができ、炉心設計コードとしても使用できる見通しを得つつある。

(1) 「POLESTAR」コードの検証

① 熱中性子束分布

出力分布の評価は重水中の熱中性子束分布について実績値と計算値を比較することによって行ってきた。「POLESTAR」コードでは制御棒定数については詳細化したモデルで作成した他、燃料温度やXe、Sm個数密度分布が考慮されたモデルを採用しており、実績値と計算値は良く一致して

いる。

② 炉心寿命

計画通りの運転を行い、新燃料の使用体数を必要最小限とするためには、炉心寿命を精度良く求めることが必要である。「ふげん」では多数のMOX燃料集合体が炉内に装荷されていることから、MOX燃料中に蓄積する²⁴¹Amの効果を考慮する必要があり、

- 1) 製造時にMOX燃料中に含有する²⁴¹Am量
- 2) 製造後にMOX燃料中に蓄積される²⁴¹Am量
- 3) 原子炉停止時にMOX燃料中に蓄積される²⁴¹Am量

の3種類について考慮している。

第9サイクル（1985年12月～1986年7月）における重水減速材中のほう酸濃度変化を図18に示す。「ふげん」では、燃焼に必要な余剰反応度を重水中のほう酸で抑制しており、このほう酸濃度を定期的に測定することにより、炉心寿命を評価することができる。図中、丸印が質量分析法による重水中のほう酸濃度の測定値で、実線で示したもののが「POLESTAR」コードの計算結果である。点線で示したものは仮に²⁴¹Amの蓄積効果を無視した場合の計算結果であり、これにより²⁴¹Amの蓄積効果が適切に取り入れられていることがわかる。また、MOX燃料を使用する上では、前述の²⁴¹Amの蓄積効果の他にMOX燃料中のPu同位体組成比の影響も考慮する必要がある。そのため、各サイクル毎の燃料の製造データに基づき、こうした変動要因を逐次「ふげん」炉心管理に反映できるシステムとしている。

各サイクルの運転データを基に評価した「POLESTAR」コードの重水中ほう酸濃度の計算精度は±0.2ppmであり、これは運転日数にし

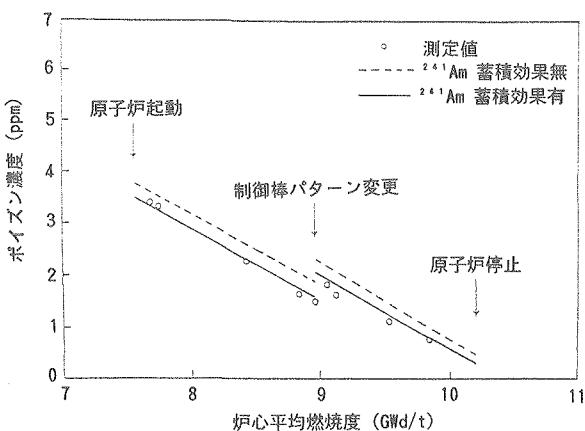


図18 運転中のポイズン濃度変化（第9サイクル）

て約7EFPD（実効運転日数）に相当する。

③ 反応度係数

反応度係数のうち出力反応度係数は原子炉出力降下時の運転データをもとに評価できる。出力反応度係数は、定格出力で運転中の定常状態の原子炉に、1本の制御棒を約5～6%程度挿入し原子炉出力を降下させ、挿入された制御棒の反応度係数とこの原子炉出力の降下幅から求める。こうして求めた出力係数により「POLESTAR」コードの計算精度を確認している。

また、「ふげん」の再循環ポンプ(RCP)は原子炉出力約40%において低速(450rpm)から高速(900rpm)に切替えられる。この時の運転データからボイド反応度係数を推定することができる。「ふげん」のボイド反応度係数はBWRに比べかなり小さく、「POLESTAR」コードはこの小さな反応度係数を正確に求めることができる。

④ 原子炉出力変更時の動特性解析

「POLESTAR」コードには定常状態の計算の他にXe等の動特性解析ができる機能が付加されている。これは、原子炉出力変更時の反応度変化や出力分布変化を予測できるようにするために、時間依存のXe、Sm個数密度空間分布を計算するものである。図19に原子炉出力変更時のほう酸濃度変化の実績値と計算値の比較を示すが、両者は良く一致している。

「POLESTAR」コードについては、今後、近代ノード法を導入することでさらなる計算精度の向上および解析時間の短縮を図る他、JENDL3.2の核データライブラリを使用した核定数を使用できるよう改良し、今後も「ふげん」の炉心管理に有效地に利用していくとともに、炉心設計コードとしての機能も整備していく予定である。

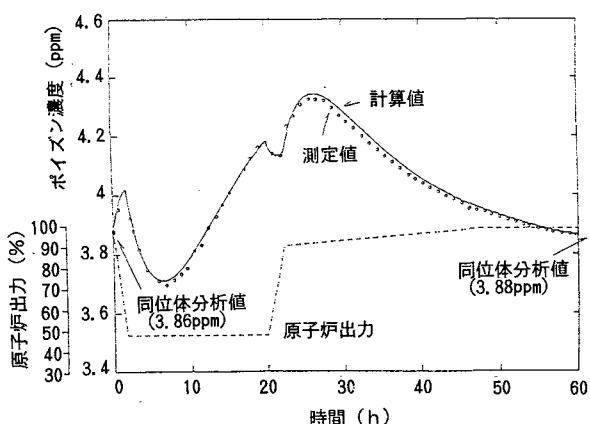


図19 原子炉出力変更時のポイズン濃度変化

5.2 3流体非平衡非定常サブチャンネル解析

コード「FIDAS」の開発

燃料集合体内の冷却材流路を燃料棒やチャンネル壁に囲まれた小流路（サブチャンネル）に分割して燃料集合体内の熱流動現象を詳細に解析する、いわゆるサブチャンネル解析は、従来は燃料集合体の伝熱限界（ドライアウト限界）を調べる実規模試験で得られた結果を解釈するための手段として使われていた。しかし、近年の二相流数値解析技術の進歩に伴い、サブチャンネル解析コードの高度化を進めれば、このような実規模試験の相当部分をサブチャンネル解析による数値シミュレーションに置き換えられる可能性も出てきている。

ATRの燃料集合体は、同心円形クラスタ構造でサブチャンネルの形状が複雑であること、燃料棒が圧力管内径で比較的密に配列されており、燃料棒間ギャップが小さい（BWRが約4mmであるのに対し、ATRでは約2mm）等の特徴を有している。このため、ATR燃料のサブチャンネル解析は、サブチャンネル形状の比較的単純な軽水炉に比べ、燃料集合体内の熱流動現象を把握する上でより重要である。ここでは、詳細サブチャンネル解析コード「FIDAS」（Film Dryout Analysis Code in Subchannels）¹²⁾の開発と検証の現状について述べる。

(1) 「FIDAS」コードの概要

「FIDAS」コードの開発においては、従来コードに比べて、二相流モデル、サブチャンネル間混合モデル、ドライアウトモデルの高度化を図ることを基本方針としている。

「FIDAS」コードの二相流モデルは三流体モデルである。すなわち、二相流を液膜、液滴、蒸気の三流体でモデル化し、三流体それぞれにサブチャンネル間の横流れを考慮した上で、質量保存、エネルギー保存、運動量保存に関する保存則を適用した、いわゆる6V3T（6 velocities and 3 temperatures）12方程式で定式化している。この12の基本方程式と三流体の体積率とから、三流体おののおのの主流方向と横方向の速度、体積率、比エンタルピー、圧力の13の未知変数を求める。

ATRの燃料は沸騰軽水によって冷却されるので、燃料集合体を流れる二相流の主要な流動様式は、図20に示すように、環状噴霧流である。環状噴霧流では、液相の相当部分（ドライアウト近傍では大部分）が液滴となって流れる。このため、液滴を考慮した三流体モデルとすることによって、二相流を液相と気相とにしか分離していない

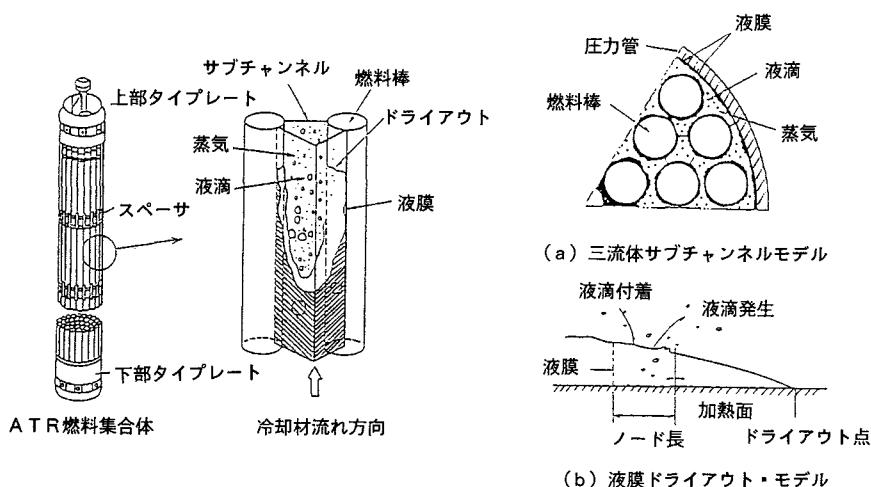


図20 FIDASコードの流動モデル

従来の二相流モデルに比べて、二相流のより現実的な定式化が可能となる。加えて、構成方程式において経験的パラメータをより少なくできる。燃料棒表面を流れる液膜の消長を解析することから、ドライアウト限界を液膜ドライアウトによって解析的に予測できる等の特徴も有する。

一方、サブチャンネル間の混合モデルでは、三流体それぞれに対して、乱流混合、diversion cross flow (DCF)、ボイドドリフトの3つの現象を考慮している。ここで、乱流混合は乱流渦拡散、DCFは径方向の圧力勾配に起因する混合現象であり、ボイドドリフトはより流路面積の大きいサブチャンネルに気相が集中して偏在する二相流特有の現象である。従来のコードでは、これらの混合現象を、主流の流速等で規定した経験相関式を用いて計算していた。

これに対しFIDASコードでは、乱流混合についてはPrandtlの混合距離論に基づいて三流体おののに適切な混合長を与えることによって、DCFについてはサブチャンネル間の圧力勾配と横流れ抵抗のバランスから、ボイドドリフトについてはLaheyのモデルの実験定数を適切化して計算している。また、サブチャンネルの分割は、従来から用いられている流路中心(Channel-centered)あるいは燃料棒中心(Rod-centered)サブチャンネルに加えて、この2つを合成した形のより詳細なサブチャンネル分割(Combined-fine-subchannel)も使用可能で、非加熱壁と加熱壁とを区別しながらサブチャンネル間の混合や液膜等の挙動を計算できるようになっている。

さらに、従来のコードがCHF相関式等の経験相関式を用いてドライアウトを予測していたのに

対し、「FIDAS」コードでは、液膜ドライアウトによりCHF相関式を用いることなく、ドライアウト限界出力を解析的に予測可能である。これは、液膜からの液滴の発生や蒸気中を浮遊する液滴の液膜への付着に起因する主流方向の加熱長に沿った液膜の消長を、流れの乱れの強さや液滴の濃度分布、それに液膜表面に生じる波動現象などを考慮しながら解析し、液膜の消滅をもってドライアウトと判別するものである。加えて「FIDAS」コードでは、サブチャンネルごとの流動様式の発達が考慮されている。すなわち、入口部でのサブクール液単相流から、蒸気発生に伴う気泡流スラグ流の生成、環状流への遷移、液膜ドライアウトに伴うミスト流への移行、液滴完全蒸発に伴う過熱蒸気単相流への移行である。

計算の境界条件は、入口部での質量流量とエンタルピー、燃料棒表面の熱流束やその軸方向・径方向分布、出口部の圧力である。したがって、壁面と界面の摩擦や伝熱を規定する相関式、液膜からの液滴発生や液膜への液滴付着を規定する相関式等が主要な構成方程式となる。

(2) 「FIDAS」コードの検証

この種のコードの検証のポイントの1つは、モデル化や構成方程式による近似がどこまで現象を模擬する上で有効かを定量的に評価することにある。この観点から、動燃事業団に累積されている10,000点を越えるATR燃料集合体に関する実規模伝熱試験データはもとより、軽水炉燃料に関する世界各国の実験データの比較を行っている。これまでの結果では、サブチャンネルごとのボイド率や冷却材流量の分布、さらには燃料棒間ギャップ、出力分布、スペーサ配列といった燃料・炉心

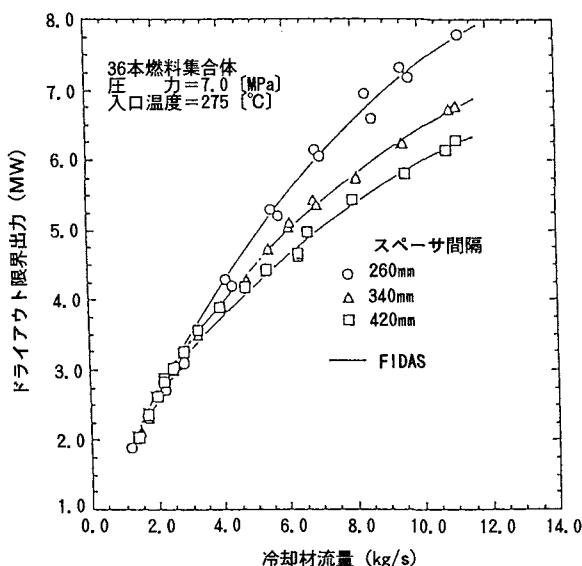


図21 燃料集合体のドライアウト限界出力解析結果

設計上の重要な因子と、燃料集合体の伝熱限界の相関を、従来の解析コードより精度良く予測できることが確認されている^{13),14)}。ここでは、検証結果のうちATR燃料集合体のスペーサ間隔を変えた場合のドライアウト限界出力の予測結果を図21に示す。図21に示す試験は、軸方向のスペーサ間隔を変えてドライアウト限界出力の変化を測定したものである。図に示すように、解析はスペーサ間隔の短縮化に伴うドライアウト限界出力の増大を良く再現している。この結果は、適切な液膜ドライアウトモデルとサブチャンネル間混合モデルを用いれば、サブチャンネル解析コードによって燃料集合体のドライアウト限界をある程度解析的に予測可能であることを示すものといえる。

「FIDAS」コードのATR以外の体系への適用性も検証しており、ISPRAで行われたBWR体系の4×4型16ロッドバンドル実験¹⁵⁾と比較した結果、「FIDAS」コードによる解析は、ボイドドリフト現象に起因するコーナ・サブチャンネルにおけるクオリティの著しい低下に関して、実験結果を良く再現している。また、従来の熱平衡均質流モデルに基づく「COBRA」コードや二流体モデルに基づく「THERMIT」コードと比較して、明らかな精度向上が認められる。

また、GE社で行われた4×4体系でのBWR燃料集合体の実寸大ドライアウト¹⁶⁾試験を解析した結果、「FIDAS」コードによる解析は、BWR燃料体系でも試験結果を良く再現している。

6. おわりに

ATRの炉心設計手法は、「ふげん」運転実績データ、大洗工学センターでのDCA、HTL等における実規模模擬試験データ等により手法の妥当性・適用性を確認している。

出力分布評価については、「ふげん」運転実績データおよびDCAの実験データにより、設計計算手法の妥当性および計算精度評価を実施している。この結果、局所出力分布およびLPFについては、格子計算コード「WIMS-ATR」を用いての設計計算手法が妥当であり、ATR実証炉でのLPF計算誤差の設計目標±5.0%を満足することを確認した。炉心内出力分布については、「WIMS-ATR」／「LAYMON」コードを用いての設計計算手法でGPF計算誤差の設計目標±6.2%を満足することを確認した。

限界熱出力については、実証炉の設計条件を包括するHTLの実規模定常ドライアウト試験に基づき、CHF相関式を開発するとともに、このCHF相関式による限界熱出力の評価精度は±13.5%（3σ）で設計に適用できることを明らかにした。

ATR炉心の高度化を効果的に実施するためには炉心設計手法の高度化は必要不可欠であり、今後も継続して高度化のための研究開発を実施していく予定である。

参考文献

- 1) 山本、他：1次元修正粗メッシュモデルに基づく新型転換炉3次元核熱水力結合コードと出力分布解析精度、原子力学会予稿集B66（昭和58年3月）
- 2) 小堀哲雄：14MW熱ループによる実験研究—実物大模擬燃料によるバーンアウト熱流束の測定、日本機械学会誌78巻682号、(1975).
- 3) T.Kobori et al.：“The Effect of Fuel Cluster Eccentricity on Critical Heat Flux in a Full Scale Fuel Assembly”, PNC N941 74–55, (1974).
- 4) M.Takayasu et al.:“Experimental Investigation on the Effect of Spacer Pitch on Critical Heat Flux in FUGEN Fuel Assembly”, PNC N941 74–56, (1974).
- 5) A.W.Bennet et al.:Trans. Instn. Chem. Eng., T319, 45–8, (1967).
- 6) B.S.Shiralkar : USAEC Report GEAP-10248, (1970).
- 7) 世古口言彦、他：障害物による沸騰流の液膜破断に関する研究、日本機械学会誌45巻393号、(1979).
- 8) R.T.Lahey et al.：“The Thermal-hydraulics of A Boiling Water Nuclear Reactor”, American Nuclear Society, (1977).
- 9) C.W.Snoek：“Drypatch Spreading Inside A Mult-Element Bundle”, to be present at the “CHINA-U.S. Seminar on Two-phase Flows and Heat Transfer”, (1984).
- 10) Y.Shiratori, T.Deshimaru et al. : Core Management of the MOX Fuel Loaded Heavy Water Reactor, Int. Conf. on the Physics of Reactors (Physor'90), Vol.1 IV-23, (1990).
- 11) 白鳥、松本他、「ふげん」炉心管理コード(POLESTAR)の精度評価、動燃技報、No.78、(1991.6).
- 12) S.Sugawara, Y.Miyamoto : FIDAS ; Detail subchannel analysis

- is code based on the three-fluid and three-field model, Nucl. Eng. Des. 120, 1990, pp.146-161.
- 13) S.Sugawara, T.Sakai et al.: Subchannel analysis by the FIDAS code based on the three-fluid and three-field model, Proc. NURETH-4, Karlsruhe, (1989).
- 14) T.Sakai, S.Sugawara: Application of three-fluid code FIDAS to dryout prediction for rod bundles, Proc. of ICMF Conf., Vol.1, pp.57-60, (1991).
- 15) H.Herkenrath et al.: Experimental investigation of the enthalpy and mass flux distribution in 16-rod clusters with BWR and PWR geometries and conditions, EUR 7575 EN, (1981).
- 16) J.A.Lervinen: Deficient cooling 12th Quarterly progress report, GEAP-10221-12, (1972).



ATR実証炉燃料の出力急昇試験

加藤 正人 矢野総一郎 河野 秀作
上村勝一郎 菊池 圭一*

東海事業所核燃料技術開発部
* 東海事業所技術開発推進部

資料番号：94-3

Ramp Test of MOX Fuel Rods for ATR

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

本試験は、ATR実証炉の運転時に想定される異常な過渡変化時におけるATR実証炉用MOX燃料の破損しきい値を求めるとともに、中空ペレット、Zrライナー付被覆管を使用した改良型燃料のふるまいを評価し、健全性評価基準の策定に資することを目的として実施している。過渡事象を模擬するために、「ふげん」炉でベース照射を行った短尺燃料棒（集合体平均燃焼度18.4 GWd/t, Puフィッサイル富化度3.7wt%）について、線出力密度上昇率等を試験パラメータとしてハルデン炉において出力急昇試験を実施した。

これまでに行った9本の燃料棒の出力急昇試験において、線出力密度で最高68.4kW/mまで破損は認められなかったことから、低燃焼度では、ATR実証炉用MOX燃料棒は設計上の破損限界より十分な強度を有し、設計上の裕度が確認された。

1. はじめに

本試験は、新型転換炉(ATR)実証炉の運転時に想定される異常な過渡変化時におけるATR実証炉用MOX燃料の破損しきい値を求めるとともに、中空ペレット、Zrライナー付被覆管を使用した改良型燃料のふるまいを評価し、ATR実証炉燃料の健全性評価基準の策定に資することを目的として実施している。過渡事象を模擬するために、「ふげん」炉でベース照射を行ったATR実証炉用MOX燃料集合体2体（集合体平均燃焼度は約18GWd/tおよび約27GWd/tの2種類）に装荷されたセグメント燃料棒（全長が約534mmの短尺燃料棒）について、燃焼度、線出力密度上昇率等を試験パラメータとしてハルデン炉において出力急昇試験を行っている。

出力急昇試験の試験モードとしては、燃料要素が破損するまで階段状に出力上昇を行うマルチステップランプ試験と短時間に直線状の出力上昇を行うシングルステップランプ試験の2つがある。試験燃料棒にはそれぞれ被覆管伸び計または

内圧測定計のいずれかを取り付けて、試験中のデータをオンラインで測定している。

出力急昇試験は、平成6年8月より開始され、平成7年2月までにマルチステップランプ試験は6本、シングルステップランプ試験は3本の計9本の燃料棒について試験を終了した。今後、マルチステップランプ試験は18本、シングルステップランプ試験は7本の計25本の燃料棒について出力急昇試験を予定しており、すべての試験は平成11年までに終了する予定である。

本報では、これまでにハルデン炉における出力急昇試験を行って得られた9本の燃料棒（集合体平均燃焼度約18GWd/t, Puフィッサイル富化度3.7wt%）の被覆管伸び、燃料要素内圧の炉内計装データ等を整理、報告するとともに、その結果より、ATR実証炉用MOX燃料の過渡時における破損限界について考察した結果を述べる。

なお、本照射試験はOECDハルデンプロジェクトへ加盟している日本原子力研究所との共同研究として実施したものである。

表 I ATR実証炉燃料の出力急昇試験スケジュール

2. 試験計画

表1に本照射試験スケジュールを、また図1に本照射試験の試験フローを示す。主な手順は以下のとおりである。

「ふげん」においてベース照射を行った2体の燃料集合体について、原研東海で非破壊試験を行う。その後、セグメント燃料棒40本（予備6本を含む）をハルデンに輸送し、燃料棒の非破壊試験

を行い、燃料棒の健全性を確認する。続いて、ハルデン炉およびシェラー研究所においてそれぞれ、出力急昇試験および照射後試験を行う。

また、出力急昇試験後の照射後試験結果との比較解析のため、ハルデンに輸送したセグメント燃料棒と同一の集合体に装荷された一部の燃料棒について、動燃大洗工学センターに輸送し、破壊試験を行う。

すべての試験は、平成11年までに終了する予定である。

3. 試験体

3.1 照射リグの設計

出力急昇試験に用いるリグの略図を図2に示す。リグは1クラスタでできており、円周上に等間隔で3本のセグメント燃料棒を装荷できる。

試験燃料棒は、最初にリグ上部の中性子遮蔽材に覆われた位置に配置され、3本の燃料要素のうち1本を中性子束の高いリグの下部に移動し、出力急昇試験を行う。出力急昇試験を行う位置は、ヘリウム-3ガスの通るコイルに囲まれており、中性子吸収断面積の大きいヘリウム-3ガスの圧

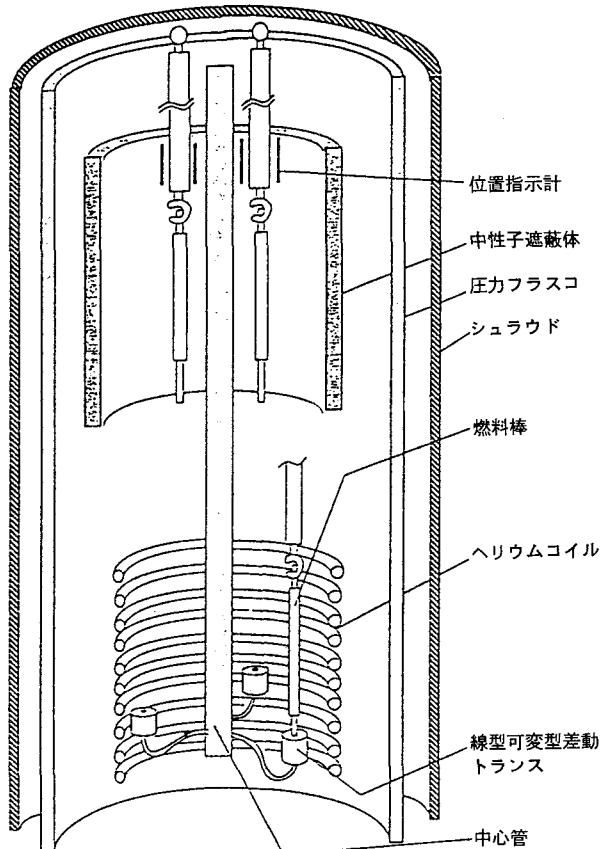
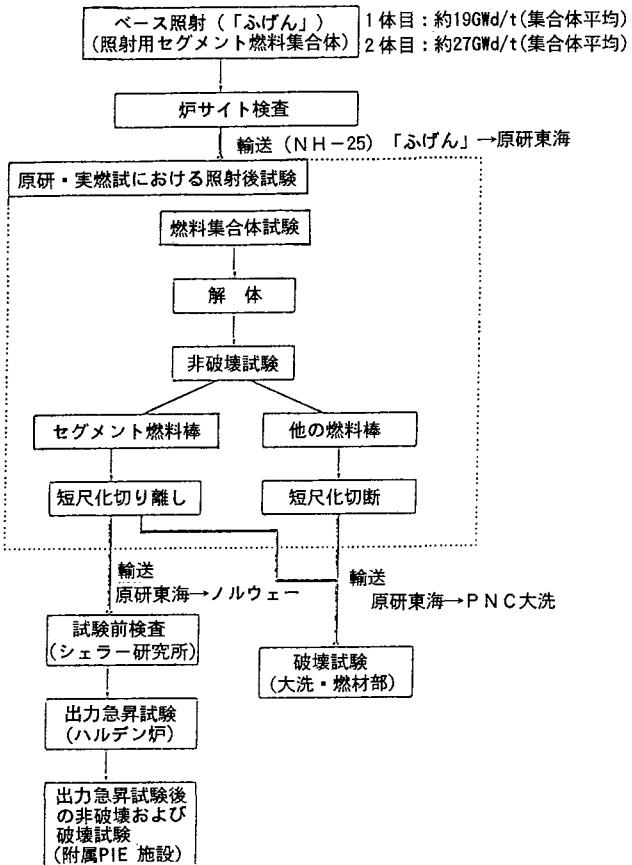


図1 出力急昇試験にかかる作業の流れ

図2 ランプ試験用リグの略図

力を下げるにより中性子束を高め、燃料棒の出力を変化させるようにしている。

この方式は、これまでの出力急昇試験で適用されている方法であり、3本の燃料棒の試験を終了後、新たにセグメント燃料棒3本と交換して次の試験を行う。

3.2 試験燃料棒の仕様

「ふげん」においてベース照射を行った集合体は 2 体であり、ベース照射の燃焼度が異なる。これらの中には、図 3 に示すように、ATR 実証炉燃料と同様に、36 本 3 層クラスタ構造を有している。36 本の燃料棒は、出力急昇試験に供するセグメント燃料棒 6 本で構成される燃料棒 6 本と、ベース照射後に一部破壊試験を行う 30 本の長尺燃料棒からなる。

これらのセグメント燃料棒および長尺燃料棒のパラメータとしては、被覆管の種類とペレットの形状があり、被覆管には、標準被覆管(Zry-2)とZrライナ付被覆管(Zrライナ)の2種類が、またペレットには中実と中空がある。

これらのパラメータを組み合わせて、セグメント燃料棒および長尺燃料棒おののおのについて、表2に示すようにType-I~IVの4種類を設定した。セグメント燃料棒および長尺燃料棒の主要な仕様を以下に示す。

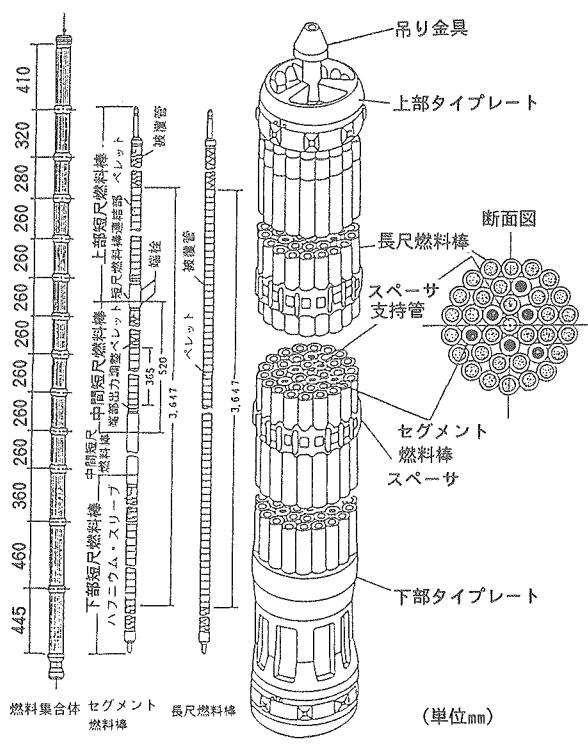


図3 燃料集合体構造図

表2 燃料棒のタイプ

燃料要素のタイプ	ペレット	被覆管
Type—I	中実	Zry—2
Type—II	中空	Zry—2
Type—III	中実	Zrライナー
Type—IV	中空	Zrライナー

(1) セグメント燃料棒

セグメント燃料棒は、「ふげん」でのベース照射を行った後、原研での非破壊試験を経て、ハルデン炉で出力急昇試験を行う。

セグメント燃料棒の主な仕様を表3に示す。セグメント燃料棒は短尺であることを除いて、ATR実証炉燃料棒と同一の仕様であり、燃料スタック長は365mmである。また、燃料ペレットは、 PuO_2 と天然 UO_2 とを機械混合法によりPuフィッサイル富化度を3.71wt%に調整した粉末を理論密度の95%に焼結したペレットを用いている。

セグメント燃料棒は、図4に示すように、集合体の内層、中間層のそれぞれに3本ずつが組み込まれている。1本のセグメント燃料棒は、出力急昇試験に供する4本の中間短尺燃料棒と上部、下部の計6本の短尺燃料棒から構成されている。

それらの燃料棒の構造を図5に示す。

(2) 長尺燃料棒

長尺燃料棒の詳細な構造を図6に示す。燃料の仕様としては、セグメント燃料棒と同じであるが、集合体の外層に位置する燃料のPuフィッサイル富化度は2.2wt%で、内層、中間層はセグメ

表3 セグメント燃料棒の主要仕様

項目	IF A-59I 燃料
1. 燃料ペレット	
種類	中実／中空
材質	MOX
外径	12, 4mm
高さ	13, 0mm
形状	ディッシュ・チャンファ付き (中空ペレットはチャンファのみ)
密度	95%TD
Pu フィッサイル富化度	3. 71wt%
2. 被覆管	
種類	Zry-2/Zrライナー付き Zry-2
外径	14, 5mm
肉厚	0. 82mm以上
Zrライナー層厚さ (Zrライナー付き)	0, 075mm
3. 燃料要素	
全長	520mm
有効長	365mm
封入ガス	He
封入圧力	3kg/cm ²

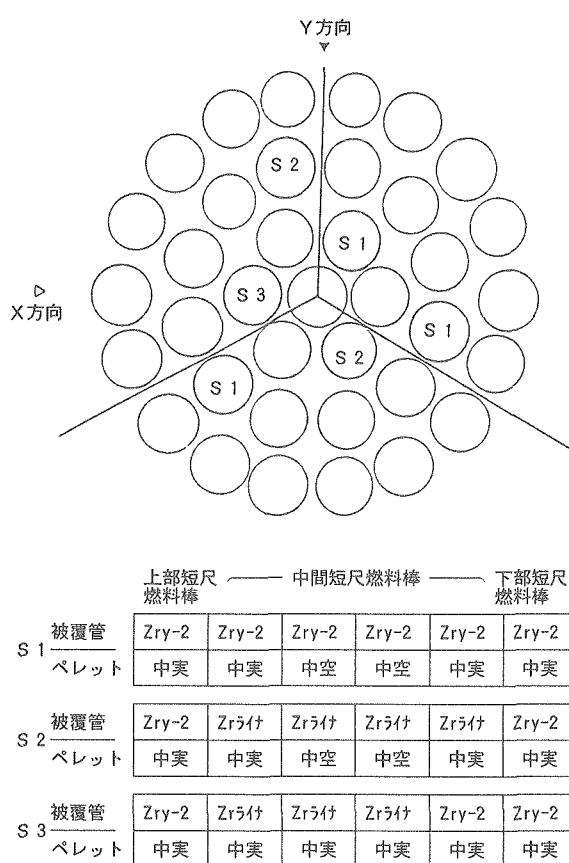


図4 照射用セグメント燃料集合体のセグメント燃料棒配置

ント燃料棒と同じ3.71wt%である。

3.3 照射条件

(1) 「ふげん」でのベース照射条件

出力急昇試験に供するセグメント燃料棒には、図4に示したように、「ふげん」でのベース燃焼度の異なる集合体の内層と中間層に3本ずつのセグメント燃料棒があるため、4種類のベース照射条件の異なったセグメント燃料棒が得られる。

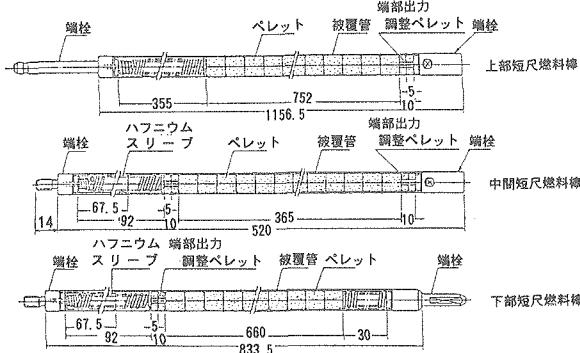


図5 短尺燃料構造図

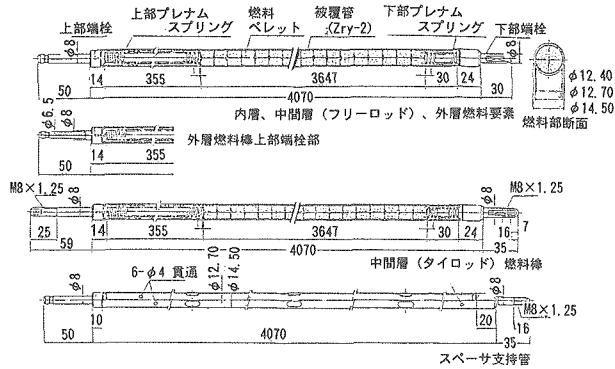


図6 長尺燃料構造図

「ふげん」炉の運転条件を表4に、また「ふげん」炉でのベース照射条件を表5に示す。出力急昇試験に供する4本のセグメント燃料棒の燃焼度、線出力密度は軸方向中心に位置する防震板の中性子吸收効果によりほぼ等しい値である。

(2) 「ハルデン」での出力急昇条件

出力急昇試験は、階段状に出力上昇を行うマルチステップモードによる照射試験と、直線状に出力上昇を行うシングルステップモードによる照射試験からなる。

各出力急昇試験モードの目的と照射条件および計装を以下に示す。また、各出力急昇試験に供するセグメント燃料棒のリストを表6に示す。

1) マルチステップランプ試験

目的

- ① 破損しきい線出力の燃焼度依存性を求める。
- ② 改良型燃料 (Zrライナ付被覆管、中空ペレット) の破損しきい値を求める、標準燃料と比較し、耐ペレットー被覆管機械的相互作用(PCMI)特性の改善効果を確認する。
- ③ 過渡時の照射挙動データを取得する。

試験条件

マルチステップランプモードの出力変化を図7に、また試験条件を表7に示す。この試験では、燃料棒が破損するまでステップ状に出力上昇を行う。試験条件の設定理由は以下のとおりである。

表4 「ふげん」炉運転条件

運転圧力	72 kg/cm ²
冷却材入口温度	279°C
冷却材出口温度	286°C
冷却材出口蒸気重量率	38wt%

表 5 ベース照射条件

		経験最大線出力密度	到達燃焼度	核分裂物質濃度 ($^{235}\text{U} + ^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$) (U+Pu)
集合体 I (PPFE07) 16サイクル 平均燃焼度 19GWd/t	BI-1 (内層)	18, 1KW/m	約13.5GWd/t	約2.7wt% ¹⁾
	BI-2 (中間層)	23, 7KW/m	約18.6GWd/t	約2.1wt% ¹⁾
	BO-1 (外層)	23, 8KW/m	約19.8GWd/t	—
集合体 II (PPFE06) 19サイクル 平均燃焼度 27GWd/t	BI-3 (内層)	20, 7KW/m	約24.3GWd/t	約2.1wt% ¹⁾
	BI-4 (中間層)	24, 7KW/m	約31.3GWd/t	約1.5wt% ¹⁾
	BO-2 (外層)	—	—	—

1) WIMSコードによるEOLにおける推定値

① 線出力上昇幅 ; $\Delta P = 5 \text{ kW/m}$

これまでに公開されているBWR用 UO_2 燃料の出力急昇試験と同じ値に設定した。

② 線出力上昇速度 ; $P = 1.0 \text{ kW/m} \cdot \text{s}$

ATR実証炉設計において想定される過渡事象のうち最も速い値に設定した。

③ 保持時間 ; $T = 60\text{min}$

これまでに公開されているBWR用 UO_2 燃料のデータとの比較の観点より、他の出力急昇試験と同じ値に設定している。

表 6 ランプ試験に供する燃料リスト

輸送	試験No.	要素位置	燃料No.	燃料タイプ	燃焼度	ランプ試験モード	計装
Transport I 1993	IFA 591-1	I 3	A 4004	I	I	Multi	EC
	IFA 591-2	I 5	A 6002	III	I	Multi	EC
	IFA 591-3	M 8	A 4015	I	2	Multi	EC
	IFA 591-4	I 3	A 4005	I	I	Multi	PF
	IFA 591-5	I 5	A 6014	III	I	Multi	PF
	IFA 591-6	M 8	A 4018	I	2	Multi	PF
	IFA 591-7	I 1	A 4012	I	I	Type-A	EC
	IFA 591-8	I 1	A 6016	III	I	Type-A	EC
	IFA 591-9	I 1	A 6018	III	I	Type-B	EC
	IFA 591-10	M 16	A 4006	I	2	Type-B	EC
	IFA 591-11	M 16	A 4017	I	2	Type-B'	EC
	IFA 591-12	M 16	A 5009	II	2	spare rod	T.B.D.
Transport II 1995	IFA 591-13	M 8	A 5003	II	2	Multi	EC
	IFA 591-14	M 9	A 5017	II	2	Multi	PF
	IFA 591-15	M 12	A 6010	III	2	Multi	EC
	IFA 591-16	M 12	A 6022	III	2	Multi	PF
	IFA 591-17	M 12	A 7010	IV	2	Multi	EC
	IFA 591-18	M 12	A 7011	IV	2	Multi	PF
	IFA 591-19	I 3	A 4002	I	3	Multi	EC
	IFA 591-20	I 3	A 4003	I	3	Multi	PF
	IFA 591-21	I 5	A 6001	III	3	Multi	EC
	IFA 591-22	I 5	A 6006	III	3	Multi	PF
Transport III 1996	IFA 591-23	M 12	A 4009	I	4	Multi	EC
	IFA 591-24	M 8	A 4010	I	4	Multi	PF
	IFA 591-25	M 8	A 5011	II	4	Multi	EC
	IFA 591-26	M 8	A 5016	II	4	Multi	PF
	IFA 591-27	M 12	A 6009	III	4	Multi	EC
	IFA 591-28	M 12	A 6017	III	4	Multi	PF
	IFA 591-29	M 12	A 7001	IV	4	Multi	EC
	IFA 591-30	M 12	A 7005	IV	4	Multi	PF
	IFA 591-31	I 1	A 4007	I	3	Type-B	EC
	IFA 591-32	I 1	A 6012	III	3	Type-B	EC
Transport IV 1997	IFA 591-33	I 1	A 6015	III	3	Type-B'	EC
	IFA 591-34	M 16	A 4011	I	4	Type-B	EC
	IFA 591-35	M 16	A 4019	I	4	Type-B'	EC
	IFA 591-36	I 3	A 5005	II	1	spare rod	T.B.D.
	IFA 591-37	I 5	A 7006	IV	1	spare rod	T.B.D.
	IFA 591-38	I 3	A 5002	II	3	spare rod	T.B.D.
	IFA 591-39	M 16	A 5012	II	4	spare rod	T.B.D.
	IFA 591-40	I 5	A 7002	IV	3	spare rod	T.B.D.

燃料タイプ I : Solid, Zry-2 II : Hollow, Zry-2 III : Solid, Zr-liner IV : Hollow, Zr-liner
燃焼度 I : 13.5GWd/t II : 18.6GWd/t III : 24GWd/t IV : 32GWd/t

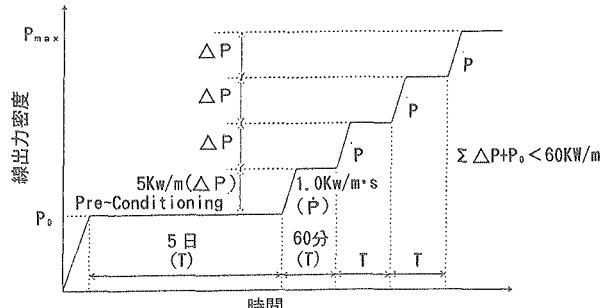


図 7 マルチステップ出力急昇試験概念図

④ プレコンディショニングレベル ; $P_0 = 25 \text{ kW/m}$

これまで公開されているBWR用 UO_2 燃料のマルチステップランプ試験結果において、最も高い燃焼度の燃料では、約30kW/mで破損する可能性があるため、これより低い25kW/mとした。

⑤ プレコンディショニング時間 ; $T_{pre} = 5$ 日間

ベース照射終了時の出力レベルとプレコンディショニングレベルの差を考慮して定めた。

計装

2本ずつの同一燃料要素に対して、被覆管伸び計(EC)と内圧計(PF)を1本ずつ取り付け、破損検出とPCMI挙動データまたはFPガス放出挙動データを取得する。

2) シングルステップランプ試験

目的

① ATR実証炉設計において想定している過渡事象が起こった場合においても、燃料が健全であることを確認する。

② マルチステップランプ試験結果が、シングルステップランプ試験の結果と同等であることを確認を行う。

③ 過渡時の照射挙動データを取得する。

試験条件

シングルステップランプの出力変化のパターンを図8に、試験条件を表8に示す。

表 7 マルチステップ出力急昇試験条件

項目	条件
線出力上昇幅 (ΔP)	5 kW/m
線出力上昇速度 (P)	1.0 kW/m·s
保持時間(T)	60 min
プレコンディショニングレベル(P)	25 kW/m
プレコンディショニング時間(T)	5 days

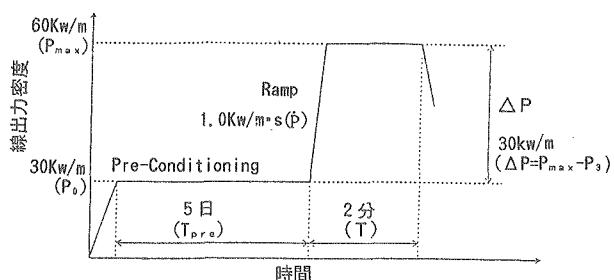


図 8 シングルステップ出力急昇試験概念図

① Type-A

到達線出力密度、線出力上昇速度、プレコンディショニング時間について、マルチステップランプ試験と同じ値とする。線出力上昇幅については、ATR実証炉設計において要求されているもっともシビアな線出力上昇幅である30kW/mに設定した。プレコンディショニングレベルは、到達線出力密度と線出力上昇幅より定まる。

② Type-BおよびB'

Type-BおよびB'の出力急昇試験は、シングルステップランプ試験結果がマルチステップランプ試験結果と同等であることを確認のために実施する。そのため、Type-Bについてはマルチステップランプ試験において破損が発生した出力レベルに比べ5kW/m低い出力レベルに到達線出力密度を設定し、燃料破損が起こらないことを確認する。また、保持時間はマルチステップランプ試験と同じ60minとする。

Type-B'はマルチステップランプ試験において破損が発生した出力レベルと同じ値に到達線出力密度を設定し、破損することを確認する。その他の線出力上昇速度、プレコンディショニング時間、プレコンディショニングレベルは、マルチステップランプ試験の条件と同じである。

計装

すべての燃料要素に被覆管伸び計を取り付

表 8 シングルステップ出力急昇試験条件

項目	Type-A	Type-B	Type-B'
到達線出力密度(Pmax)	60 kW/m	* I	* I
線出力上昇幅(ΔP)	30 kW/m	* I	* I
線出力上昇速度(Ṗ)	1.0 kW/m·s	1.0 kW/m·s	1.0 kW/m·s
保持時間(T)	2 min	60 min	60 min
プレコンディショニングレベル(P)	30 kW/m	25 kW/m	25 kW/m
プレコンディショニング時間(T)	5 days	5 days	5 days

* I マルチステップ出力急昇試験より定める。

け、破損検出と過渡時のPCMI挙動のオンラインデータを取得する。

4. 試験結果および解析

4.1 出力急昇試験前の非破壊試験結果

「ふげん」炉でのベース照射後、原研で非破壊試験を行うとともに、ハルデン炉へ輸送後の試験燃料棒12本について、輸送中の健全性の確認と照射後試験結果との比較評価を行うため、シェラーリ研究所において非破壊試験を行った。

試験燃料棒の外観、寸法、渦電流探傷検査から、欠陥や顕著な形状変化は観察されず、また、γスキャニング試験では、いずれの燃料棒においても、軸方向での大きな強度変化は観察されず、軸方向燃焼分布はほぼ一定であることを確認した。γスキャニング試験結果の一例として、セグメント燃料要素IFA-591-10,-11についての測定結果を図9に示す。また、中性子ラジオグラフ試験でもペレットの顕著な割れは観察されず、ペレット配列も健全であることが観察された。これらの非破壊試験結果から、「ふげん」炉でのベース照射後の燃料が健全であり、出力急昇試験に十分に供し得ることが確認できた。

4.2 出力急昇試験結果

表9に出力急昇試験を行った9本の試験燃料棒の主要な仕様と試験モードおよび到達線出力密度を示す。最高線出力の燃料で68.4kW/mまで達しているが、いずれの燃料も破損せずに試験を終了した。

(1) マルチステップランプ試験

図10に燃焼度22.2GWD/tの標準燃料のマルチステップランプ試験結果を示す。図には、内圧計装データをオンラインで測定した結果とランプ試験の間の燃料の出力履歴を示した。燃料はプレコ

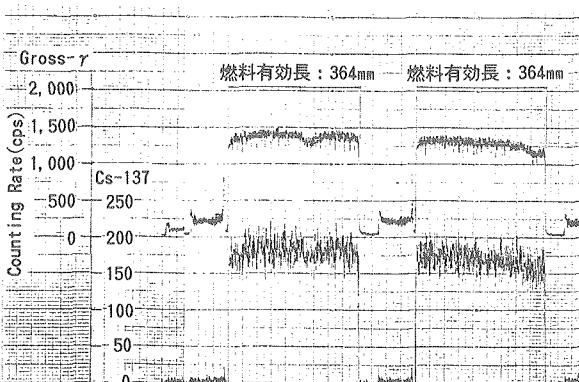


図 9 燃料要素(I-1) γスキャニング結果(中間部)

表 9 燃料仕様とランプ試験の到達出力

試験No.	ペレット 形状	被覆管 タイプ	平均燃焼度 GWd/t	最大経験 線出力 (W/cm)	ランプ試験	
					試験 タイプ	到達出力 (kW/m)
IFA 591-1	中実	標準	15.5	181	マルチ	65.3
IFA 591-2	中実	Zrライナ	15.5	181	マルチ	66.3
IFA 591-3	中実	標準	21.16	237	マルチ	63.2
IFA 591-4	中実	標準	16.29	181	マルチ	66.4
IFA 591-5	中実	Zrライナ	16.29	181	マルチ	68.4
IFA 591-6	中実	標準	22.16	237	マルチ	66.8
IFA 591-9	中実	Zrライナ	16.58	181	シングル	65.2
IFA 591-10	中実	標準	21.16	237	シングル	59.4
IFA 591-11	中実	Zrライナ	22.16	237	シングル	58.3

ンディショニングレベルの約25kW/mから8回のランプ試験によって66.8kW/mの線出力密度まで達している。内圧の変化は、1回目の出力急昇では変化無く2回目の出力変化時に急激に内圧上昇が起こり、4回目ランプ以降では出力変化に関係なく連続的に内圧が上昇している。また、8回のランプを終了して、出力を下げている途中の約55kW/m付近で再び内圧上昇が起こっている。内圧上昇変化から見積もったランプ試験後のFPガス放出率は、IFA-4, 5, 6でそれぞれ53.2, 51.5, 46.1%である。

図11に燃焼度21.2GWd/tの標準燃料のランプ試験中の燃料棒伸び計装データと出力履歴を示した。燃料は7回の出力変化で62.2kW/mの線出力まで到達している。各出力変化時に對応して、急激な燃料棒伸びの変化が起っている。2回目以降の出力変化では燃料棒が伸びた後、直ちに燃料棒が収縮するリラクゼーションが観察できる。さらに、7回の出力変化が終了してから出力を下げている間に約55kW/mを境に燃料棒の収縮速度が遅くなっている。この出力は、ガス放出の起こ

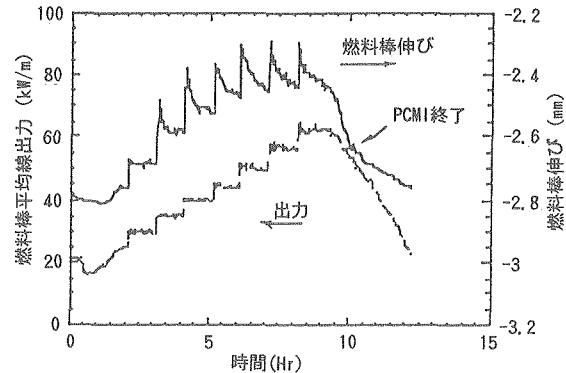


図11 IFA591-3（標準燃料、燃焼度21.2GWd/t）出力と燃料棒伸び

る出力と一致している。

これらのランプ試験中の計装データの変化は、被覆管のZrライナーの有無に関係なく、ほぼ同じである。

(2) シングルステップランプ試験

図12(a)に燃焼度21.2GWd/tの標準燃料の出力変化と燃料棒伸び計装のデータを示す。シングルステップランプ試験は、プレコンディショニングレベルの25kW/mから60kW/mの急激な出力急昇を行うために、He-3の圧力コントロールでは試験できない。そこで、燃料を照射リグ上部で燃料出力を25kW/m保ち、中性子フラックスの高い炉心中央へ移動することによって急激な出力変化を達成した。そのため、計装データは、炉心中央に装荷された時点から得られている。

燃料棒伸び計装データは、計装データの採取開始時から収縮しており、燃料が到達出力に達する以前から、リラクゼーションが観察できる。また、到達出力に達した後は、わずかな出力の変動に対応して、燃料伸びも変動しながら収縮しているのがわかる。図12(b)に標準燃料とほぼ同じ燃焼度のZrライナ付き燃料の燃料棒伸びデータを示す。両方の燃料とも同様に変化しており、リラクゼーションの時間、大きさとも同じである。燃料棒伸びの計装データは、Zrライナの有無に係わらず同様な変化を示した。

4.3 過渡時の燃料照射挙動

(1) ガス放出挙動

過渡時のFPガス放出メカニズムとしては、①ペレットの結晶粒界やポア内に蓄積されたFPガスの急激な放出、②結晶粒内からの拡散による放出、③組織変化による放出の3つのメカニズムが報告されている¹⁾。図10の2回目の出力急昇で観察できる急激な内圧上昇は、線出力が燃料のガス

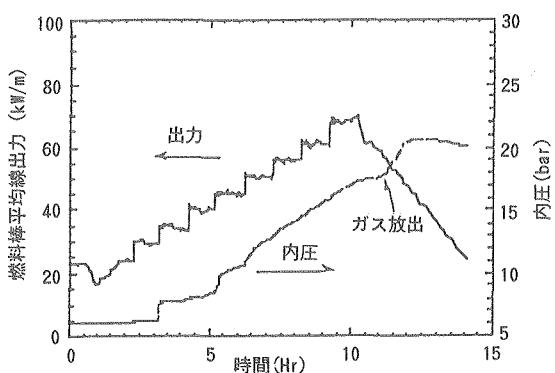


図10 IFA591-6（標準燃料、燃焼度22.2GWd/t）の線出力と内圧

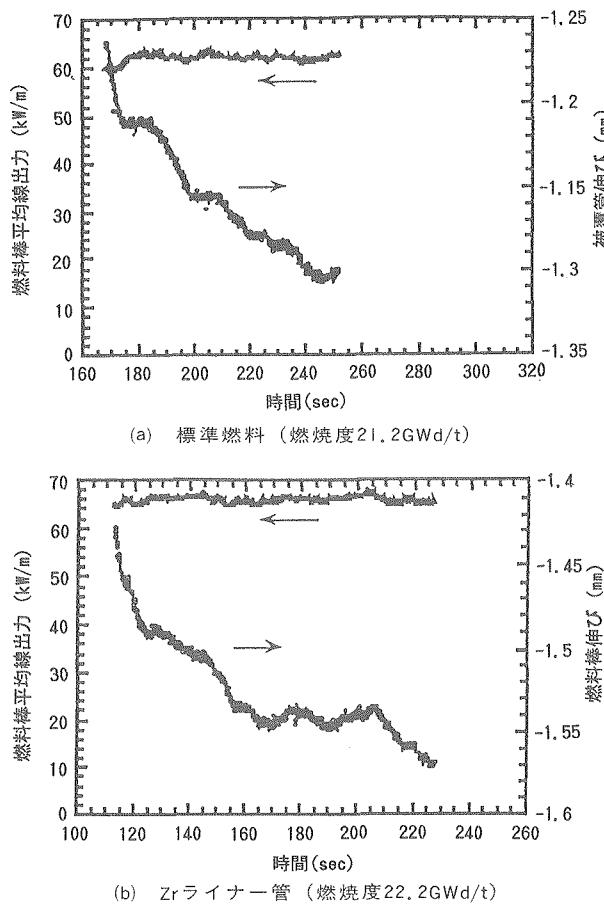


図12 シングルステップランプ試験結果

放出開始しきい線出力を越えたために、ベース照射で粒界やポアに蓄えられたFPガスが放出されるためである。その放出原因の1つに、出力変化時に起こるマイクロクラックが考えられる。そして、4回目の出力急昇以降の連続的な内圧上昇は、燃料温度の上昇により拡散や組織変化によるガス放出が支配的原因となるため、出力急昇には関係なく時間に依存した連続的なガス放出になると理解でき、従来報告されているメカニズムと一致する。

図13に燃焼度の異なる2本の標準燃料の内圧データを燃料出力に対してプロットした。この図よりガス放出開始線出力が異なることがわかる。燃焼度16.3GWd/tの燃料は40kW/mで、22.2GWd/tの燃料は35kW/mでガス放出が起こっており、ガス放出開始しきい線出力に燃焼度依存性が観察できる。ペレット中に蓄えられるFPガスは、結晶内に原子として存在するものと、粒界およびポア中にガスとして存在するFPがあると考えられる。前述のように低い出力で起こる大きなガス放出は、粒界およびポア中に存在するガスが放出されるためと考えられ、燃焼度の高いペレットほどそのFPガスが多いため、より低い出力でガス

放出が起こりやすいと考えられる。

ガス放出挙動で、もう一つの興味深い現象として、出力急昇後の出力減少時に起こるガス放出である。図10に示した燃焼度22.2GWd/t燃料では約55kW/mでガス放出が起こっている。この出力は、後のPCMI挙動でも述べるが、PCMIが無くなる出力とよく一致しているため、ペレットへの被覆管からの拘束力が無くなるために、PCMIによって結晶粒界に加わっていた応力が解放されることによってFPガスが放出されると考えられる。

以上のように、マルチステップランプにおけるガス放出挙動は、粒界、ポアに蓄えられたFPガスの急激なガス放出と粒内からの拡散、組織変化による連続的なガス放出があり、出力急昇後の出力低下中にもPCMIの拘束力が無くなることに伴う新たなガス放出が起こることがわかった。また、ガス放出が開始する線出力に燃焼度依存性が観察できた。

(2) PCMI挙動

被覆管計装データよりシングル、マルチのいずれの試験モードでも被覆管のリラクゼーションが観察できた。

図11の燃料棒伸び計装データを詳細に見ると、2回目のランプ試験時に、出力急昇後も約2分間にわたって燃料棒が伸び続け、その後リラクゼーションが起こる挙動が観察できる。この出力は、ガス放出が急激に起こる出力と一致するため、サーマルフィードバック現象が起こっていると考えられる。

出力急昇により、それまでペレット中に蓄えられたFPガスが急激に放出されると、ギャップコンダクタンスが悪くなり、さらに燃料温度が上昇するため、燃料棒が伸び続ける現象である。この現象はシングルステップランプ試験では観察でき

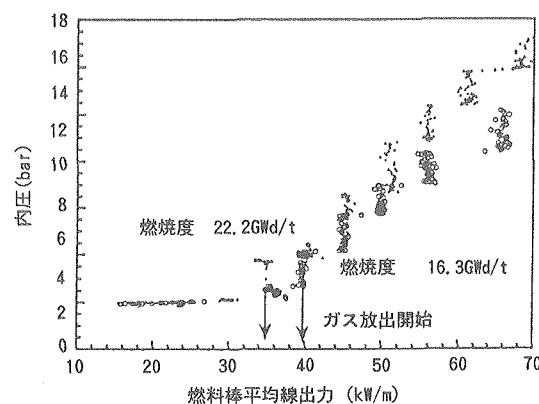


図13 標準燃料のガス放出と線出力の関係

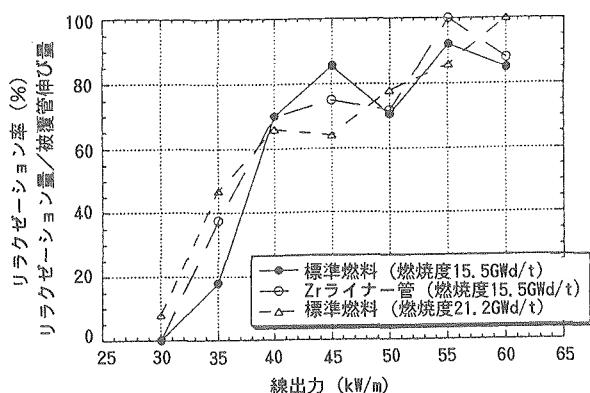


図14 リラクゼーション率の変化

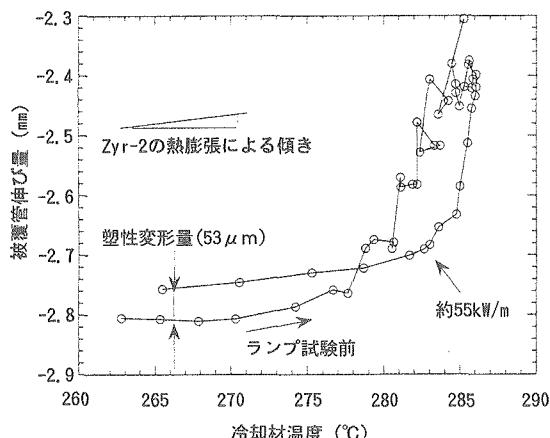


図15 被覆管伸びと冷却材温度の関係

ない。

図12にシングルステップランプ試験時の燃焼度のほぼ等しい標準燃料とZrライナー付き燃料の被覆管伸び計装データを示した。リラクゼーションは変化率、大きさ、時間とともに両者の間には違いはないが、マルチステップランプ試験でも違いは見られない。これは、リラクゼーションが被覆管には関係なく、ペレットの特性に起因することを示唆している。

図14にマルチステップランプ試験での各出力急昇時の燃料棒伸び量に対するリラクゼーションの割合を示す。出力が高くなるほどリラクゼーションの割合が大きくなり、50kW/m以上ではリラクゼーションの割合は、80%以上で燃料棒伸びはほとんどないことがわかる。出力急昇により温度が上昇した燃料ペレットは、熱膨張により被覆管を伸ばそうとする。被覆管がペレットから伸ばされるほど、被覆管から受ける燃料ペレットの拘束力は増大するため、出力急昇により高温になった燃料ペレットが軸方向へ変形することによりリラクゼーションが観察できると考えられる。リラクゼーション量は、出力が高いほど、言い換えればペレット温度が高いほどペレットは変形しやすくなるため、その変化量は大きくなる。出力急昇中のペレットは、出力変化に伴い、燃料温度が急激に上昇するため、PCMIによってリラクゼーションが起こりやすくなると考えられる。

出力急昇後の出力下降時に被覆管の収縮速度が55kW/mを境に変化することと、ガス放出が同じ出力で起こることを述べた。図15に被覆管伸びを冷却材温度に対してプロットした。ランプ試験中の燃料棒伸び量のヒストリシスを見ることができる。試験後の出力低下時の55kW/m以下では、燃料棒の収縮速度はほぼ直線となり、ランプ試験前の変化率とはほぼ等しい。これらの変化率は

図中に示した被覆管の熱膨張率とほぼ同じであり、冷却材温度は被覆管の温度とはほぼ等しいため、この傾きの間はPCMIは無く、被覆管の伸びの変化は被覆管の熱膨張によってのみ起こっていることを示している。

また、図15をみると、ランプ試験の前後で、被覆管の長さが異なることに気がつく。試験終了後の方が被覆管が長くなっている。ランプ試験中にPCMIにより被覆管が塑性変形したことを示している。被覆管の塑性変形量を見積もると、IFA591-1, 2, 3でそれぞれ55, 70, 53 μmである。

4.4 燃料の安全裕度に関する検討

図16、17にこれまで報告されているBWR-UO₂燃料のマルチステップランプ試験データと本試験結果の比較を示す^{2)~5)}。図16は標準燃料の試験結果であるが、UO₂燃料の破損しきい線出力は、図中実線で示されることが報告されている。本試験結果では、ATR実証炉用MOX燃料は、UO₂燃料

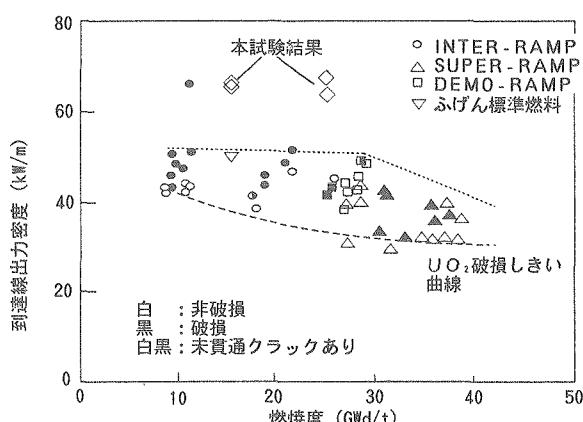


図16 BWR燃料のマルチステップランプ試験結果の到達線出力密度と燃焼度の関係(Zrライナーなし)

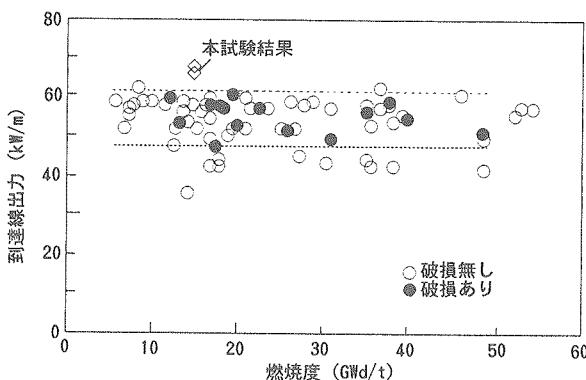


図17 BWR燃料のマルチステップランプ試験結果の到達線出力密度と燃焼度の関係(Zrライナーあり)

のデータに比べてかなり高い線出力まで破損することなく到達している。図17はZrライナー付き燃料のデータであるが、このタイプの燃料でも、UO₂燃料に比べ破損せずに高い出力まで達している。

過渡時の燃料破損メカニズムは、ペレット被覆管相互作用(PCI)であるが、特に、FPガス放出による内圧上昇やPCMIが重要である。BWR燃料とATR燃料の燃料仕様を比較すると、同じ内圧が加わった場合、被覆管の径(D)と厚さ(t)より(D/t)の大きいATR燃料の方がPCMIは厳しくなる傾向にある。また、同じ線出力のときの燃料の中心温度は、冷却剤温度とペレットの熱伝導率から見積もると冷却材温度はATRの方が低いが、MOX燃料の熱伝導率が小さいためATR-MOX燃料の方が燃料中心温度が若干高くなる。

このような点から、同じ照射条件下では、ATR-MOX燃料の方がPCMIが厳しいことが予想できる。しかしながら、本試験結果ではATR-MOX燃料の方が破損しきい値は高い傾向にある。この理由としては、本試験では燃料ペレットの変形に起因した大きなリラクゼーションが観察できたようにMOX燃料がUO₂に比べて変形しやすいために、破損しにくいことが想定できる。このことは、一般に、UO₂燃料に比べMOX燃料の方がクリープしやすいという結果とも一致する¹⁾。

UO₂燃料では、マルチステップランプ試験に

よって、実際の過渡事象を模擬したシングルステップランプ試験と同様な試験結果が得られることが報告されている。この点について、MOX燃料でも検討する必要がある。本試験では、マルチ、シングルのいずれの試験でも燃料破損はなく、破損しきい線出力の比較はできなかった。燃料挙動を比較すると、燃料棒の伸び計装データでリラクゼーションが観察できるのは両者とも同じであるが、シングルステップランプ試験では出力上昇中にすでにリラクゼーションが始まっていることやサーマルフィードバック現象が無かったこと等、いくつかの点で違いが見られる。そのため、MOX燃料のマルチステップランプ試験がシングルステップランプ試験を模擬しているかどうかはまだ議論の余地がある。

5. まとめ^{6)~7)}

ATR実証炉タイプの低燃焼度燃料(15.5~22.16 GWd/t)について、ハルデン炉において設計上考えられるすべての過渡事象より厳しい条件で出力急昇試験を行った。その結果、最高68.4 kW/mまで出力が到達したが、燃料破損はなく、本試験により低燃焼度燃料の設計上の安全裕度を確認できた。

ランプ試験時のPCMI挙動として、ペレットの軸方向の高温変形に起因する燃料棒のリラクゼーションが観察できた。また、出力急昇後の出力低下時にPCMIに関してガス放出が起こることを確認した。さらに、ランプ試験中の被覆管塑性変形を確認できた。

参考文献

- 1) 勝原安協編、軽水炉燃料のふるまい (1992).
- 2) The INTER-RAMP Project, Studsvik Report STIR-53.
- 3) The SUPER-RAMP Project, Studsvik Report STSR-18.
- 4) The DEMO-RAMP II Project, Studsvik Report STDRII-12.
- 5) 野俣輝満、久保浩ら、高性能燃料確証試験(3)-出力急昇試験-、日本原子力学会「1994年秋の大会」、(1994).
- 6) 河野秀作、加藤正人ら、ATR実証炉燃料の出力急昇試験 (I)、日本原子力学会「1995年春の大会」、(1995).
- 7) 加藤正人、河野秀作ら、ATR実証炉燃料の出力急昇試験 (II)、日本原子力学会「1995年春の大会」、ATR実証炉燃料の出力急昇試験 (1995).



エア・スニッファ流量計用の簡易型 流量校正器の開発

秋山 聖光 飯島 信夫

東海事業所安全管理部

資料番号：94-4

Development of Portable Flow Calibrator

Kiyomitsu Akiyama Nobuo Iijima
(Health and Safety Division, Tokai Works)

原子力施設内の作業環境中の放射性物質濃度を評価する方法の一つとして、エア・スニッファシステムを用い作業環境中のダストをろ紙上に一定期間捕集する方式がある。この方式での測定評価には、試料採取期間内のサンプリング流量が重要な値として用いられ、使用される流量計についてはJISに基づく校正を行う必要がある。従来、流量計の校正には携帯型の校正器がなく、施設内に設置した流量計を取り外して校正場所まで持っていく必要があったことから校正に多大な労力を必要としていた。そこで、施設内に設置したままの状態で流量計の校正が簡単に実施でき、さらに作業の標準化が図れる簡易型流量校正器を開発し、運用を開始した。

1. はじめに

再処理施設内で作業環境中の放射性物質濃度の測定・評価に使用しているエア・スニッファ流量計は、JIS(Z8761)のフロート型面積流量計の規格に基づき製作されている流量計であり、当該流量計については、JISの中に点検・整備および流量の校正時期が次のように明記されている。

- ① 一定期間使用した場合
- ② 流量計を分解掃除した場合
- ③ 長期間休止していたものを再使用する場合
- ④ 特に精度のよい測定をする場合
- ⑤ その他、性能に疑いを生じた場合

従来、エア・スニッファ流量計の校正は、一般的に用いられている標準ガスマータ・圧力補正器・プロワ等の機器を組み合わせて実施するため、装置本体が大きな固定タイプとなり、施設内に設置した流量計を取り外して校正場所まで持っていく必要があった。したがって施設内に設置した約500台もの流量計を校正するには多大な労力が必要であった。

そこで、定期的にエア・スニッファ流量計を校正していくための簡便な測定方法として簡易型流量校正器を開発した。

2. 簡易型流量校正器の開発条件

簡便な測定方法を確立するために、以下に示す条件を念頭において校正器の開発を行った。

- ① JISに基づく基準校正器としての条件（標準校正器との測定誤差が±2%以内）を担保する。
- ② 一人で持ち運びができる、校正作業が実施できる。
- ③ 現場に設置したエア・スニッファ流量計を取り外すことなく校正作業が実施できる。
- ④ 可能な限り校正時間の短縮化を図る。
- ⑤ 誰にでも簡単に取り扱えるようにし、作業の標準化を図る。

3. 簡易型流量校正器の概要

3.1 検出器

校正器の開発にあたって検出器をどのようなものにするかが一番の問題点であった。熱センサー方式、ガスマータ方式、ターピンメータ方式について比較検討を行い、その結果、気体での使用実績はその時点ではほとんどなかったが、小型化・軽量化ができるかつ短時間で測定データが出せる可能性があったターピンメータ方式を採用した。

タービンメータ検出器については、材質として硬質アルミを用い、羽根車を高速回転(10,000rpm以上)化し、羽根車の大きさを小さくすることで小型化・軽量化を図ったほか、空気取り入れ口や軸受け等の改良を行いJISで定める校正器としての基準を満足するものとした。さらに、検出器のヘッドを簡単に交換できるように施設内に設置したタイプの違うすべてのエア・スニッファ流量計にワンタッチで取り付けが可能となるようにした。

タービンメータの測定原理は、空気吸入口から取り入れた空気を羽根車で受け、羽根車の回転数を光電センサーで読み取り、その回転数をホトトランジスターでパルスに変化後、流量率に換算するものである。

タービンメータ検出器の断面図を図1に示す。

3.2 圧力補正器

圧力補正については、流量計を取り外すことなく簡単に圧力補正が行えるよう、エア・スニッファ流量計の上部にある耐圧ホースにピンを差し込んで圧力が測定できる治具を製作し、測定値の圧力補正データ処理はすべて校正器本体で行うものとした。

3.3 校正器本体

校正器本体は、入力部・表示部・流量率変換処理部・データ記憶部で構成し、プリント基盤や小

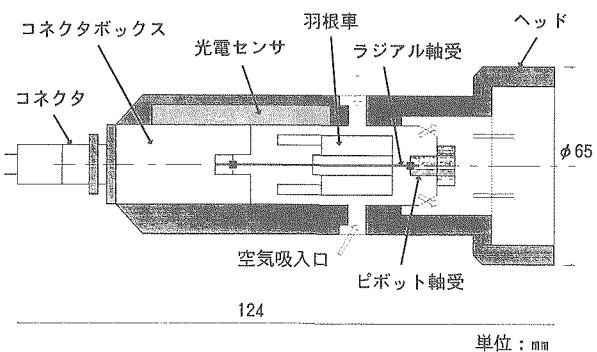


図1 タービンメータ検出器の断面図

型電池等の使用により、重量4kg、大きさ150×250×300(H)mmと小型・軽量化が図られた。

簡易型流量校正器の構成を図2および写真1に示す。

データ処理の概略は、タービンメータ検出器から得られたパルスをパルスカウンタで計数した後、周波数に変換し流量率変換処理システムで圧力補正を加え、あらかじめシステム内にインプットした周波数特性データベースから流量率へ換算する。換算された流量は、テンキーから入力した施設名等とともにデータ表示されデータ記憶回路に50台分までのデータが記憶できる。記憶したデータはパソコン(PC98シリーズ)でデータ処理し帳票出力できる。簡易型流量校正器のプロッ

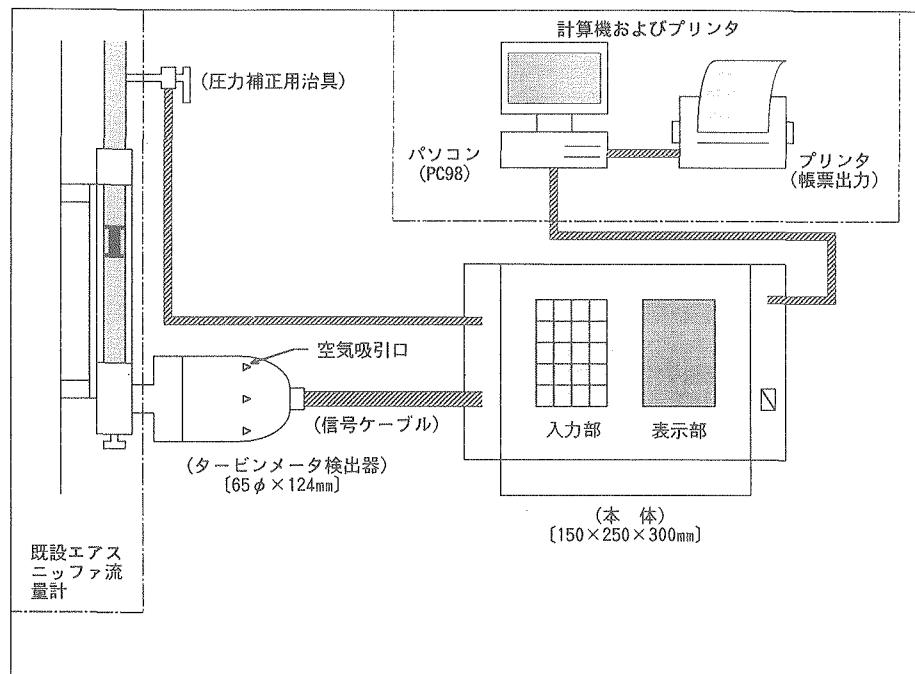


図2 簡易型流量校正器の構成図

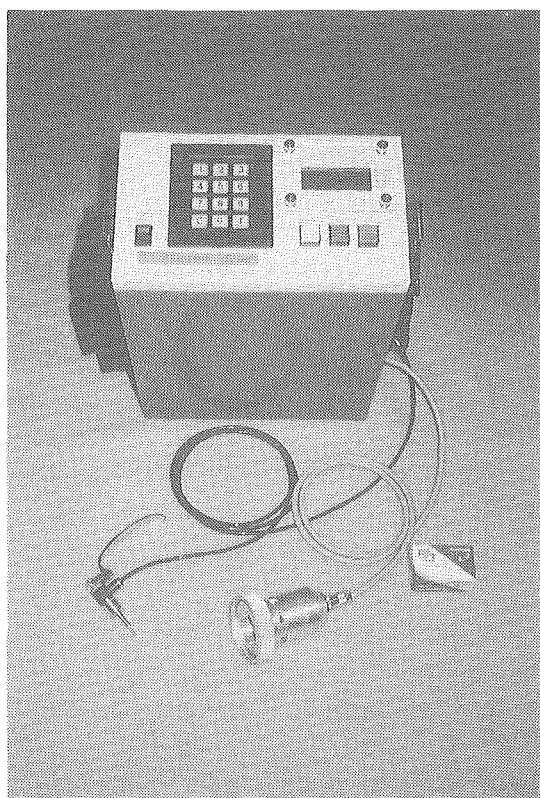


写真1 簡易型流量校正器外観

ク図を図3に示す。

校正器の取扱いは、対話形式で数字テンキー入力方式により簡単に操作でき、充電池で連続12時間以上の使用が可能である。

4. 簡易型流量校正器の基準校正

校正器の基準校正は、JIS規格の中で、気体閥

表1 簡易型流量校正器の校正結果

基 準 流 量 (ℓ/min)	流量校正器測定値 (ℓ/min)	誤 差 (%)
19.8	19.9	+0.08
40.5	40.0	-0.42
61.2	60.9	-0.25
79.8	80.6	+0.67
99.7	101.4	+1.42
110.6	112.1	+1.25

* JISの校正基準：±2%以内

係については「ガスホルダ法」、「体積管法」、「比較法」の3つの方法が示されており、本校正器の基準校正は比較法で実施した。基準校正の概略を図4に示す。

校正は、基準となる標準器との比較による方法で校正流量は有効測定範囲の10%・50%・100%付近の最低3箇所について行うことが義務付けられている。

簡易型流量校正器については、10~120ℓ/minの有効測定範囲においてJISに基づく基準を満足する任意の6点について基準校正を実施した。

結果は、表1に示すとおりでありJISで定める、それぞれの測定点において最大目盛り値の2%以内を満足する良好な結果であった。

5. 試験結果

再処理施設内に設置したエア・スニッファ流量計の26箇所について簡易型流量校正器を用いた流量校正を行った。校正作業の様子を写真2に示す。

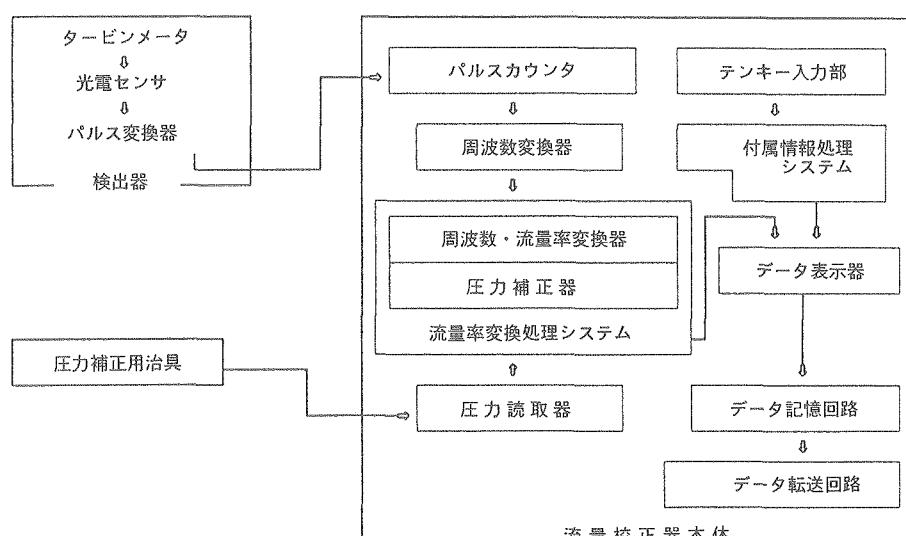


図3 簡易型流量校正器のブロック図

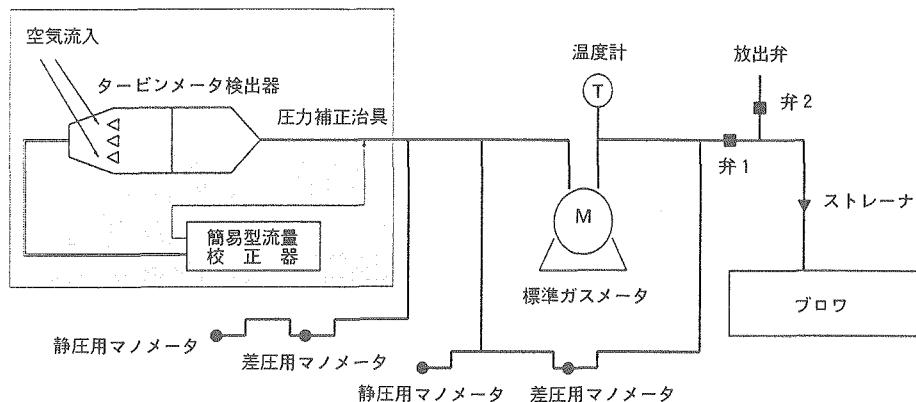


図4 簡易型流量校正器の基準校正方法

流量計の校正は、 $40 \cdot 60 \cdot 80 \text{ l/min}$ の3点について各3回測定し、その平均をそれぞれの測定結果とした。

その結果、図5に示すとおり各流量計とも設定流量とほぼ一致しており、設定流量に対する平均流量の誤差は、各流量とも2%と良好な結果であった。また、26個の流量計の設定流量に対する最大誤差は、4.6%とメーカ基準である5%（特級）以内をすべて満足する結果であった。

校正器の使用に際しては、一人で持ち運びがで

き、現場に設置したエア・スニッファ流量計を取り外すことなく校正作業を行うことができた。また、約15分程度の取扱い教育で校正作業の実施が可能であった。

校正に要した時間は、1箇所あたり15分以内と短時間で校正作業を行うことができた。

さらに、機器操作および検出器等の取り付けが誰にでも簡単にでき、測定データをシステム内で処理し帳票出力することで、校正作業の標準化が図れた。

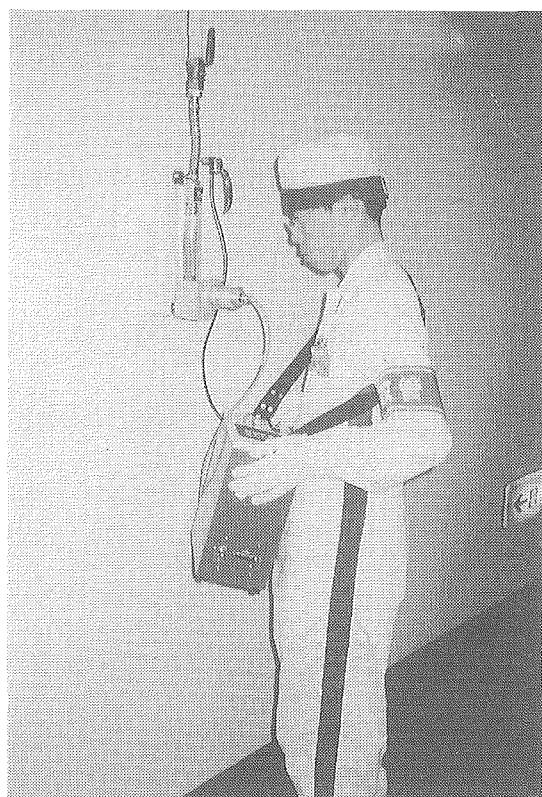


写真2 流量計の校正作業の様子

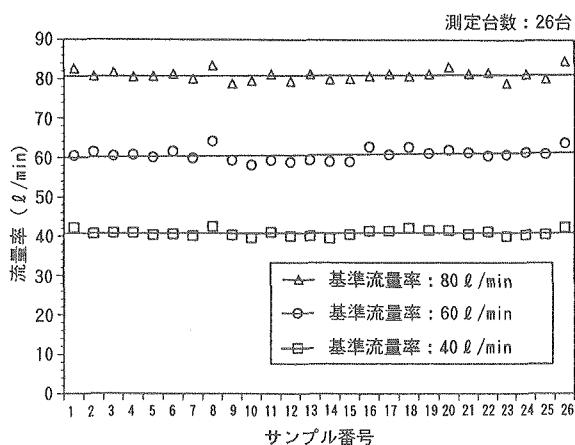


図5 現場設置流量計の流量別測定結果

6. おわりに

エア・スニッファ流量計用の簡易型流量校正器の開発によって、エア・スニッファ流量計の定期的な校正が容易になり、その結果、より信頼性の高い空气中放射性物質濃度の評価が可能となつた。

今後は測定データを蓄積し校正頻度等について検討を進めて行く。



「ふげん」圧力管材料の照射試験による健全性の確認

中井 浩三* 大原 清海 小池 通崇
永松 健次*

大洗工学センター
*新型転換炉ふげん発電所

資料番号：94-5

Material Integrity Validation of the Pressure Tubes of FUGEN by Post-Irradiation Examination

Kouzou Nakai* Kiyomi O-hara Michitaka Koike
Kenji Nagamatu*
(O-arai Engineering Center
*Fugen Nuclear Power Station)

新型転換炉ふげん発電所の圧力管材料の健全性確認は、圧力管検査装置による検査の他、原子炉内で照射されている監視試験片によても行っている。

監視試験片は、キャップセルに収納され、特殊燃料体に組み込まれて原子炉内で照射されており、原子炉の寿命中に8回取り出して照射後試験を行い、圧力管の健全性を確認することとしている。

監視試験片の取出および照射後試験は、現在までに3回行っている。これらの試験結果から、圧力管の健全性は、設計時の予測に対して十分余裕を持っており、現時点では問題のないことが確認されるとともに、寿命期間中にわたって設計基準を満足する見通しが得られている。

1. はじめに

「ふげん」の圧力管材料 (Zr-2.5%Nb) の供用期間中の健全性については、「ふげん」の特殊燃料体の中で照射している監視試験片によって確認している。

今回は、第1回取り出し^{1),2)} (第4回定期検査時：昭和58年) および第2回取り出し³⁾ (第8回定期検査時：平成元年) に引き続き、第3回取り出し (第10回定期検査時：平成4年) の圧力管材料監視試験片の照射後試験結果について、第1回および第2回の試験結果も含めて報告する。

2. 監視試験の目的

圧力管 (図1参照) は、内部に燃料集合体を収納し高い中性子照射を受けることから、その材料の特性の経時変化を調査し、健全性を確認する必要がある。この健全性の確認は、圧力管検査装置により直接的に行う他、材料特性の変化を調査するために、監視試験片を実機圧力管と同じ条件下で照射し、追跡的にその変化を把握している。

3. 圧力管監視試験片の照射方法

監視試験は、通商産業省告示第501号 (以下「技術基準」という。) に基づき実施している。

監視試験片 (図2参照) は、キャップセルに収納して特殊燃料集合体 (図3参照) に組み込み、原子炉内で照射している。また、キャップセル内には監視試験片の他に、高速中性子照射量を測定するためのCuとFeのフランクスモニタも収納している。

この特殊燃料集合体には、1体当たり9個のキャップセルが組み込まれ、原子炉の中間部に回転対称に4体装荷され (図4参照)、監視試験片の累積高速中性子照射量が実際の圧力管と同等以上に、特に燃料体中央部に装荷されたキャップセルについては、照射加速係数を1.1以上として設計している。

特殊燃料集合体は、燃料体バンドル中心にキャップセルが入るような構造となっており、周囲に燃料要素が2層に配列されている (図3参照)。

4. 照射後試験項目

監視試験片の照射後試験項目は、技術基準上からは引張試験片と衝撃試験片によるものとなっているが、圧力管材料の特殊性を考慮し、靱性特性を評価する方法として、衝撃試験片に代えて曲げ試験片を用いている。この曲げ試験片は、圧力管材料の水素吸収による脆化を考慮して定められたものであり、この試験片による照射後試験で圧力管材料の破壊靱性値を測定し、脆性破壊に対する健全性を評価している。

試験片としてはさらに、水素吸収量等の評価のために、腐食試験片を追加している（図2参照）。監視試験片の取り出し回数についても技術基準上はプラント寿命中に3回以上となっているが、8回と多くし詳細なデータの取得に努めている。

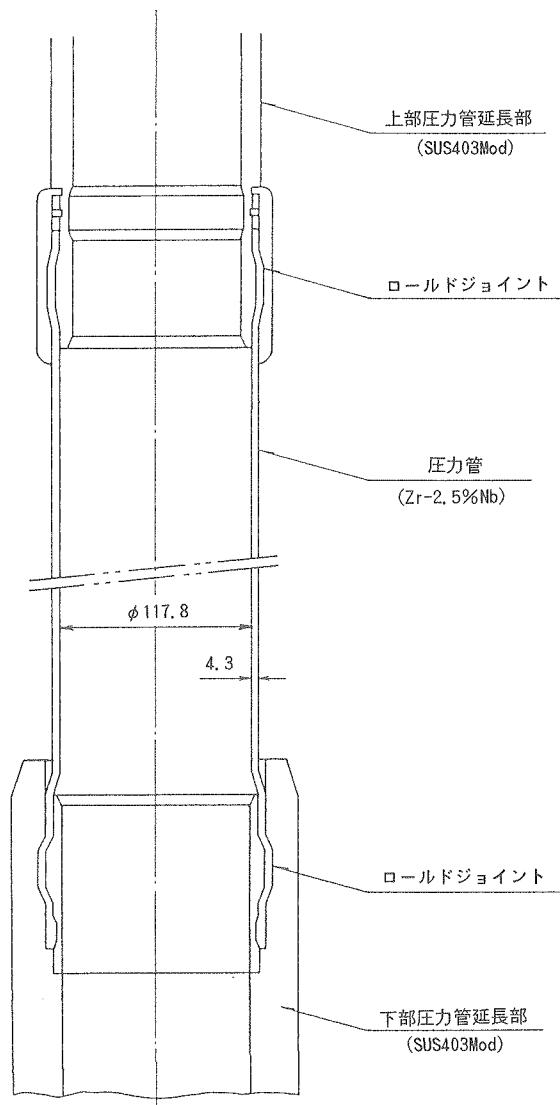


図1 圧力管集合体

5. 「ふげん」監視試験全体計画

前記した方法により、「ふげん」の監視試験を次のように実施する。

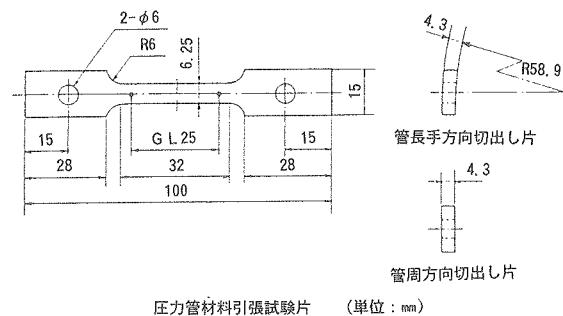
(1) 取出時期：4, 8, 10, 12, 14, 17, 21, 25回定期検査時

(2) 試験項目

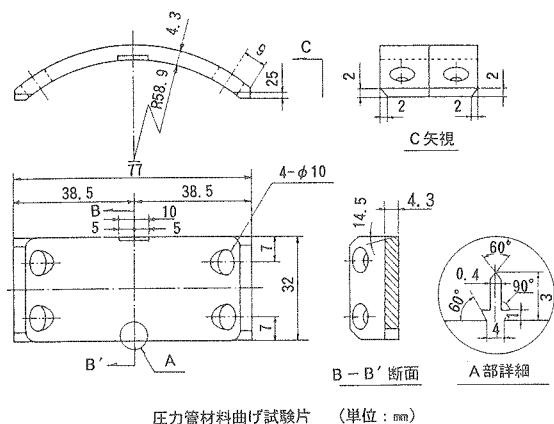
- ・引張試験
- ・破壊靱性試験（曲げ試験）
- ・腐食試験
- ・水素分析試験
- ・金相試験

(3) 一回当たりの試験片取り出し員数

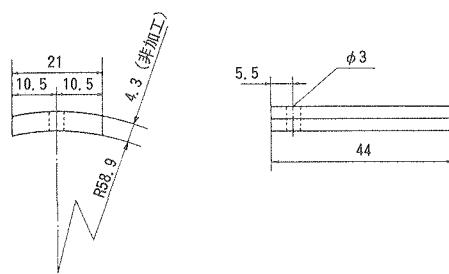
- ・引張試験片16ヶ、
 - ・曲げ試験片12ヶ、
 - ・腐食試験片8ヶ、
- （水素分析試験、金相試験は各試験片に対して行う）



圧力管材料引張試験片 (単位:mm)



圧力管材料曲げ試験片 (単位:mm)



圧力管腐食試験片 (単位:mm)

図2 監視試験片

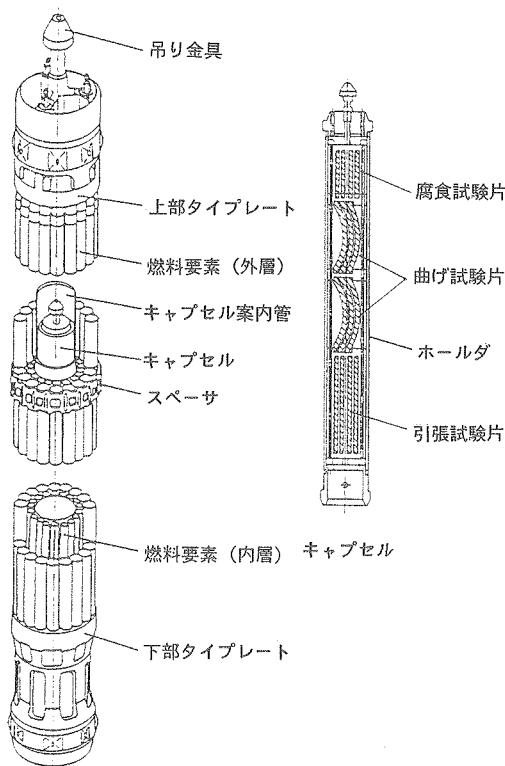
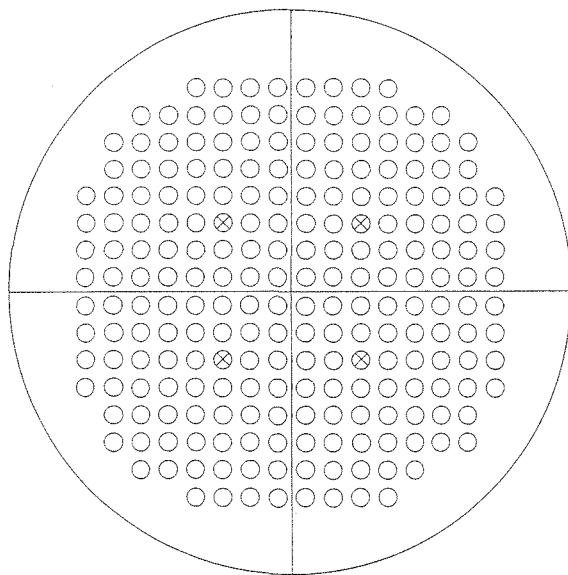


図3 特殊燃料集合体構造図



記号	名称	数(体)
○	標準燃料集合体	220
×	特殊燃料集合体	4

図4 「ふげん」炉心配置図

表1 第3回監視試験片の照射後試験結果

項目	設計値 ^{*1}	初期値	実測値 ^{*2}		
			max または min	平均	—
引張強さ (kg/mm ²)	—	—	周方向	軸方向	—
	室温 >77.9	86	102.0 (min)	110.1 (min)	106.7
破壊靭性 (kg/mm ^{2/3})	300°C >54.8	60	86.3 (min)	78.9 (min)	84.0
	室温 >35.0	197	121.3 (min)	140.4	
腐食減肉量 (mm)	300°C >40.6	239	212.1 (min)	218.3	
	<0.31	0	0.00729 (max)	0.007	
水素濃度 (ppm)	<211	<25 約10	31.5 (max)	28.1	

注) *1: 設計照射量 $3 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ 、照射時間240000時間*2: 累積照射量約 $7.0 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ 、照射時間約77100時間

6. 第3回取出試験片の照射後試験の結果

第3回取出（第10回定期検査時）の圧力管監視試験片の試験結果を表1に示す。

この結果を整理すると、以下のとおりとなる。

- (1) 監視試験片の試験結果は、各試験項目とも設計条件を満足している。
- (2) 第10回定期検査時に取り出した監視試験片の実績値は、予測（JMTR, SGHWRで照射した先行照射試験および第1回、第2回監視試験片取り出し結果からの予測）とほぼ一致した。

7. 評価結果

監視試験片の取り出しが、これまでに第4回および第8回定期検査時に実施しており、今回の第10回定期検査時の取り出しが3回目となる。

監視試験片の積算高速中性子照射量は、

- ・第4回定期検査時……… $2.7 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$
- ・第8回定期検査時……… $5.7 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$
- ・第10回定期検査時……… $7.0 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$

であり、第10回定期検査時に取り出したもので、設計寿命積算照射量（最大 $3 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ）の約1/4となっている。

これまでの照射後試験の結果をまとめると、以下のとおりである。

(1) 引張試験

引張試験により、降伏応力、引張強さ、伸びを求めた。引張強さは照射初期に約20~30%増加し、伸びはやや低下しているが、その後変化はない（図5参照）。

(2) 曲げ試験⁴⁾

曲げ破壊試験によって破壊靭性値を求めた。

破壊靭性値は照射初期に漸減しているが、照射

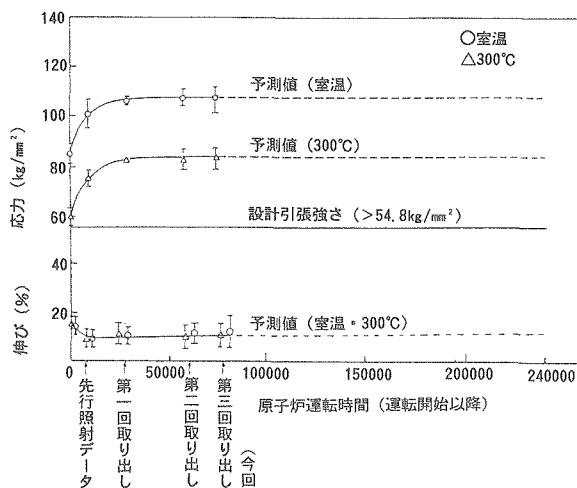


図 5 「ふげん」圧力管の寿命中の引張強さおよび伸びの変化予測

が進むにつれて低下は小さくなり、特に300°C（運転温度）では照射による韌性の低下は少ない（図6参照）。

(3) 水素分析試験⁵⁾

試験片の水素量をガス分析し、水素吸収量を求めた（図7参照）。

水素吸収量は3回目取出（第10回定検時取出）のものでも31.5ppmであり、設計予測値7ppm/年（「ふげん」30年運転時における水素吸収量は設計上最大211ppm）に比べて、十分少ない値であった。

(4) 腐食試験

重量法により腐食増量を求め、それから減肉量（腐食代）を計算した。

腐食による減肉量は、3回目取出（第10回定検時取出）のものでも0.01mm程度であり、設計式を

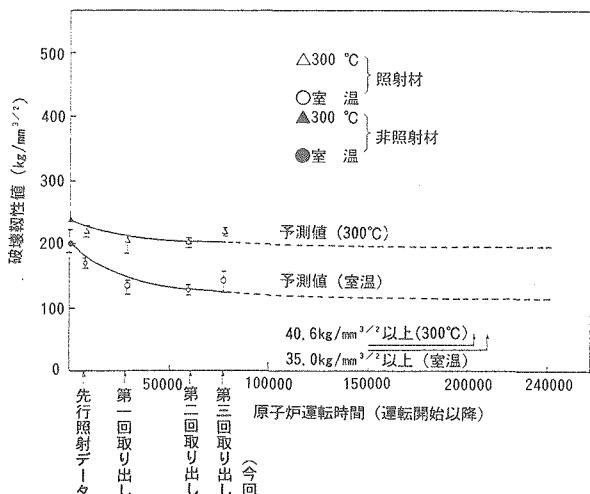


図 6 「ふげん」圧力管の寿命中の破壊韌性の変化予測

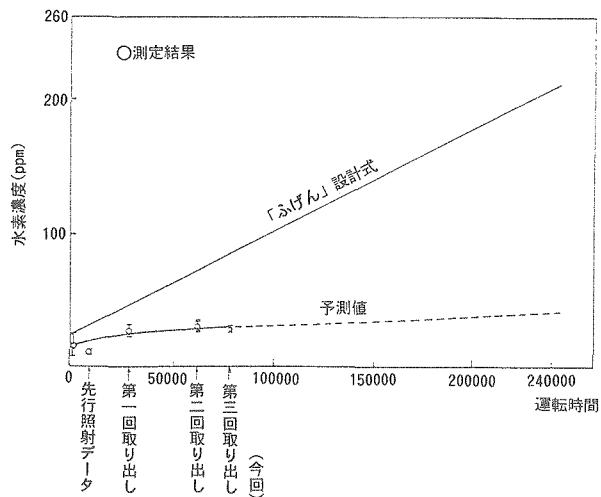


図 7 「ふげん」圧力管の寿命中の水素濃度の変化予測

十分下回っている（図8参照）。

(5) 金相試験

光学顕微鏡を用いて、水素化物、初析α相およびミクロ組織の観察を行った。観察の結果、第1回、第2回および第3回とも異常は認められなかった。

8. おわりに

現在までに行った3回の照射後試験の結果、照射による経年変化後も「ふげん」の圧力管の材料特性は設計範囲を満足し、その健全性が確認された。

また、今までの結果から推定すると、寿命期間にわたって圧力管の設計基準を満足すると考えられる。

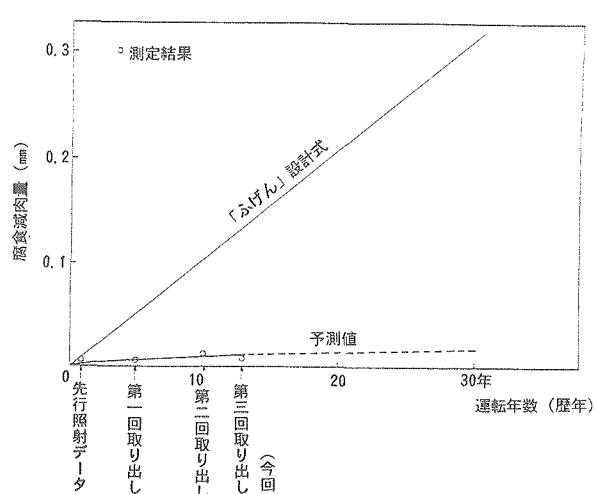


図 8 「ふげん」圧力管の寿命中の腐食減肉量の変化予測

参考文献

- 1) 小池、谷山、小峰、平井、阿部、柿原、武田、動燃技報No61 pp.80-84 (1987.3).
- 2) 小池、浅田、宮本、谷山、小峰、動燃技報No66 pp.20-35(1988. 6).
- 3) M. H. Koike, T. Akiyama, K. Nagamatsu, I. Shibahara, Zirconium in the Nuclear Industry:Tenth International Symposium, ASTM STP 1245, pp.183-201 (1994).
- 4) M. H. Koike T. Takahashi, H. Baba, Int. J. Pres. Ves. & Piping 43, pp.39-56 (1990).
- 5) M. H. Koike, S. Onose, K.Nagamatsu, M. Kawajiri, JSME International Journal Series B, Vol.36, No.3, pp.464-470 (1993).



プルトニウム系廃液処理プロセスの開発

沼田 浩二 根本 剛 都所 昭雄

東海事業所核燃料技術開発部

資料番号：94-6

Development of Plutonium liquid Waste Treatment Process

Kouji Numata Takeshi Nemoto Akio Todokoro
(Nuclear Fuel Technology Development Division, Tokai Works)

プルトニウム燃料施設において発生する廃液は、凝集沈殿法により処理されており、その結果としてスラッジ等の副生成物が発生している。そこで、副生成物の低減化が可能な不溶性タンニン吸着剤について、プルトニウムの吸着特性および熱分解特性等を中心に基礎試験を実施した。

この結果、最終的な処理液の α 線放射能濃度は十分に低くできること、さらに使用済のタンニンは熱分解により完全にガス化することが可能であり、吸着したプルトニウム等は安定な酸化物として回収できることが確認できた。

1. はじめに

MOX燃料製造施設およびプルトニウム燃料開発施設から発生する硝酸プルトニウム／ウラニルを含む廃液は、必要に応じ中和ろ過処理後に鉄共沈・活性炭吸着・キレート樹脂吸着処理を施し放射性核種を除去している。

これらの処理に伴う中和沈殿物、スラリー等の二次的副生成物の発生は避けられず、加熱焙焼処理により酸化物として減容後、保管廃棄物として貯蔵している。今後これらの副生成物の保管・最終処分をどうするかが大きな課題として残っている。原子力界の大きな目標である「廃棄物発生量の低減化」の観点からは、副生成物の発生しないあるいは発生しても処理が容易な新しい廃液処理プロセスの開発が望まれている。

そこで、不溶性タンニンがTRU元素に対して高い吸着性を有すること、吸着剤の構成元素が炭素、水素、酸素であり焼却減容が可能であることから副生成物発生量の低減化につながることに着目した。

以下に不溶性タンニンについて、プルトニウム系廃液処理プロセスへの適用性の検討に必要なデータを得るために実施した各種基礎試験結果を報告する。

2. 不溶性タンニンと吸着特性

ウラン含有廃液の処理、海水からのウラン回収等の目的で多くの吸着剤が開発されている。それらのうち、有機系吸着剤の一つとしてタンニン系吸着剤があり、吸着性能の改良がなされている。

今回使用した吸着剤は、縮合型タンニン粉末をアンモニア水に溶解し、アルデヒド水溶液を混合してゲル状組成物を形成し、この組成物を室温または加熱熟成して得られたもので、水、酸またはアルカリのいずれに対しても不溶である。従来のタンニン系吸着剤は微粒子の凝縮物であるため、充填カラムに通液している間に凝集形態が変化し、カラムの圧損が増大するという欠点があった。

不溶性タンニン（以下吸着剤という）は微粒子をゲル状にすることにより、通液性を改良したものであり、TRU元素の他、クロム、水銀、鉛、鉄、コバルト等の金属成分の吸着性に優れている。これは図1に示すようにポリフェノール性水酸基が官能基となって金属元素とキレート化合物を形成するためと考えられる。また、ゲル状にすることにより上記官能基が金属元素と配位しやすい立体構造になり、かつて強い親水性物質であるため優れた吸着性能を示すものと考えられる。

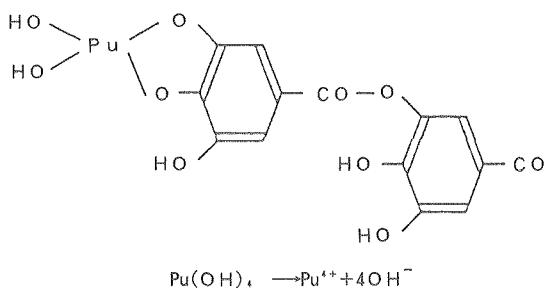


図1 不溶性タンニンのPu吸着形態

3. 試験方法

3.1 吸着剤の調整

通常、本吸着剤は湿った状態で、pH 2の酸性水溶液(約0.1N-HNO₃)中に密封保管している。このままの状態で使用するとやや酸性領域であるため吸着性能に影響を及ぼすことが懸念されるので、本試験では吸着剤を純水で洗浄し pH 6～pH 8にして1.0～2.4mmに細分化した吸着剤を使用した。

3.2 試験液

実験に使用した試験液はプルトニウム溶液と実廃液の2種類であり、下記のとおり調整した。

(1) プルトニウム溶液

硝酸プルトニウム、硝酸ウラニル混合溶液を図2に示すフローによりプルトニウム溶液を精製し、その中和ろ液を試験液とした。なお、ほぼ中性領域の試験液の α 線放射能濃度は約 $10^4 \sim 10^5$ Bq/mlであり、中和ろ過処理液中のプルトニウム飽和濃度と考えられる。

(2) 実廃液

実廃液は、プルトニウム、ウランを含む硝酸溶液をそのまま中和ろ過し、そのろ液を試験液とした。 α 線放射能濃度は前項のプルトニウム溶液と同様約 $10^4 \sim 10^5$ Bq/mlである。

3.3 バッチ法によるプルトニウム吸着試験

十分に洗浄した一定量の吸着剤をビーカに入れ、さらに所定のpHに調整した一定量の試験液を加え室温でマグネットスターラで所定の時間攪拌した。

その後ろ紙で吸着剤を分離除去し、ろ液中の α 線放射能濃度を測定した。吸着剤への吸着量および吸着率は次式により求めた。

$$n \equiv V(C_0 - C)/m \quad \dots \dots \dots \quad (1)$$

$$p = (C_0 - C) / C_0 \times 100 \quad \dots \dots \dots \quad (2)$$

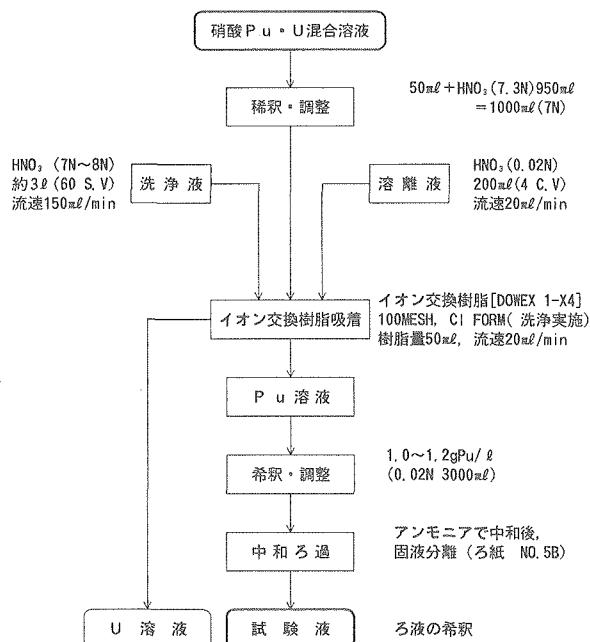


図2 試験液（プルトニウム溶液）調整フロー

ここで、nは吸着量 (Bq/g 吸着剤)、pは除去率 (%)、mは吸着剂量 (g)、Vは試験液の容量 (mL)、 C_0 および C はそれぞれ実験開始前および平衡到達後の α 線放射能濃度である。なお、吸着量はすべて湿潤重量の値を基準に求めた。

3.4 カラム法によるプルトニウム吸着試験

バッヂ法と同様に細分化した吸着剤を内径5 mm または10 mm ϕ のカラムに所定の長さに充填した。

試験パラメータは、線速度、カラム長さ、 α 線放射能濃度として一定時間毎にカラム流出後の溶液中の α 線放射能濃度を測定してDF(除染係数)を求めた。

さらに、吸着剤を充填したカラムに一定濃度の試験液を連続通水し、流出液の α 線放射能濃度が通水前の試験液中の α 線放射能濃度に達するまで継続し、その破過点および吸着剤1gあたりのPuの吸着量を放射能濃度から推定した。

3.5 吸着剤の熱分解試験

使用済吸着剤の熱分解減容条件を事前に把握することが、プロセス開発を進める上で重要なポイントとなる。そこで温度による重量減少量および分解時の最大温度ならびに分解時に発生するガス成分の種類と組成等を確認することにした。

熱分解時の重量変化は、熱天秤による熱重量測定と一部示差熱分析により、またその過程で発生するガス成分の種類と量は、ガスクロマトグラ

フィ、CHN元素分析装置等により確認した。

3.6 α 線放射能濃度の測定

試料皿 (SUS製直径50mm ϕ) に試料を正確に採取し、蒸発・乾固および焼付け・空冷した後、 α 線計測装置で計測した。検出器の係数効率はあらかじめ標準試料で測定し求めた値を採用した。

4. 試験結果および考察

4.1 バッチ法によるプルトニウム吸着試験

(1) プルトニウム吸着時の時間変化

試験液50mLに吸着剤をそれぞれ1gと10g添加し、プルトニウム吸着量の変化を調べた。なお、試験液中の α 線放射能濃度は 7.77×10^3 Bq/mL(希釈)、pH7.1であった。結果は図3に示すように吸着剤の添加量によりプルトニウムの平衡吸着濃度は変化するが、吸着量はいずれも5分から10分で平衡に到達した。なお、1時間後におけるプルトニウムの除去率はいずれも約98.5%であった。

(2) プルトニウム吸着量と吸着剤量の関係

次に、吸着剤の単位重量あたりの吸着量および除去率が、吸着剤の添加量によってどのように変化するかを調べた。すなわち、一定の α 線放射能濃度の試験液中において吸着剤の添加量を変化させ、上記(1)の試験と同じ条件で1時間接触させた。その結果、図4に示すように吸着剤量が増加するにつれて、吸着剤の単位重量あたりのプルトニウム吸着量は減少する傾向が認められた。これは、吸着に伴って溶液中の濃度が減少するため、この濃度と吸着剤との間に平衡関係が生ずるものと考えられる。また、吸着剤の増加に伴って吸着率はわずかに減少する傾向を示したが、いずれも98.5%以上であった。なお、プルトニウムの最大吸着量は吸着剤(乾燥状態)1gあたり0.175gで

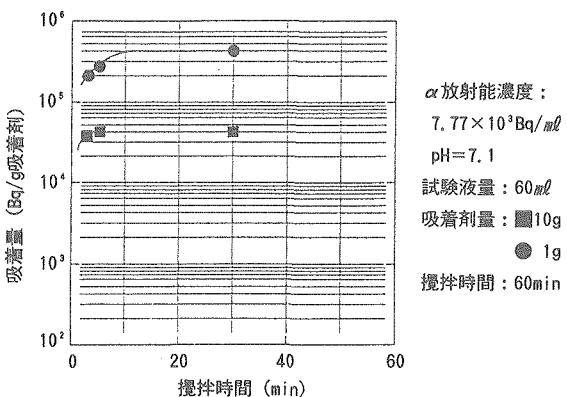


図3 プルトニウム吸着時の時間変化

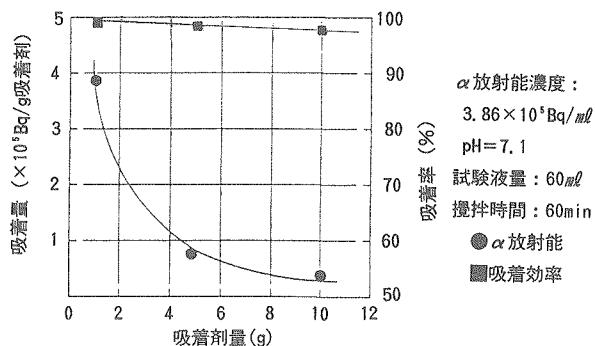


図4 プルトニウム吸着量と吸着剤量の関係

あり、別試験で実施したウランの吸着量0.208gとほぼ同じ値を示した。

(3) プルトニウム吸着とpHとの関係

吸着剤のプルトニウム吸着量が溶液のpHによってどのような影響を受けるか、吸着剤量と溶液pH範囲を変化させ、1時間攪拌接触後に、プルトニウムの吸着量を調べた。なお、pHの調整は硝酸あるいはアンモニア水を使用した。その結果、図5に示すようにプルトニウムの吸着量はpHは4~10の範囲ではいずれも変化はなくほぼ100%吸着された。

一般に、吸着剤のpH依存性は強酸性溶液では H^+ イオンが増加し、 H^+ が優先して吸着剤に吸着する。一方、pHが高くなると NH_4^+ が吸着するため、除去率が低下するといわれているが、本吸着剤によるプルトニウム吸着の場合はウラン吸着と同様にあまりその影響を受けず、かなり高範囲のpHで使用できることがわかった。

(4) 溶液中のプルトニウム濃度と吸着量の関係

プルトニウムの吸着量が溶液中のプルトニウム濃度によってどのように変化するか、吸着剤1g

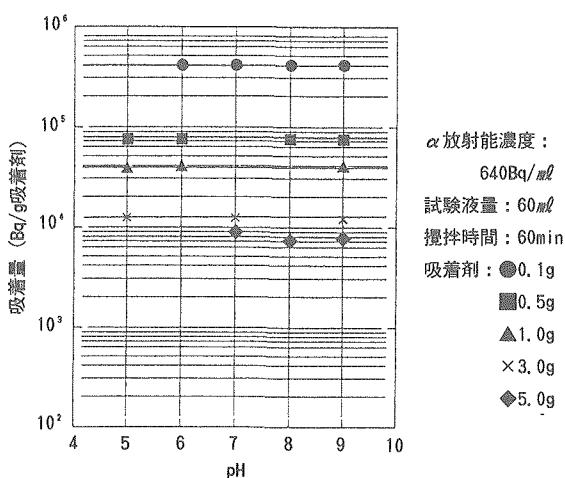


図5 プルトニウム吸着とpHとの関係

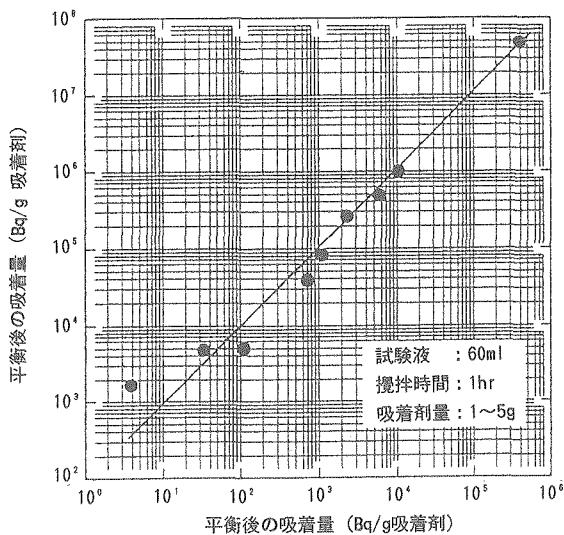


図 6 溶液中のプルトニウム濃度と吸着量の関係

に対して α 線放射能濃度の異なる溶液を攪拌接觸させて吸着量を調べた。

室温下における吸着平衡後の吸着量を吸着等温線で表わすと、図 6 のようになつた。一般に液相から固相への吸着現象は Freundlich 吸着等温式にしたがうといわれている。

Freundlich 式 :

$$\log q = \log K + 1/n \log c$$

q : 吸着剤 1 gあたりの吸着物質の量 (Bq/g)

c : 吸着平衡時の溶液中の吸着物質の濃度

$K, 1/n$: 任意のパラメータ (Bq/ml)

この Freundlich 式の K の値が大きいほど吸着剤の吸着能が高く、 $1/n$ の値が 0.5 以下で吸着剤として実用性がある。特に $1/n$ の値が 0.1 ~ 0.5 の時吸着が良好に起こり、2 より大きいと吸着が起こりにくいといわれている。今回使用した吸着剤について確認した結果、 $1/n$ は 0.78 以下となり、また K は 0.20 であった。

4.2 カラム法によるプルトニウム吸着試験

(1) DF に及ぼす線速度の影響

カラム法による実廃液からのプルトニウム除去を想定し、通液線速度の変化に伴う流出液中のプルトニウム濃度変化を調べ、吸着に及ぼす影響を調べた。

吸着剤を内径 10 mm ϕ 、長さ 50 cm のカラムに充填したもの的基本として、一定の α 線放射能濃度 (1.5×10^5 Bq/ml) の試験液を線速度を変化させながら通水し、流出液中の α 線放射能濃度を測定

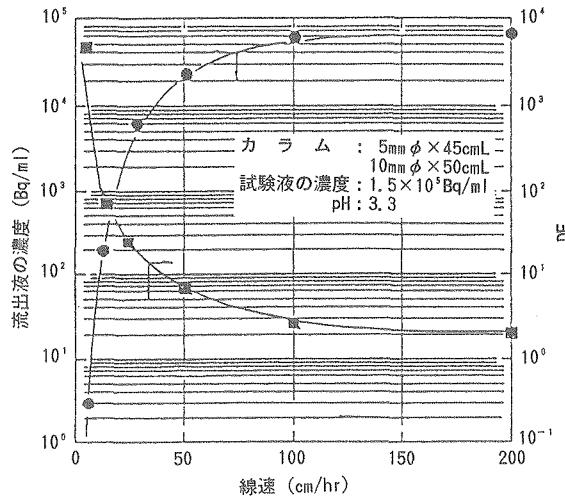


図 7 DF に及ぼす線速度の影響

して DF を求めた。その結果を図 7 に示す。流出液中の α 線放射能濃度は、線速度が遅くなる程低下傾向を示し、DF が向上した。また、流出液中の α 線放射能濃度は、通水する試験液中の α 線放射能濃度により変化し、濃度に比例して上昇する。したがって、実際にカラム法を採用する場合は、設備の処理能力、処理後の α 線放射能濃度等を考慮する必要があるが、特に流出液中の α 線放射能濃度は線速度に大きく影響されるため、DF を 10⁴ 以上にするためには線速度を 5 cm/hr 以下にする必要がある。また、本線速度による廃液処理能力の向上を図るためにには、設計においてカラム直径で対処することになる。

(2) DF に及ぼすカラム長さの影響

試験液の α 線放射能濃度および線速度を一定 (15.2 cm/hr) とし、吸着剤充填カラムの長さを変化させた場合の流出液中の α 線放射能濃度を測定して DF を求めた。その結果を図 8 に示す。試験液中の α 線放射能濃度および線速度が一定ならば、カラム長さに比例して流出液中の α 線放射能濃度は低下し、DF が向上する傾向を示した。なお、流出液中の α 線放射能濃度の目標を放出基準値 (5.6×10^{-2} Bq/ml) の 1/10 とした場合の必要カラム長さの確認をするため、試験液の α 線放射能濃度を変化させて処理液中の α 線放射能濃度を確認し、DF を調べた結果、試験液の α 線放射能濃度が 10^5 Bq/ml オーダーでは線速度 4.6 cm/hr で約 2 m のカラム長さが必要であり、その DF は 10^8 であることを確認できた。

(3) 連続通水時のプルトニウム吸着特性

カラムに α 線放射能濃度 3.72×10^5 Bq/ml の試験液を線速度 4.6 cm/hr で連続通水を行い、流出液

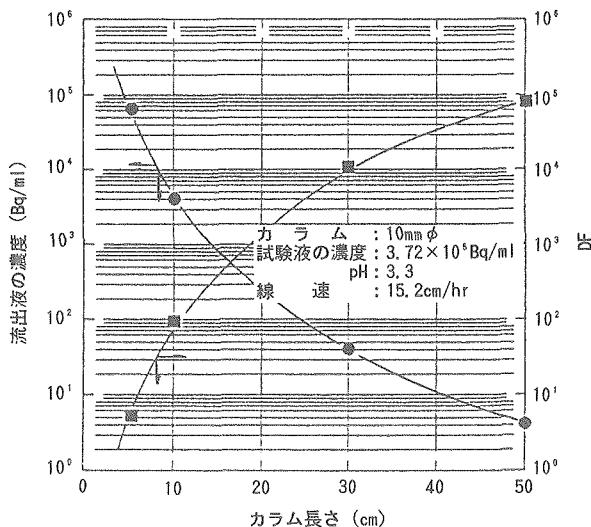


図8 DFに及ぼすカラム長さの影響

中の α 線放射能濃度の傾向をみた。その結果を図9に示す。流出液中の α 線放射能濃度は、約40倍(通水量/吸着剤量)から上昇傾向を示し、50倍量でほぼ通水前試験液の α 線放射能濃度に達した。破過点におけるプルトニウムの吸着量はFreundlichの式で整理した吸着量と本試験の流出液中の α 線放射能濃度から求めた吸着量とほぼ一致した。

4.3 吸着剤の熱分解特性…

湿潤状態の吸着剤を11.15mg採取し、10ml/minの流速で空気を供給した雰囲気で熱天秤により加熱した。図10に示すように、もっとも重量減少の大きい温度は約100°Cである。これは吸着剤に含まれている水分の蒸発によるものであり、全重量

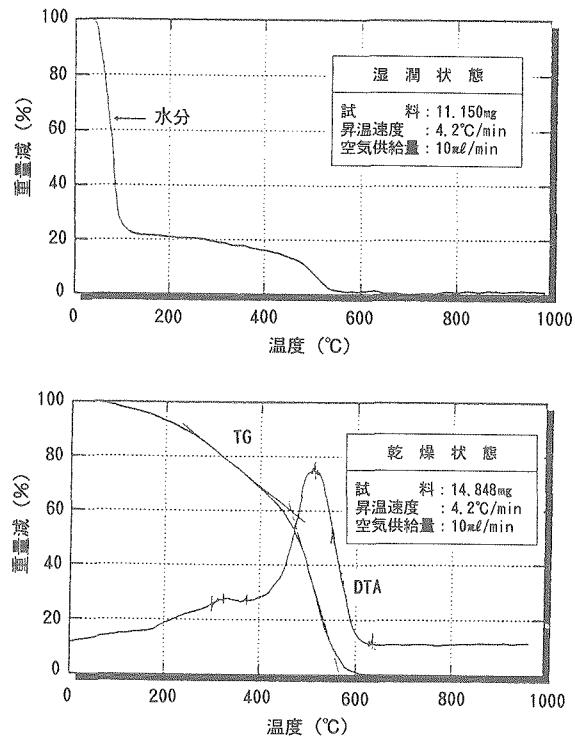


図10 吸着剤の熱分解特性

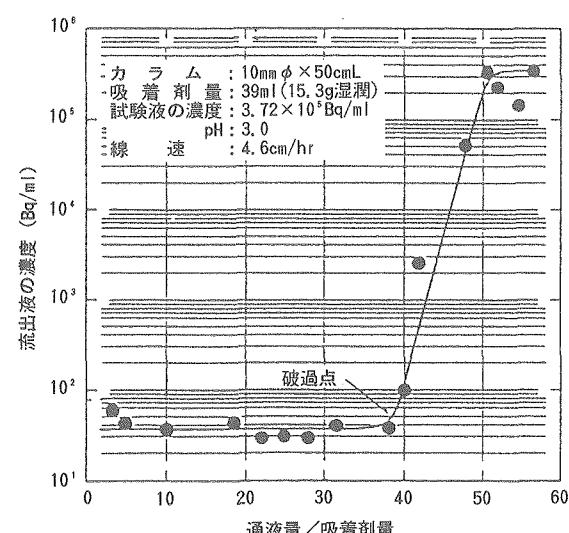


図9 連続通水時のプルトニウム吸着特性

の約80%が減少した。約100°C～400°Cまでの重量減少は緩やかであり、水分の蒸発を除き最も重量減少の大きい温度は460°C付近であった。これは、吸着剤の構成元素であるカルボキシル基、ベンゼン環等がその順番は不明であるが分解により重量減少が起こるためであり、この減少は510°Cまで続いた。さらに、加熱を継続しても重量の変化はまったくなく一定になった。なお、冷却後の白金製セル内には肉眼で確認できるような残留物は観察されなかった。

熱分解中に発生する分解ガス成分は、CO₂、CH₄、COであり、CO₂ガスが約93%と支配的であった。分解時の吸着剤量(乾燥状態)に対する炭素の割合は46.5%であった。

また、ウランを吸着した吸着剤を同条件で加熱分解した後の白金製セル内からは、吸着されたUO₂がU₃O₈粉末として100%回収できることを確認した。

5. おわりに

プルトニウム取扱施設から発生する放射性廃液中に含まれる極微量の α 線放射性核種(主としてプルトニウム： α 放射能濃度10⁴～10⁵Bq/ml)を除去するための吸着剤として、不溶性タンニンを用いたプルトニウムの吸着特性、および使用済タ

ンニンの熱分解特性等を中心に基礎試験を実施した。

その結果、最終的な処理液の α 線放射能濃度は、タンニン充填カラム長さ 2 m、線速度 4.6 cm/hr の条件下で放出基準値 (5.6×10^{-2} Bq/ml) よりさらに低い 10^{-3} Bq/ml オーダまで確実に低下させることができた。さらに使用済吸着剤は、熱分解により 100% ガス化することが可能であり、その吸着物は安定な酸化物として残存することを確認できた。

以上の結果より、不溶性タンニンを用いた廃液処理プロセスは、プルトニウム廃液の処理に伴い発生するスラッジ等の二次的副成物の低減を目指した今後の廃液処理プロセスとして大きな期待をもてることが確認できた。今後は、スケールアッ

プカラムを使用しての実廃液での確証試験を実施し、実用化を見通していく計画である。

参考文献

- 1) 根本剛、他：不溶性タンニンによる放射性廃液中の微量プルトニウムの吸着挙動、PNC TN8410 94-194.
- 2) 三菱原子燃料㈱：不溶性タンニンのウラン・重金属吸着剤、新金属工業、No.348、29、(1992).
- 3) 坂口孝司：生物体や生物物質を利用するウラン資源の回収、月刊海洋科学、Vol.15、No.11、p.681 (1983).
- 4) 坂口孝司：ウランの生体濃縮、Isotopenews、No.6、p.2 (1979).
- 5) 坂口孝司、他：多糖キサンドゲン酸チタン(IV)塩による海水ウランの回収、日化、No.6、p.787、(1979).
- 6) 堀孝博：アミドオキシム型キレート樹脂の海水ウラン吸着平衡特性 1、化学工学論文集、Vol.13、No.6、p.795 (1987).
- 7) 南澤宏明、他：化学処理した天然ゼオライトにおける鉛(II)の吸着特性、日化、No.12、p.1605、(1979).
- 8) 慶伊富長：吸着、共立全書157、共立出版、(1976).



大環状化合物の化学と核種分離技術への応用

野村 和則 小沢 正基 田中 康正
富樫 昭夫*

東海事業所再処理技術開発部
*東海事業所環境施設部

資料番号：94-7

Macrocyclic Compound, its Chemistry and Partitioning Application

Kazunori Nomura Masaki Ozawa Yasumasa Tanaka
Akio Togashi*

(Reprocessing Technology Development Division, Tokai Works
*Waste Plants Operation Division, Tokai Works)

被抽出種のサイズを認識する大環状化合物の機能に着目し、新しい抽出剤の設計・合成研究およびそれらの金属イオン捕捉剤としての検討を行うとともに、ビス- β -ジケトニー金属錯体、クラウノファン化合物、カリックスアレーン類縁体を合成した。ピリジル基を置換したクラウノファン化合物は、大環状化合物のなかで、20~30程度の分配比でAgを抽出し、酸濃度 10^{-4} Nまであれば高い抽出性が維持される。

また、既存の大環状化合物の抽出性能および選択性についても、基礎的な抽出試験を実施して調べている。この中で、ジシクロヘキサノ-18-クラウン-6による高レベル廃液からのSrの選択性的回収の可能性を確認できた。

1. はじめに

クラウンエーテルやカリックスアレーンに代表される大環状化合物は、被抽出種のサイズ認識性を有すること、基本骨格がC, H, Oで構成され、廃溶媒処分上の利点となり得ること等の特長を有し、核燃料サイクルのバックエンド工程における新しい核種分離剤としての利用が期待される。

著者らは、1991年よりクラウンエーテルやカリックスアレーンの新しい類縁体の設計・合成研究およびそれらの金属イオン捕捉剤としての性能の検討を行ってきている。また、既存の大環状化合物の抽出性能および選択性についても、基礎的な抽出試験を実施している。

本稿では、大環状化合物に関するこれまでの研究成果を紹介する。

2. 大環状化合物の特長と一般的な性質

2.1 クラウン化合物^{1)~3)}

クラウンエーテルは大環状ポリエーテル誘導体に属し、ドナー原子として酸素、窒素、硫黄等の

ヘテロ原子をもつ大環状化合物であり、その構造が王冠に似ているので、慣用名として“クラウン”が用いられる。クラウンエーテルの名称は、簡易命名法によれば、[置換基の種類と数] - [環の員数] - [クラウン] - [環の中に存在するドナー原子の数]となる。例えば、ジシクロヘキサノ-18-クラウン-6のように表わす。18-クラウン-6(18C6)およびその誘導体の代表例を図1に示す。

クラウン化合物は、ドナー原子が内側を向くことによって生じる極性の空孔に陽イオンを取り込んで、安定な錯体を形成する機能をもつ。この時の安定性やイオン選択性は、1) クラウン環のヘテロ原子の種類と位置、2) ヘテロ原子の数、3)

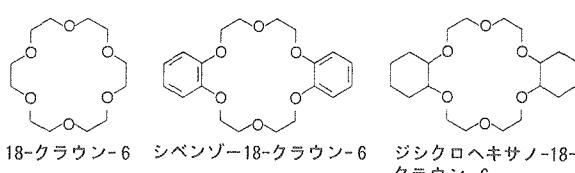


図1 18-クラウン-6 およびその誘導体の代表例

陽イオンとクラウン環空孔の大きさの関係、4) 陽イオンの電荷、5) クラウン環の屈曲性、6) ヘテロ原子と溶媒との相互作用の強さ、等の要因に支配されるが、基本的には陽イオンとクラウン環の相対的な大きさによって説明される場合が多い。

最近、原子力の分野においてもこのような特異的な選択性を利用し、アメリカ (ANL) やフランス (CENC) では、¹⁸C6の誘導体を用いたSrの回収プロセスの検討を、また使用済燃料溶解液中のU, Puの分離剤としても、インド (BARC)、フランス (CNAM) で研究が進められている。

2.2 カリックスアレーン^{1),4)}

カリックスアレーンはフェノールとホルムアルデヒドから合成され、環状で4～8核体が合成されている。ベンゼン環の数によりカリックス-4-アレーン、カリックス-6-アレーン等と呼ばれている。カリックスアレーンの代表的な構造を図2に示す。

カリックスアレーンは、筒状構造の一端に並んだ水酸基群を有しているので、クラウンエーテルに似た選択性的な金属配位子として働くことが予想される。さらに、環には種々の置換基を導入可能であり、これまでにも多くの誘導体が合成され、それらを用いる包接化の研究が活発に行われている。これらの化合物においては、基体となるカリックスアレーン環が比較的固いために、高いイオン選択性を示す場合があり、水酸基に適当な配位子を導入すれば、重金属イオンの結合に際しても特異な構造をもつ錯体を生成する可能性がある。また最近では、ヒドロキシル基やベンゼン環の間を架橋したカリックスアレーンについて、分子構造の剛直化および補足部位の幾何学的影响等が調べられている。

カリックスアレーンを用いた原子力分野の研究例としては、海水中からの炭酸ウラニルイオンの

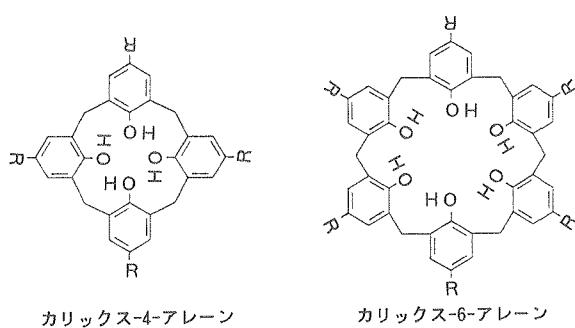


図2 カリックス-n-アレーンの代表例

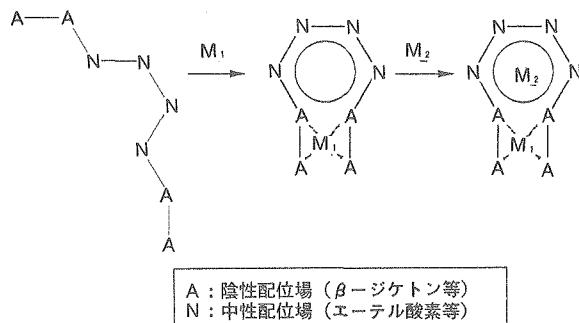


図3 機能-構造変換ホストの設計概念

回収法として、カリックス-6-アレーンを基体とした配位子の利用が、九州大学の研究グループから報告されている。

3. 抽出剤の開発およびその構造と抽出能

3.1 ピス- β -ジケト-1-金属錯体^{5),6)}

[構造]

図3に示すような、新しい分子設計概念に基づき、 β -ジケトンを利用して開発している。その新しい概念とは、はじめに比較的シンプルな直鎖化合物を合成し、次に、この化合物とある適切な金属（多くの場合遷移金属：M1）を配位させる。この反応は二次的に大環状化合物を形成し、目的元素である金属（ゲスト：M2）を取り込む第2の配位場（ホスト）を用意することとなる。

最終的な構造形式がM1の助けを借りて完成されるので、親ホストそのものの合成はより容易なものとなる。また、M1の選択によって多彩な構造修飾が可能となる。さらに、親ホストを側鎖状とすることで、クリプタンドに類似した三次元の大環状化合物を合成することも可能である。

これまでの研究では、¹⁸C6類似の抽出剤を設計し、M1との配位部位となるアニオノリガンドに β -ジケトン、M1には平面4配位をとりうるCuおよびNi, Znを用いた合成を行っている。

[抽出能]

M1をCu, Ni, Znとした3種類の抽出剤（以下Cu錯体、Ni錯体、Zn錯体とする）、についての抽出能について紹介する。

抽出操作は、抽出剤/金属ピクラーの比をほぼ1:1とし、金属濃度を抽出剤濃度に対し過剰として、pH7の中性環境で実施した。抽出操作後に各相のピクラー濃度を分光光度計で測定し、その比を分配比として求めた。

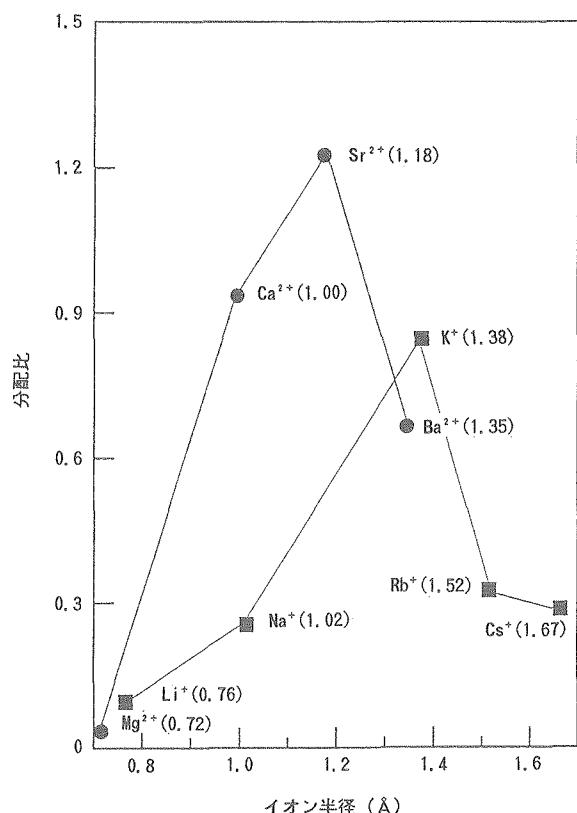


図4 アルカリ金属、アルカリ土類金属、ランタニド金属の抽出に関するイオン半径と選択性の関係 (Zn錯体)

図4に、Zn錯体の場合を例として、金属の抽出に関するイオン半径と選択性の関係を示した。

本抽出剤はアルカリ金属ではK (1.38\AA) に、アルカリ土類金属ではSr (1.18\AA) に対して選択的な抽出能を示している。同様の選択性は、Cu錯体およびNi錯体についても認められた。また、図には示していないが、同条件でジベンゾー18-クラウン-6 (DB18C6) についても抽出試験を行っており、Cu錯体のKおよびSrの分配比が、DB18C6に比べ5倍以上大きいことが確認された。これは、本錯体が18C6類似の大環状ホストによるゲストの取り込みに加え、M1として用いたCuの静電的な作用が有効に働いているためと考えられる。

図5では、各金属錯体の分配比に及ぼすM1の影響を示した。Cu錯体の場合、Kの分配比が20を超えるかつ、他の元素に比べて1桁以上高い値となっている。また、Cu, Ni錯体の場合、アルカリ金属に比べアルカリ土類金属の方が分配比が低くなる傾向にあるが、Zn錯体の場合はその傾向が逆転している。これらの傾向は、M1を変えることにより、環の構造(サイズ)やゲストに与える

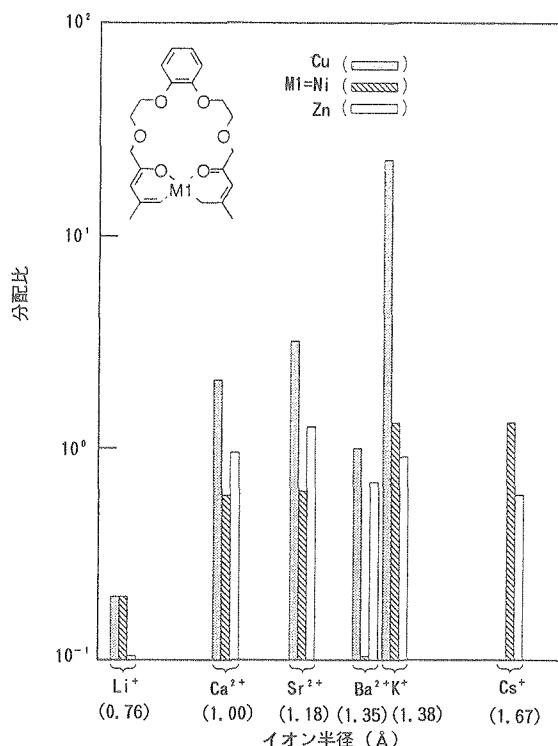


図5 分配比に及ぼすM1の影響

静電的な作用が微妙に変化していることを示唆するものであるが、さらに系統的な研究と構造解析的な研究が必要である。

3.2 クラウノファン化合物^{7),8)}

[構造]

クラウノファン化合物は、図6に示すように、同一分子内にクラウンエーテル部とシクロファン部を併せ持つ大環状化合物である。シクロファンとは、ベンゼンのオルト、メタ、パラ位がポリメチレン鎖でつながれた化合物群である。クラウノファン化合物は、環状ポリエーテルあるいは側鎖のヘテロ原子や官能基を金属配位部位とする。側鎖には多種類の官能基を付与することができる。

合成の一例として、p-ビニルフェノールの反応からビニルを得た後、光照射によりクラウノファン化合物が得られる。

[抽出能]

抽出操作は、希釈剤として塩化メチレンを用いて抽出剤を 10^{-4}M に調整し、金属濃度を 10^{-1}M と大過剰としてpH5の条件で実施した。本条件は、金属イオン抽出剤に有利な条件である。金属イオンとしては、Ag, Cu等の代表的な遷移金属を用いている。目安として、初期に有機相に含まれてい

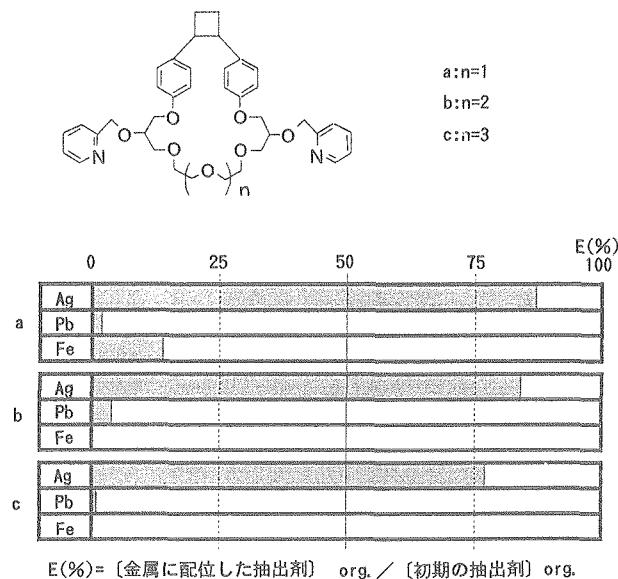


図 6 ピリジル基を置換したクラウノファン化合物のAg選択性

た全抽出剤のうち金属と配位した抽出剤の割合をEとして求めた。なお、アルカリおよびアルカリ土類金属についても未検討である。

図6に、ピリジル基を置換したクラウノファン化合物を用いてEを求めた結果を示す。図6で、a～cは、クラウンエーテル部の酸素数を5から7まで変化させたものである。試験の結果、Agに対し高い親和性を有し、Eとしてa～cのいずれの場合も75%を超える値を示した。これに対し、他の遷移金属では、最大でもEは15%以下の値で、本抽出剤とはほとんど配位していない。

一方、aからcのAgに対するEの値を比較するとその値は75%～85%とあまり変化しておらず、Ag選択性に対するクラウンエーテル部の酸素数、つまりクラウンエーテル部の内孔の大きさの依存性は認められない。このことから、ピリジル基をもつクラウノファン化合物によるAgの抽出は、環の内孔とイオン半径の大きさの一致よりも、側鎖に置換した官能基による捕捉性により依存しているものと考えられる。

3.3 カリックス-4-アレーン類縁体^{8),9)}

[構造]

カリックスアレーンのヒドロキシル基に種々の置換基を導入するとイオノファーとして金属イオンが補足される。そこで、フェノール性ヒドロキシル基や芳香環の間を架橋したカリックス-4-アレーンが、コンフォメーションの影響、分子構

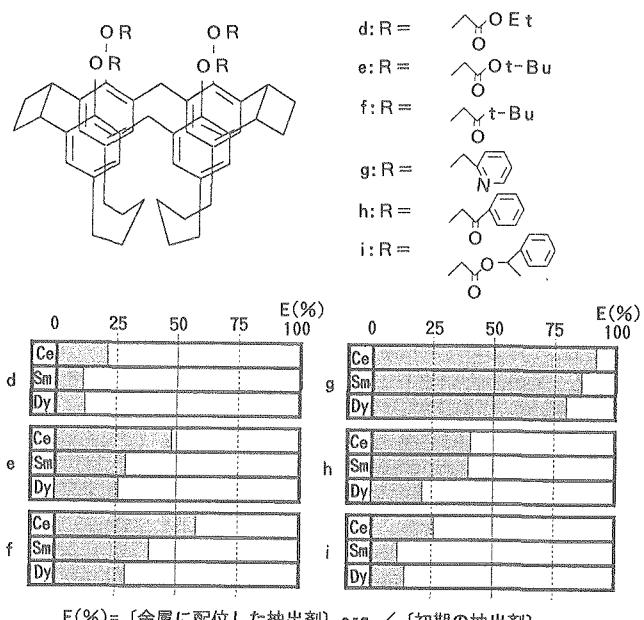


図 7 カリックス-4-アレーン類縁体によるランタニド金属の抽出

造の剛直化および捕捉部位の幾何学的影響を調べるために検討されている¹⁰⁾。本研究では、シン型ジヒドロキシ-2,5-メタシクロファンを二量化することで、コンフォメーションが固定化されたカリックスアレーン類縁体を設計・合成した。その構造を、図7に示す。この化合物の構造的な特徴は、ベンゼン環が3点で架橋されており、そのためベンゼン環の反転を全く伴わない完全なコーン型カリックス-4-アレーン類縁体となっていることである。

[抽出能]

抽出操作は、クラウノファン化合物の場合と同様であり、これまでアルカリ金属およびアルカリ土類金属、ランタニドを含む遷移金属の抽出能について検討した。ここでは、ランタニドについて調べた結果を示す。

図7は、置換基の種類を問わず各化合物はランタニドと配位することを示している。特に、ピリジル基を置換した化合物は、他の官能基を置換したものとの2倍程度のEの値を示している。これはドナーとしての窒素が、酸素ドナーに比べソフトな塩基であり、そのためランタニドのようなソフトな酸と親和性を持つことが原因の一つであると考えられる。

シクロブタン環による剛直化について調べるために、シクロブタン環内側を切断した化合物との比

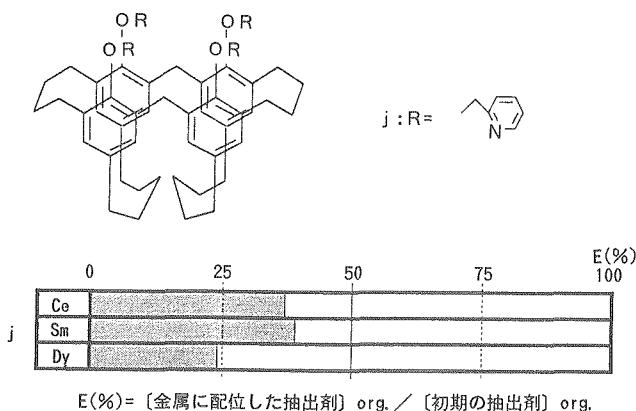


図 8 シクロブタン環による固定のないカリックス-4-アレン類縁体によるランタニド金属の抽出

較を行った。その結果を図 8 に示す。金属と配位する化合物の割合は、シクロブタン環により架橋された類縁体（図 7,g）のEの値が80~90%以上であるのに対し、シクロブタン環を切断した類縁体のEの値は40%以下と低くなっている。これは、シクロブタン環が切断されると、本類縁体の内孔がフレキシブルになるためと考えられ、シクロブタン環による剛直化が錯体の安定性に強く影響を与えていていることを示唆している。

4. 硝酸環境への適用性の検討

4.1 ビス- β -ジケトン-金属錯体、クラウノファン化合物、カリックス-4-アレン類縁体

上述の予備検討で金属との配位が認められた化合物について、溶媒過剰とした系における酸濃度依存性を調査した。調査した抽出剤は、ビス- β -ジケトン-金属錯体のうちCu錯体のものおよびピリジル基を置換したクラウノファン化合物、同じくピリジル基を置換したカリックス-4-アレン類縁体の3種類である。対象金属は、各抽出剤の基礎的な検討で抽出される可能性を示したSrおよびAg、ランタニド(Dy)とした。

抽出剤濃度を0.01Mとし、希釈剤としては塩化メチレンを用いた。また、水溶液中の金属濃度は0.002Mとした。室温で30分間攪拌した後、遠心分離器で5分間の相分離操作を行った。分離後の各相の金属濃度を原子吸光分析または発光分光分析により求め、水相中濃度に対する有機用中濃度の割合を分配比として評価した。

図9に、分配比の硝酸濃度依存性を示した。この結果から $10^{-4} \sim 10^{-6}$ Nにおいて、ビス- β -ジケ

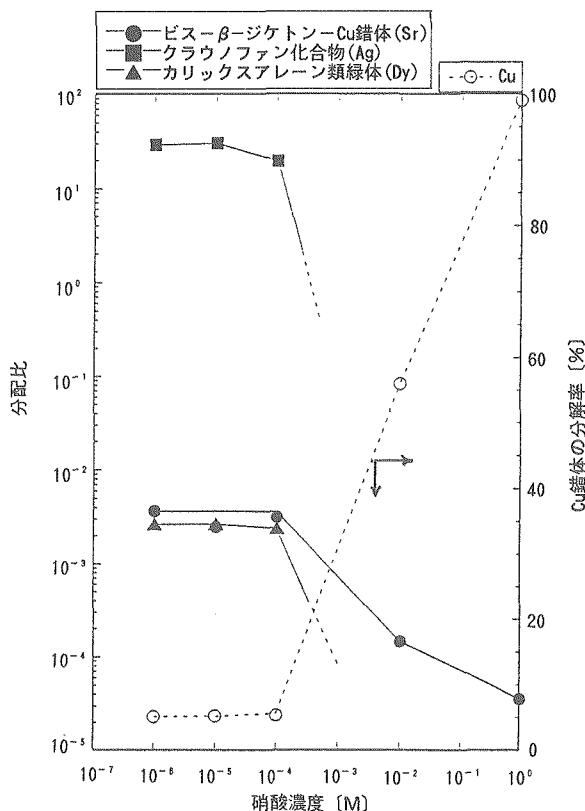


図 9 新抽出剤の分配比に対する硝酸濃度依存性およびビス- β -ジケトン-Cu錯体の酸による分解率

トン-Cu錯体はSrに、ピリジル基を置換したクラウノファン化合物はAgに、同じくピリジル基を置換したカリックス-4-アレン類縁体はDyにある程度の分配比を示した。しかしながらビス- β -ジケトン-Cu錯体によるSrの分配比およびピリジル基を置換したカリックス-4-アレン類縁体によるDyの分配比は、いずれも 3×10^{-3} 程度とかなり低い。一方、ピリジル基を置換したクラウノファン化合物については、20~30程度の高い分配比でAgを抽出し、酸濃度が 10^{-4} N以下で高い抽出性が維持される。

酸濃度の高い領域(0.01~1N)では、各抽出剤とも抽出能が低下した。特にビス- β -ジケトン-Cu錯体では、酸濃度が高くなるにつれて水相中にCuが検出されるようになった。有機相中のCu初期濃度に対する抽出操作後の水相中Cu濃度の割合を、Cu錯体の分解率として図9に示した。酸濃度の増加とともにCu錯体の分解率も増加している。これは、有機相のCu- β -ジケトン間の結合が解かれ、解離したCuが水相に移動したものと考えられる。

4.2 DC18C6、その他

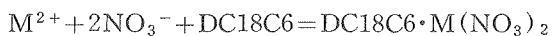
筆者らは、既存の大環状化合物についての研究も実施し、これまでに18C6およびその誘導体ならびにt-ブチルーカリックス-6-アレン(tBuC6A)について検討した。このなかで、ジシクロヘキサノ-18-クラウン-6(DC18C6)はSrに対し高い選択抽出能を示した。

0.01MのSrを含む硝酸溶液と、塩化メチレンを希釈剤とした0.05MのDC18C6を室温で30分間攪拌し、遠心分離器で5分間の相分離操作を行った。分離後の各相の金属濃度を原子吸光分析により求め、水相中濃度に対する有機相中濃度の割合を分配比として評価した。硝酸濃度は、0.01, 0.1, 1, 2, 3, 5Mとした。比較のため、DB18C6についても同様に調べた。

図10に示した結果から、Srの分配比は硝酸濃度の増加とともに増加し、硝酸濃度1～2Mにおいて10～20と最大となる。また、DC18C6と同じヘテロ原子数を有するDB18C6は、Srの分配比が最大でも 10^{-2} 以下であり、DC18C6に比べ3桁以上も低い。このことから、同じヘテロ原子数を有するクラウン化合物でも、官能基により抽出性能が大きく異なることがわかった。

DC18C6によるSrの抽出に対する硝酸濃度依存性については、同様の結果が他の報告者からも示されている^{11), 12)}。いずれの報告も、硝酸濃度1～2MにおいてSrの最大分配比約10を示しており、本試験結果とほぼ一致している。

E.A. Filippovらによれば、DC18C6によるアルカリ土類金属の抽出反応式は以下のとおりである。



[模擬高レベル廃液試験]

上述のように、硝酸濃度1～2Mの高い領域において、DC18C6によるSrの抽出が可能であることを確認したので、Srの選択性および高レベル廃液への適用性を調査するため、模擬廃液を用いた抽出試験を実施した。

酸濃度1.02Nの模擬廃液と、塩化メチレンを希釈剤とした0.05MのDC18C6を室温で30分間攪拌した後、遠心分離器で5分間の相分離を行った。分離後の各相の金属濃度分析を原子吸光分析または発光分光分析で行い、各々の分配比を求めた。比較のため18C6およびDB18C6, tBuC6Aについても同様に調べた。

得られたSrの分配比を、図10に○印で示した。模擬廃液でのSrの分配比は8.85であり、こ

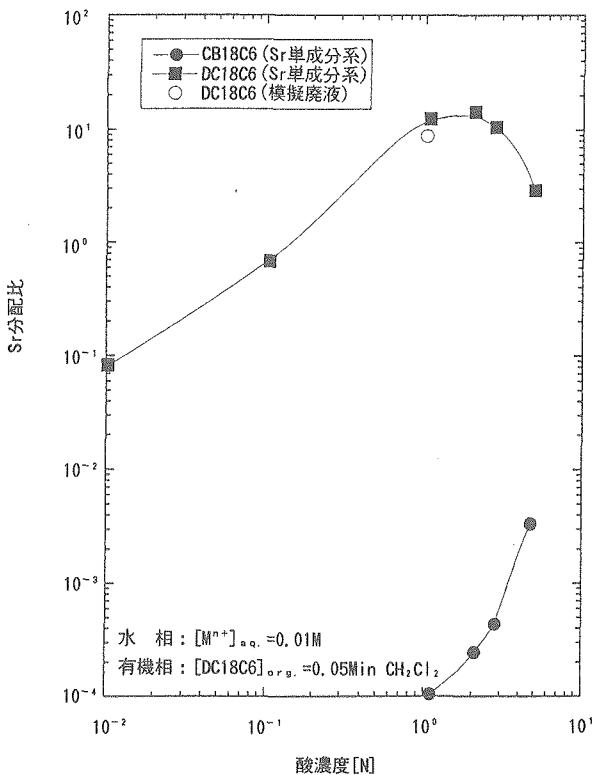


図10 Srの分配比に対する硝酸濃度依存性
(DC18C6, DB18C6)

の値はSr単成分系における分配比と同様で、Srの抽出に対し高レベル廃液中に共存するイオンの妨害のないことが示唆された。このとき、共存するBaも分配比2.86でSrとともに抽出されたが、Srの分配比に比べてBaの分配比は低いことから、酸濃度等の調整によりSrを選択的に回収できる可能性がある。

その他の既存の抽出剤に関しては、有機相中に極微量の元素が検出されたが、いずれも有意な値ではなかった。

5. おわりに

新しい抽出剤の開発を行っており、高レベル廃液中の発熱性FP元素等に着目した研究を紹介した。

種々の大環状化合物のなかで、ピリジル基を置換したクラウノファン化合物のAgに対する優れた抽出能を見出した。また、既存の大環状化合物でも、DC18C6による高レベル廃液からのSrの選択的回収の可能性を確認できた。

今後は、配位子の耐酸、耐放射線性を増すような合成研究を継続するとともに、硝酸環境への適合性やランタニド、アクチニド分離への展開を目

指した研究を進めていく予定である。

6. 謝辞

本研究の実施に当たり、静岡大学工学部小夫家芳明教授、群馬大学工学部西村淳教授に、抽出剤の合成および官能基の性質等、基礎研究分野におけるご指導をいただいた。諸氏に対し心から感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 竹本喜一、他：『包接化合物 基礎から未来技術へ』(化学同人)。
- 2) 小田良平、他：『クラウンエーテルの化学』(化学同人)：(1978)。
- 3) 大木道則、他：『化学大辞典』(東京化学同人)：624-625。
- 4) 新海征治、真鍋修：『現代化学』：14-23：(5, 1986)。
- 5) KOBUKE Y., et al. : J.Am.Chem.Soc. : 114, 789-790 (1992).
- 6) 渡部雅之、他：日本原子力学会『1995年春の年会』：J-59(1995)。
- 7) NISHIMURA J., et al. : Chem.Lett. : 1751 (1991).
- 8) 野村和則、他：日本原子力学会『1995年春の年会』：J-60(1995)。
- 9) NISHIMURA J., et al. : WORKSHOP ON CALIXARENES AND RELATED COMPOUNDS : PS/A-27 (June 1993).
- 10) VOLKER B.:WORKSHOP ON CALIXARENES AND RELATED COMPOUNDS : IL-4 (June 1993).
- 11) BLASIUS E., et al. : J. Radioanal. Nucl. Chem. : 89, 2, 389-398 (1985).
- 12) FILIPPOV E.A. et al. : Radiokhimiya:24, 2, 214-216 (March-April 1982).



高速炉構造用316鋼(316FR)の高温強度特性に及ぼす中性子照射効果

阿部 康弘 青砥 紀身 宮地 紀子
小野瀬庄二 赤坂 尚昭

大洗工学センター燃料材料開発部

資料番号：94-8

Effects of Neutron Irradiation on High-Temperature Strength of FBR Grade Type 316 Stainless Steel

Yasuhiro Abe Kazumi Aoto Noriko Miyaji
Shoji Onose Naoaki Akasaka
(Fuel and Materials Division, O-arai Engineering Center)

実証炉以降の高速炉で使用が予定されている高速炉構造用316(316FR)について、中性子照射効果を明らかにし、設計基準に反映する目的で照射後クリープ試験を行った。その結果、高温強度および延性の改良を図った316FRは中性子照射によりクリープ破断強度および破断延性の低下が認められたが、「常陽」および「もんじゅ」で使用しているSUS304より優れたクリープ破断強度および破断延性を維持していることが明らかになった。また、316FRの照射によるクリープ破断強度および破断延性の低下機構はHeによる影響は支配的ではなく、むしろ、高速中性子照射による照射誘起偏析のために強化元素の析出が加速され、粒内および粒界の強度および延性の低下が支配的になる可能性が示唆された。

1. はじめに

高速炉の実用化に向けて経済性向上の観点から、主要構造材料に関しては、高温強度特性に優れる高速炉構造用316鋼(316FR)の開発により、プラントの高温化や構造の簡素化等の達成が期待されている^{1),2),3)}。

316FRは「常陽」および「もんじゅ」に使用されているSUS304あるいはSUS316の優れた性質を基本として、さらに高温強度に優れた材料へと改良した材料であり、SUS316の化学成分系をJIS規格内で調整することにより開発された^{1),3)}。具体的には高温長時間の使用により結晶粒界へ炭化物として析出・粗大化し、高温強度の低下の原因となる炭素(C)量を抑え、その代わりに窒素(N)およびリン(P)を適量添加することにより、長時間側の高温強度および延性の改良を図った材料である^{3),4)}。

これまで、SUS304を中心に行ってきた照射後試験の結果では、中性子照射により原子炉構造材料のクリープ破断強度および破断延性は非照射材より低下することを確認^{5),6)}しており、「もんじゅ」

の高温構造設計方針、材料強度基準等では、照射によるクリープ破断時間の設計許容値を非照射材の平均値の1/30と定めている。また、こうした高温材料特性の劣化は、中性子照射で核変換によって生じるヘリウム(He)の凝集が粒界強度を低下させることに起因することも明らかにしている。

ここでは、粒界強度を高めた316FRの照射後クリープ試験および微視的組織観察結果を中心に、SUS304との比較も含め、同鋼の高温強度特性に及ぼす中性子照射効果について得られた知見を報告する。

2. 試験方法

2.1 供試材

試験に供した316FR熱間圧延鋼板の化学成分は表1のとおりであり、一般に高温強度の強化元素として用いられるC量を約0.01%以下に抑え、その代わりにNを0.08%添加している。表には参考のため、SUS316のJIS規格値、316FRの仕様ならびにSUS304の分析値を示した。

素材の板厚は50mmであり、試験片は板厚の1/4t

表 I 316FRの化学成分

	化学成分 (wt%)								
	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	N	B
SUS316(JIS)鋼板	0.08 \leq	1.00 \leq	2.00 \leq	0.045 \leq	0.030 \leq	10.00~14.00	16.00~18.00	—	
316FR(Spec.)鋼板	0.020 \leq	1.00 \leq	2.00 \leq	0.015~0.045	0.030 \leq	10.00~14.00	16.00~18.00	0.06~0.12	
316FR(分析値) 鋼板	0.012	0.52	0.86	0.024	0.004	10.59	16.58	0.08	0.0003
SUS304(分析値) 鋼板	0.05	0.59	0.87	0.027	0.003	8.98	18.47	0.022	0.0005

表 2 316FRの「常陽」およびJMTRでの照射条件

照 射 爐	常陽	JMTR
中性子 照射量 (n/m ²)	E<0.4eV 7.5~14×10 ²¹ E>0.1MeV 8.8~51×10 ²⁴	1.1~23×10 ²³ 3.7×10 ²² ~2.4×10 ²⁴
弾き出し損傷	0.58~2.56 dpa	0.003~0.07 dpa
He生成量	0.09~0.73appm	0.09~2.0appm
照射温度	500~550°C	485~550°C
照射日数	110~200(days)	21(days)

部より圧延方向と試験片の長手方向が平行になるように採取した。試験片形状は平行部直径4mmおよび6mmの中実丸棒試験片である。

2.2 照射試験

試験片の照射は、照射リグに試験片を組み込み、高速実験炉「常陽」および日本原子力研究所の材料試験炉(JMTR)を用いて行った。「常陽」照射にはSMIR(構造材料照射用反射体)を使用した。それぞれの照射条件を表2に示す。照射中の雰囲気はいずれも不活性ガス(ArおよびHe)である。照射温度は「常陽」では計算値、JMTRでは熱電対による計測温度であり、各試験片の温度精度は「常陽」、JMTRとも約±20°Cである。

「常陽」およびJMTRの試験片照射位置の代表

的な中性子スペクトル分布を図1に示す。JMTRの中性子束は「常陽」と比べ、熱中性子領域で高く、逆に高速中性子領域では「常陽」の方が高いことがわかる。中性子照射による損傷は大別して高速中性子による格子欠陥の生成と熱中性子による核変換に起因し、一般に前者は弾き出し損傷量(dpa)で後者はHe生成量(appm)で相關させることができる。SUS304および316FRの構成元素の中で、Heへの核変換は「常陽」では⁵⁹Ni、JMTRでは¹⁰Bから主に生成され、時間当たりの生成量はJMTRの方が約5倍多い。また、「常陽」はJMTRに比べ弾き出し損傷速度が約10倍速いという特徴がある。

2.3 照射後試験

照射後クリープ試験は遠隔操作型クリープ試験機を用いて行った。試験温度は500°C、550°Cで照射温度±25°Cの範囲内であり、試験中の温度精度は±3°Cであった。試験応力は265~421MPaであり、破断時間は140~6800時間(ただし、「常陽」照射材の500°C試験は一部継続中であり、16000時間を経過している。)の範囲であった。ひずみの測定は、付属の伸び計により試験片平行部の変位に対し1時間毎に測定精度±1μmで行った。また、照射後クリープ試験前およびクリープ試験後試験片について、微視的組織観察を透過型電子顕微鏡(TEM)を用いて行った。

3. 照射後試験結果

3.1 クリープ試験結果

316FRの500°Cおよび550°Cにおける照射後クリープ破断強度を図2に示す。図中の直線は316FR非照射材の平均破断強度である²⁾。316FRのクリープ破断強度は照射により500°C、550°Cとも低下する。また、照射によるクリープ破断強度の低下はJMTR照射に比べ「常陽」照射で大きい傾向が認められた。

図3に316FRの550°Cにおけるクリープ破断強

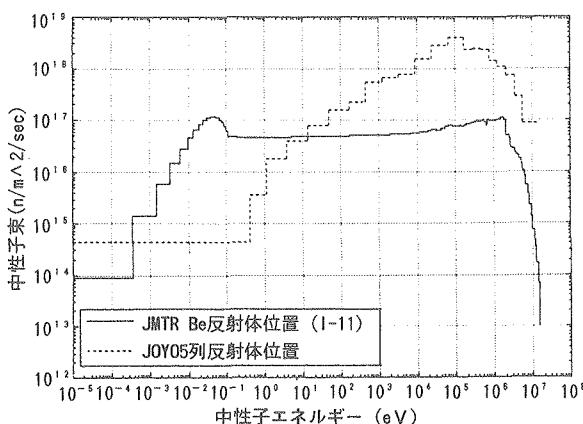


図1 「常陽」とJMTRの中性子束分布の比較

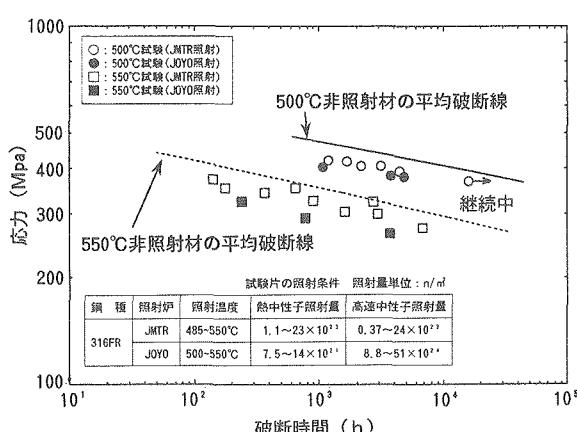


図2 照射した316FRのクリープ破断強度(500°C、550°C)

度をSUS304と比較して示す。SUS304のJMTR照射の熱中性子照射量および「常陽」照射の高速中性子照射量は今回の316FRとほぼ同等であり、比較に用いた試験片の照射条件を図中に示した。316FR、SUS304はともに照射によりクリープ破断強度は低下する。しかし、316FR照射材のクリープ破断強度はSUS304の非照射材より高く、優れたクリープ強度特性を維持していることがわかる。

破断伸びについて同様にSUS304と比較して図4に示す。図には316FRおよびSUS304の非照射材のデータ範囲を併せて示した。SUS304の破断伸びは照射により低下し、その低下量は「常陽」照射材よりJMTR照射材で顕著であった。一方、316FRの破断伸びはJMTR照射材では照射による変化は小さいが、「常陽」照射材では非照射材の1/2程度まで低下していた。しかし、316FRの破断伸びは照射後でもSUS304照射材と同等あるいは上回っており、良好な延性を確保していた。

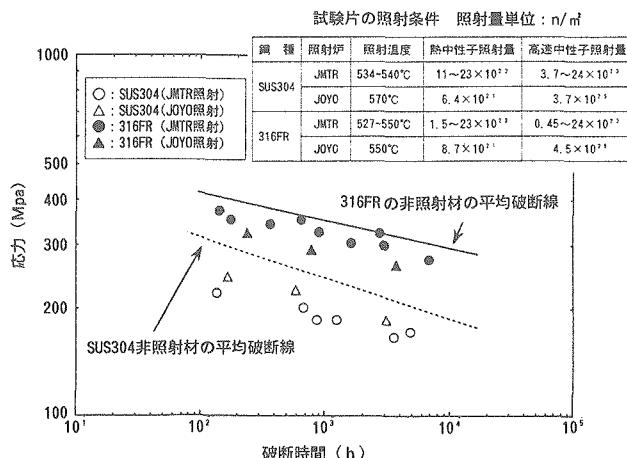


図3 550°Cにおける照射した316FRとSUS304のクリープ強度の比較

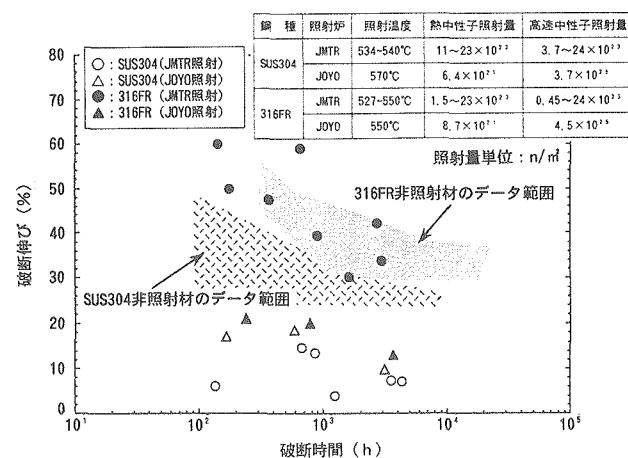


図4 550°Cにおける照射した316FRとSUS304の破断伸びの比較

図2～図4によれば、316FRとSUS304のクリープ特性に及ぼす照射の影響は照射炉で異なり、316FRは「常陽」照射、SUS304はJMTR照射でクリープ破断強度、破断延性の変化の大きいことが認められる。

3.2 クリープ特性に及ぼす照射炉の影響

図5に「常陽」およびJMTRで照射した316FRおよびSUS304のHe生成量と破断時間比（照射材の破断時間／非照射材の破断時間）の関係を、図6に弾き出し損傷量と破断時間比の関係を示す。設計評価上は、中性子照射量の方が簡便であるが、ここでは現象をより正確に評価できる量としてHe生成量と弾き出し損傷量に注目した。SUS304の破断時間比はHe生成量と弾き出し損傷量の両者の増加にしたがい漸減する傾向を示す。一方、316FRの破断時間比は弾き出し損傷量が0.1dpaを越えると低下する傾向を示すが、He生成量と

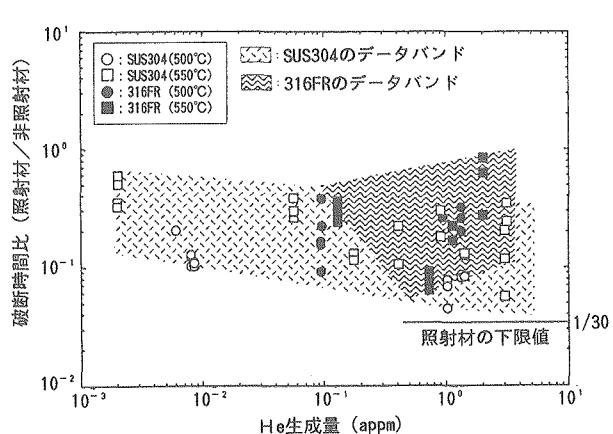


図5 316FRとSUS304の破断時間比とHe生成量の関係

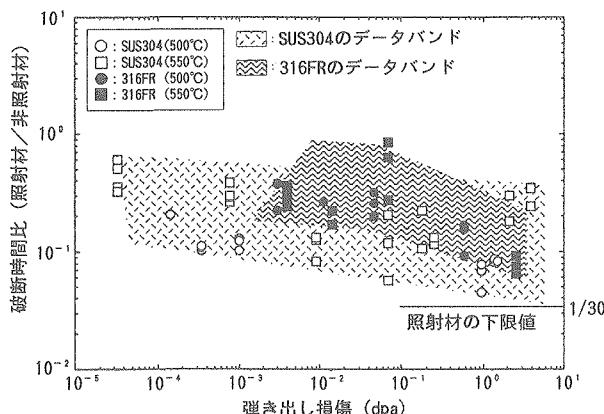


図 6 316FRとSUS304の破断時間比と弾き出し損傷の関係

は明確な相関は認められない。

なお、「もんじゅ」高温構造設計方針、材料強度基準等では、照射材のクリープ破断時間比の下限は、非照射材の平均クリープ破断時間の1/30となっているが、316FRおよびSUS304の破断時間比は、1/30を下回ることはなかった。

SUS304のクリープ破断強度および延性の低下がJMTR照射材の方が「常陽」照射材より顕著となったのは、先に述べたとおりJMTRのHe生成量が「常陽」より多いことによるものと推定できる。これは、核変換(n, α 反応)により生成するHeによる、結晶粒界の強度の低下に起因しているものと考えられる^{5),6),7)}。

しかし、316FRの破断時間比はHe生成量に依存する傾向は認められず、He生成量とは異なる要因が考えられる。

3.3 微視的組織観察結果

316FRの照射によるクリープ破断強度および延性の低下について、SUS304との比較により微視的組織の観点から検討した。

(1) JMTR照射材

JMTRで照射した316FRおよびSUS304のクリープ試験後の結晶粒内および結晶粒界の微視的組織観察結果を写真1に示す。SUS304の結晶粒界には粗大化した炭化物($M_{23}C_6$)、結晶粒内には粒状の炭化物が認められた。一方、316FRは結晶粒界の一部に粗大化した炭化物が観察されたが、全体的に炭化物の析出は少ない。また、結晶粒内には粒状の析出物(ラーバス相)あるいは針状相(りん化物)の微細な析出が観察された。これらの析出物は微細で安定なため、強度低下に影響を及ぼすような析出量ではないと考えられる。また、

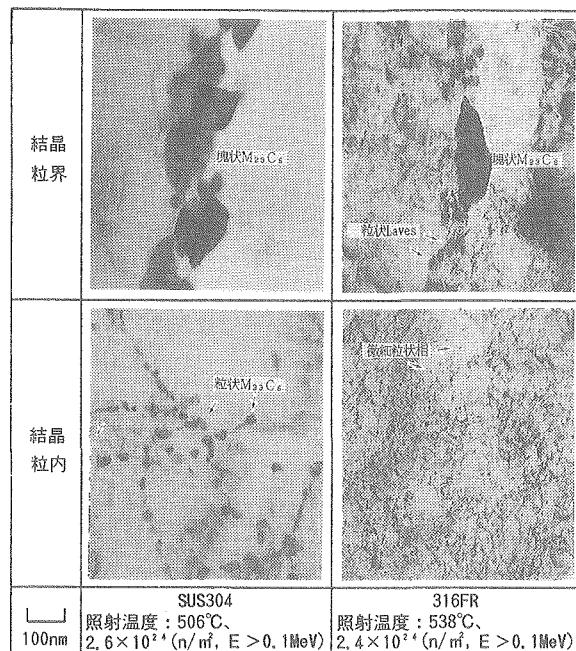


写真1 316FRとSUS304の析出状況の比較
(クリープ試験後)

JMTRで照射後、550°Cで約1700時間のクリープ試験を行った316FRの結晶粒内の析出物を写真2に示す。観察した試験片には窒化物(Cr_2N)が観察された。非照射材では窒化物の析出は550°Cで

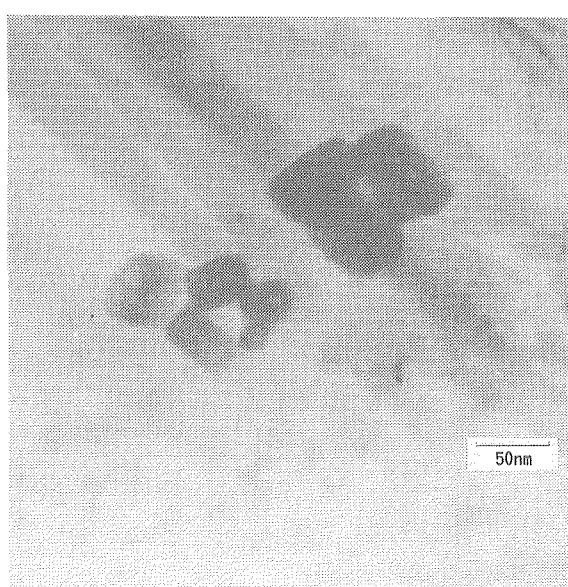


写真2 316FRの窒化物の析出状況(結晶粒内)

- ・試験温度 : 550°C
- ・破断時間 : 1617時間
- ・中性子照射量 : 4.7 × 10²³ (n/m², E > 0.1 MeV)
- ・照射温度 : 527°C

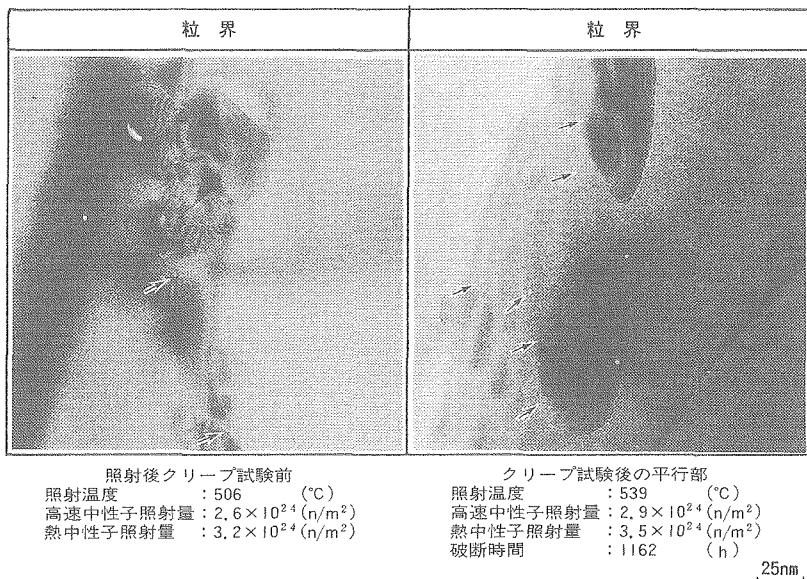


写真3 SUS304の照射後クリープ試験前後のHeバブルの状況 (He : 4.6appm)

約30000時間以上のクリープ試験で観察⁸⁾されており、照射により析出が加速された可能性が考えられる^{9),10)}。

JMTRで照射した316FRおよびSUS304のクリープ試験前および試験後のHeバブル(写真中々で示す)の観察結果を写真3および4に示す。クリープ試験前のHeバブルはSUS304、316FRとも結晶粒内および粒界にまばらに存在している。しかし、SUS304では、クリープ試験後のHeバブルは結晶粒界および粒界の析出物の界面に偏析している。これは、結晶粒内に生成したHeがクリープ試験中に転位の移動とともに結晶粒界に移動するためであり、そのため結晶粒界の強度が低下し、クリープ破断強度および延性の低下が生じ

る。一方、316FRはクリープ試験後でもHeバブルの状況はクリープ試験前と同様である。316FRでは写真1に示した結晶粒内の微細な析出物がHeバブルの移動を妨げるためと考えられる⁵⁾。このため、SUS304は照射により生成したHeの影響が大きく、316FRはHeの影響を受けにくいことがわかる。

(2) 「常陽」照射材

写真5に「常陽」で照射した316FRのクリープ試験後の試験片の析出物の状況を示す。「常陽」照射材の結晶粒内には成長した針状相(りん化物)が観察された。そのため、母相中のP濃度が低下しPの固溶強化作用が低下したと考えることができる。また、粒界には棒状の炭化物(M₆C)が観察されている。

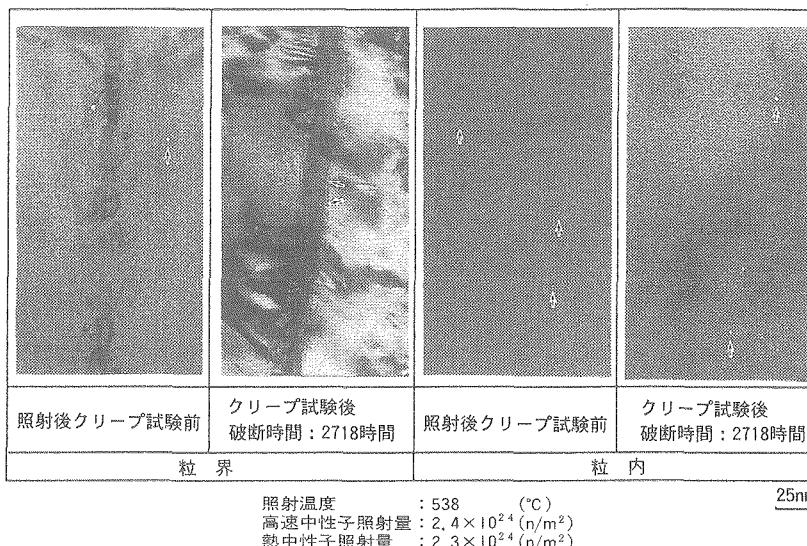


写真4 316FRの照射後クリープ試験前後のHeバブルの状況 (He : 2 appm)

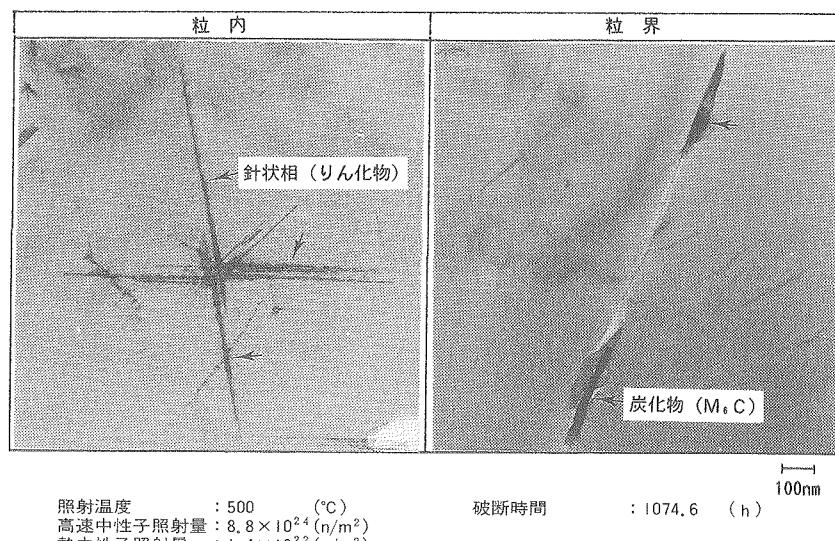


写真5 「常陽」で照射した316FRの析出物（クリープ試験後）

これらの粗大化した析出物は同じ温度条件での非照射材のクリープ試験では起こらず⁸⁾、写真1で示したJMTR照射材でも認められていないことから、高速中性子照射の影響と推定できる。「常陽」照射材は高速中性子（弾き出し損傷）が多いため、照射誘起偏析の結果、元素の偏析あるいは欠乏により強度が低下し、その結果クリープ破断強度および延性の低下が生じた可能性が示唆された。

4. おわりに

316FRは炉外試験において優れた高温強度特性を示し、実証炉以降の高速炉では特に高温部の主要構造材料として使用が予定されている。その中性子照射効果を明らかにし、設計基準に反映する目的で照射後クリープ試験を行った。その結果、高温強度および延性の改良を図った316FRは中性子照射によりクリープ破断強度および破断延性は低下するが、「常陽」および「もんじゅ」の主要構造材料に使用しているSUS304より優れた強度および延性を維持していることが明らかになった。316FRの照射によるクリープ破断強度および破断延性の低下機構は550°CではSUS304と異なり、He生成による影響は支配的ではなく、現状では高速中性子照射による照射誘起偏析のために強化元素の析出が加速され、粒内および粒界の強度および延性の低下する機構が支配的になる可能性が示唆されている。

それでも、照射材のクリープ破断時間は、SUS

304と同様に非照射材の平均クリープ破断時間の1/30を下回ることはなかった。

今後は実証炉の基準策定に向け、316FRの照射後クリープ試験データベースを拡大するとともに、照射によるクリープ特性の劣化機構を微視的組織観察を含めて明らかにし、評価法の高度化を図っていく予定である。

参考文献

- 1) 和田、「高温ナトリウム中の熱過渡強度に優れた構造材料の開発 高速炉構造用SUS316の開発の現状」、動燃技報、No.80, (1991).
- 2) 小峰他、「高速炉構造用316の強度特性」機械学会材料力学部門講演会、No.581, (1993).
- 3) Y.Wada. et al., "Development of New Materials for LMFBR Components, -Evaluation on Mechanical Properties of 316FR Steel-", Proc. Int. Conf. Fas. Rea. Fue. Cyc (FR '91) 7.2-1 (1991).
- 4) 中澤他、「高純度Cr-Niオーテナイト鋼のクリープ破断延性に及ぼす炭素、窒素およびりんの影響」、鉄と鋼、第75号、第5号 (1989).
- 5) 高速増殖炉研究開発の現状 平成3年度版.
- 6) 高速増殖炉研究開発の現状 平成4年度版.
- 7) B.Schaaf. et al, "Effect of neutron irradiation on creep properties of 18Cr-11Ni (DIN1.4948) stainless steel plate and welded joints at 823K", ECN-61 (1979).
- 8) 中澤他、「低炭素中窒素型316系ステンレス鋼のクリープ破断特性と組織の関係」、学振耐熱金属材料、第123委員会研究報告、Vol.33, No.3.
- 9) Aoto, K. et al, "Effect of neutron irradiation creep properties of FBR grade 316 stainless steel", IAEA IWGFR Specialists Meeting (1993).
- 10) 阿部他、「高速炉構造用316の高温強度特性に及ぼす中性子照射効果」、機械学会材料力学部門講演会、No.585, (1993).



多成分自動分析システムの開発（I） —吸光光度法自動分析装置の開発—

鈴木 弘之 山田 敬二 田村 三郎
池田 久 久野 祐輔

東海事業所再処理工場

資料番号：94-9

Development of Automated Analytical System Using Robots
—Development of Automated Spectrophotometer—

Hiroyuki Suzuki Keiji Yamada Saburo Tamura
Hisashi Ikeda Yusuke Kuno
(Tokai Reprocessing Plant, Tokai Works)

東海再処理工場・分析所では、分析操作の自動化に向けて、再処理工程中のウラン、プルトニウム、酸および放射能濃度等を自動で、同時に測定できる分析システムの開発を1993年より進めている。

本開発は、高性能ロボットを用いて、吸光光度法自動分析装置、電位差滴定法自動分析装置、放射能自動分析装置を複合的に組み合わせることにより分析の総合ネットワーク化を図り、多種目にわたる分析を自動でかつ同時に行うことができるシステムを確立することを目的に実施している。

本稿においては、本開発の概要を紹介するとともに、第一ステップとして実施した吸光光度法自動分析装置の開発について各種試験を実施した結果、ルーチン分析業務機器として十分に満足する分析性能を有していることを確認したので報告する。

1. はじめに

再処理工場における工程管理分析作業は、その関連施設（主工場、廃棄物処理場、小型試験設備およびその他付属施設）の運転管理を目的に、ウラン、プルトニウム、酸、放射能濃度分析等多岐にわたり、分析依頼は、1日当たり約300件に及ぶ（図1参照）。さらに、新設される付帯開発施設への対応を含め、分析依頼件数は年々増加している。

これら工程管理に必要な分析は、分析試料の濃度、成分、放射能強度等の違いにより、実験台系分析室、グローブボックス系分析室、遮蔽セル付分析室の各分析室に試料を振り分けて行っている。本分析作業は、運転管理の目的から、特に、迅速性を要求されるものが多く、当業務を円滑に遂行するために多大なマンパワーを費やしているのが現状である。このため、作業員の被ばくの低減化、個人差による分析誤差の改良、作業効率の向上等を目的に分析操作の自動化を図っている。

工程管理分析に使用している分析法（図2参照）としては、吸光光度法、電位差滴定法、放射能分析法が主であることから、これらの分析法を対象

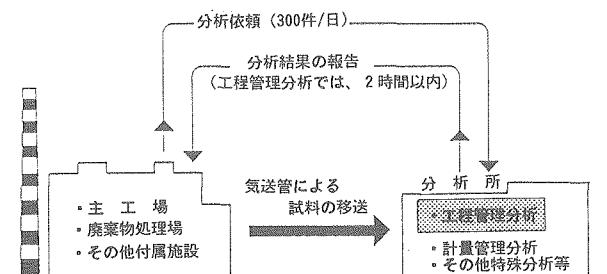


図1 再処理工場における工程分析体系図

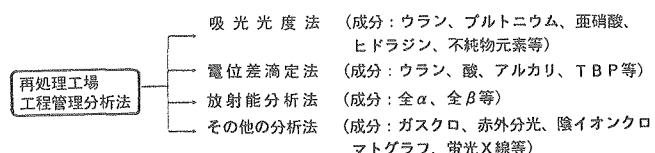


図2 工程管理分析の概要

多成分自動分析システム	平成5年	6年	7年	8年	9年	10年
実験台系 分析室用	吸光光度法の自動化					
		電位差滴定法の自動化				
			放射能分析法の自動化			
				総合システム化		
グローブボックス系 分析室用			設計	グローブボックスにおける分析法の自動化		

図3 多成分自動分析システムの開発計画

に高性能ロボットによる分析操作の自動化（多成分自動分析システムの開発と呼ぶ）を現在進めている。

本システムの開発計画（図3参照）では、まず、実験台系分析室用の多成分自動分析システムの開発を行い、次いで、グローブボックス系分析室等の多成分自動分析システムの開発へと移行することとしている。

これらの開発により、再処理工場における分析業務の大幅な省力化が期待できる。

2. 多成分自動分析システムの概要

多成分自動分析システムは、吸光光度法、電位差滴定法、放射能分析法からなる各種自動分析装置で構成され、メインコンピュータでは、分析依頼の登録および分析結果の表示、サブコンピュータでは、機器の制御や作業指示等を行うものである（図4参照）。

以下に、分析依頼試料の受付から、試料の採取、試料の前処理ならびに測定、データ処理までの概略を紹介する。

(1) 依頼分析試料の受付処理

分析試料瓶を装着ラックへセットした後、試料採取ポイントと分析成分、試料瓶セットNo.をメインコンピュータへ入力する。

この入力情報を基に、分析条件ファイルの検索を行い、対応する分析手法が選択され、それぞれのサブコンピュータに情報を送信する。なお、緊急に分析を要する場合の割り込み登録が分析作業中でも可能である。

(2) 試料の前処理

分析登録された試料は、分析装置ごとのサブコンピュータの操作指令に基づき、分注、試薬添加、希釈、攪拌、抽出、焼付け等の必要な処理が行われた後、各分析装置の測定部へ送られる。

高性能ロボットは、定容器、抽出容器、サンプリングニードル等の搬送を主に行い、分注、試薬添加、希釈等の操作は、専用の処理ユニットで行う。

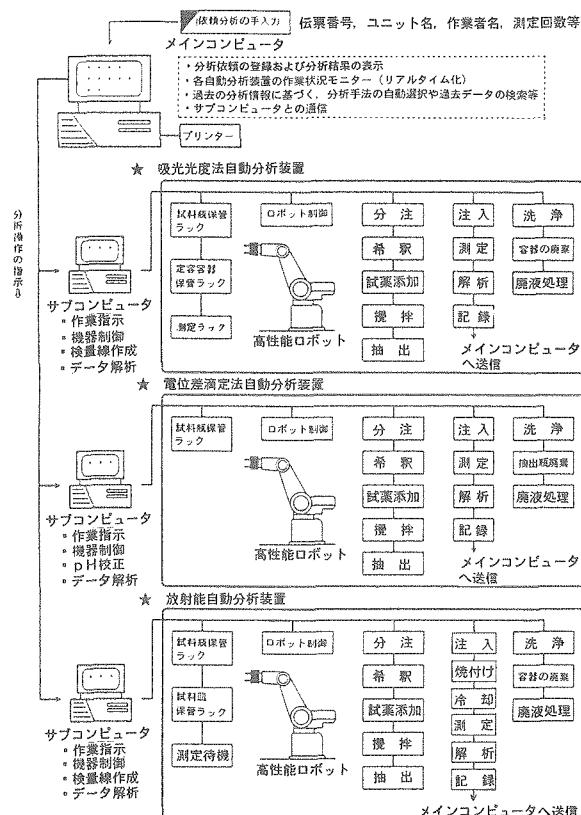


図4 多成分自動分析システムの構成図

(3) 測定

前処理された分析依頼試料は、各分析装置の測定部へ自動で注入され、測定を行う。

この測定部は、測定終了後に自動で洗浄され、最適なパックグラウンドが常に維持される。

また、分析装置本体については、ルーチン分析業務に要求される機能（安定性、分解能、精度等）を考慮し、長期の連続使用にも十分に耐えられるような機種を選択するものである。

(4) データ処理

各分析装置の測定データは、分析装置ごとのサブコンピュータで即時解析された後、メインコンピュータへ送信される。メインコンピュータのCRT画面には、分析値や報告値等の情報がリアルタイムで表示される。

3. 吸光光度法自動分析装置の概要

本装置は、極低レベル放射性溶液系の分析試料のウラン、ヒドラジンおよび亜硝酸の分析操作を自動で行うものである（図5、写真1参照）。

3.1 機器構成

本システムの機器構成を以下に示す。

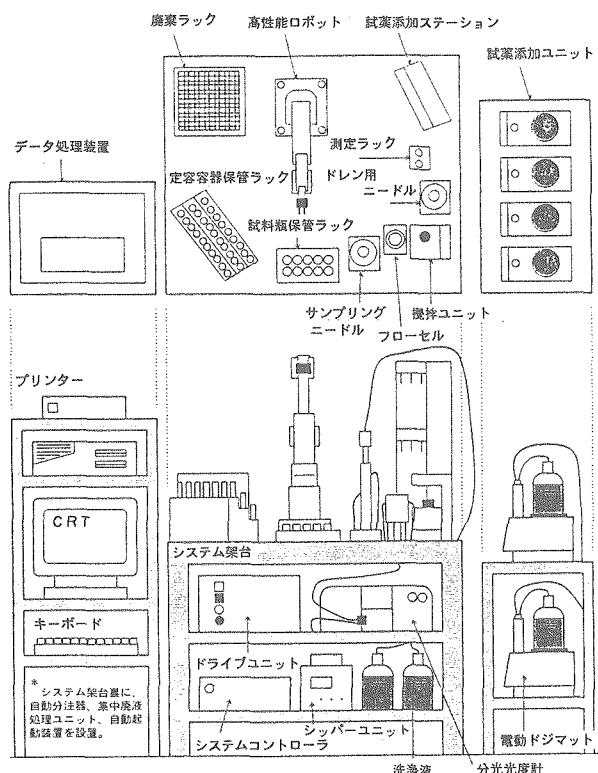


図5 吸光光度法自動分析装置の構成図

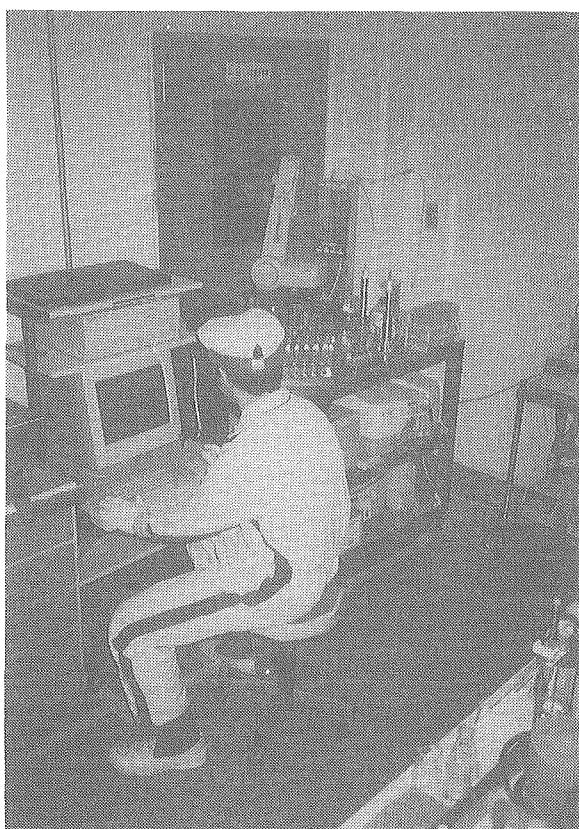


写真1 吸光光度法自動分析装置の外観

(1) 高性能ロボット

垂直多関接形産業用ロボットを採用した。

(2) 容器保管部

30本の定容容器を保管するラック、専用の廃棄ラックおよび二段希釈操作を考慮した測定ラックを設置した。

(3) 前処理部

専用の前処理機器として、パルスモータ駆動の試料採取ユニット、電動ドジマットによる試薬添加ユニット、試薬添加ステーション、振動式攪拌ユニット、洗浄液（アルコール、DWA）を交互に使用する洗浄ユニット、本自動分析装置で発生する廃液を集中管理する廃液処理部から構成される。

本前処理ユニットは、コンピュータからの指令に基づき、高性能ロボットでのサンプリング操作や定容容器の移動に連動し、機器単体で作動させるものである。

(4) 測定部

測定装置は、コンパクトな紫外可視分光光度計を用い、2波長演算方式で吸光度を算出する。

前処理された測定液の注入については、自動洗浄型フローセルユニットにより行う。

なお、測定が終了した後の定容容器は、高性能ロボットにより、専用の廃棄ラックへ移送さ

れ、自動で廃棄される。

(5) データ処理部

自動分析操作の登録や指示、高性能ロボット、各前処理ユニットの管理を行うパソコンとコンピュータと分析結果を印字するプリンターから構成されている。

このデータ処理部では、システム全体の点検や分析データの解析も併せて行い、本自動分析装置の司令塔になっている。

3.2 対象分析方法

本装置で分析できる分析成分は、ウラン、亜硝酸、ヒドラジンの3成分であるが、ウランについては、濃度、形態等により試料を4つの分析方法に振り分ける。（6価：リン酸直接吸光光度法、ジベンゾイルメタン直接吸光光度法、過酸化水素酸化リン酸吸光光度法、4価：硫酸直接吸光光度法）亜硝酸分析の場合は、N-(1-ナフチル)エチレンジアミン吸光光度法、ヒドラジンの場合は、P-ジメチルアミノベンズアルデヒド吸光光度法と、計6種類の分析方法が分析依頼試料により選択できる。

3.3 ソフトウェアの設計

本自動分析装置の設計指針としては、分析時間の短縮、機器の操作性および安全性を重点に、プログラムの設計を行った。その一例を以下に述べる。

分析時間の短縮については、従来の手作業とロボットによる遠隔操作を比較した場合、必ずしもロボットの方が作業が早いとは言えなかった。このため、自動化に伴う分析操作の短縮を図るために、本装置のプログラムは、疑似マルチタスク手法を用いた。この手法は、複数のプログラムがあたかも同時に進行しているように動作させるもの、例えば、試薬添加操作と試料採取ラインの洗浄をほぼ同時に行うことができるようになる。この分析操作の時間短縮機能により、1つの分析（試料採取から前処理、測定、データ解析、容器廃棄まで）を約6分と迅速に行うことが可能となった。

また、機器の操作性を向上させるため、自動分析操作中であっても、容易に追加の分析依頼が入力でき、かつ、リアルタイムで作業の進捗状況をデータ処理装置のCRT画面に表示するようにした。

4. 試験およびその結果

ウランと亜硝酸分析結果の一例を紹介する。標準試料であるウラン（175g/l）、亜硝酸（21.7mg/l）を用いて、本装置における測定精度を確認した。この結果を表1に示す。

ウランの再現精度は約4%、亜硝酸の場合は約2%であり従来法に比べ同等以上であることが確認された。

また、分析成分の定量方法は、検量線法を用いており、標準試料により、濃度と吸光度の関係式を求め、分析試料の測定値から試料溶液中の目的成分濃度を算出する方法をとっている。自動操作により求めたウランの検量線の一例を図6に示す。

表1 ウランおよび亜硝酸の測定

測定条件	分析成分	ウラン(VI)	亜硝酸
1. 分析方法	リン酸直接吸光度法	N-(<i>–</i> ナフチル)エレンジアミン吸光度法	
2. 試料の濃度	175g/l	21.7mg/l	
3. 試料の採取量	0.5ml	0.5ml	
4. 測定回数	n=10	n=10	
・吸光度の平均値(元)	0.57±2	0.90±7	
・標準偏差(σ_{n-1})	0.0226	0.0177	
・精度(RSD%)	3.95	1.96	

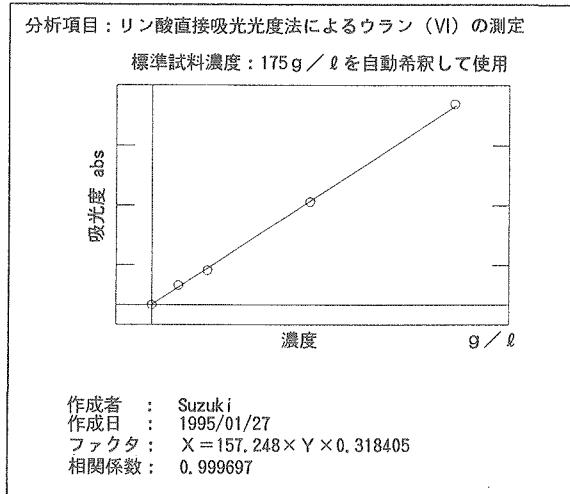


図6 ウランの標準試料による検量線例

分析法毎の検量線作成は、未知試料濃度の分析精度に大きく起因するものであり、従来の操作では、熟練者が中心となり本作業を行っていた。本装置では、上記のように検量線作成も自動操作で行われ、未経験者でも容易に検量線作成の作業ができるようになっている。

検量線の信頼性については、全ての分析法で相関係数が0.999～0.9999を示しており、本装置が正確に分析作業を行うことを確認した。

本装置は、現在工場運転のためのルーチン分析業務において、高い稼働率で使用されている。

5. おわりに

以上、多成分自動分析システムの開発やその開発の一環である実験台用吸光度法自動分析装置の概要、評価試験の結果を紹介した。この開発を進めるにあたり、従来の手作業による分析操作と比較し、本自動化により、分析作業性能の向上、作業員間の技術差による誤差の低減などが図られ、省力化等に大きく貢献していくものと考える。今後も再処理工場のルーチン分析に使用し、分析精度の把握や長期にわたる装置の耐久試験等を行う予定である。さらに、平成7年度では、電位差滴定法自動分析装置の試験・評価を行うとともに放射能自動分析装置の製作を実施し、さらにその結果を、グローブボックス系分析室用の多成分自動分析システムの開発へと反映していく予定である。



不均質多孔質媒体中の水理物質移動 概念およびその原位置試験への適用

畠中耕一郎 梅木 博之*

東海事業所環境技術開発部
* 環境技術開発推進本部

資料番号：94-10

Concept on Groundwater Flow and Mass Transport Through
Heterogeneous Porous Media and Application to In-Situ
Test Analysis

Koichiro Hatanaka Hiroyuki Umeki*
(Waste Technology Development Division, Tokai Works
* Radioactive Waste Management Project)

地層はその特性により通常多孔質媒体あるいは亀裂性媒体と見なされ、モデル化される。地層のもつ不均質性は、地下水流动のチャンネルや核種の移行経路を決定するため、これを定量的に把握することは地層中の水理物質移動を考える上で重要な課題となっている。したがって、原位置試験から得られるデータの統計的特性を解釈することにより不均質性に関する相関関係を求め、場の不均質性を推定する手法の開発およびそうして求めた不均質性の下で水理物質移動現象をモデル化し、実測値と比較する確証研究が現在盛んに行われている。本報告では、岩盤が多孔質媒体でモデル化できる場合について、不均質場の推定手法とその中の水理物質移動概念について述べ、動燃事業団がNAGRAと共同で実施しているグリムゼル試験サイトでのトレーサ試験の解析について紹介する。

1. はじめに

地層中の核種移行は、移行経路の幾何学的特徴や遅延特性等、媒体である地層の構造的な特性を強く反映した因子に影響を受けると考えられる¹⁾。

地層はその特性により、通常多孔質媒体あるいは亀裂性媒体と見なされ、モデル化が行われる。固結度の低い堆積岩が主に多孔質媒体としてモデル化されるが、亀裂性の岩盤であっても、亀裂が密に生じていれば、ある大きさ以上のスケールを考えた場合、透水係数が一定となるような等価多孔質媒体と見なされる。また、内部に亀裂を有する結晶質岩あるいは固結した堆積岩で、亀裂数の少ないあるいはモデル化領域が小さく個々の亀裂の存在が無視できない場合には、等価多孔質媒体とみなすことができず、亀裂性岩盤としてモデル化される。多孔質媒体は、透水係数の場所的な違いにより不均質性が発生し、亀裂性岩盤は、亀裂のネットワーク構造および各亀裂内の透水性、あるいは開口部分の変化により不均質性が発生する。

地層の不均質性は、地層を構成する岩盤の種類、構造、亀裂状態等の地質データ、透水係数、地下水位および間隙水圧等の水理データならびにトレーサ試験により得られる破過曲線（観測点における濃度の時間変化）を解釈することにより定量化される。近年、地層のもつ透水性に関する不均質性をいかに定量化し、地層処分システム性能評価に反映させるかが、モデル構築上の重要な課題となってきており、我が国を初め、各国で不均質性を考慮した新たなモデル開発が行われている。動燃事業団では、このような地層の特性を把握する手法の確立および地層中での地下水／物質移動モデルの確証を目的として、釜石鉱山（亀裂性岩盤）を利用して原位置試験を実施している。また、NAGRA（スイス放射性廃棄物管理共同組合）との共同研究として、グリムゼル試験サイトに存在する単一破碎帶を対象としたトレーサ試験を実施している他、SKB（スウェーデン原子燃料廃棄物管理会社）が実施しているエスピ島での

破碎帶ネットワークを対象とした水理・トレーサ試験の解析に関するワークショップへの参加を行い、不均質性定量化／モデル確証に取り組んでいる。

本報告では、個々の亀裂およびそれらのネットワーク構造についての評価を行わなければならぬ亀裂性媒体と比べて、取り扱いが容易である多孔質媒体として岩盤がモデル化できる場合について、不均質な透水係数場の推定手法とその中の水理物質移動概念について述べる。さらに上述の動燃事業団が関係している原位置試験のうち、本概念の適用例として、グリムゼル試験サイトで実施されたトレーサ試験解析について簡単に述べる。

2. 不均質場の推定方法

本来地層の透水性に関する不均質性は3次元的なものであるが、地層を等価多孔質媒体として考える場合、これまでの報告例をみると、対象とする帶水層（断層を含む）のみに着目して、透水係数を帶水層厚さ方向に平均化した透水量係数の概念を用いて平面2次元的（準3次元的）に解析を行っている例が多い。したがって、ここでは、あるサイトにおいて透水量係数が実測されているものとして2次元の場合について話を進める。

いま、2次元領域内のn個の点 $\mathbf{x}_1, \mathbf{x}_2, \dots, \mathbf{x}_n$ で透水量係数 $Z(\mathbf{x}_i)$ が実測されていると考える。n個の測定値をもとに領域内の透水量係数分布を推定するためには、統計上の仮定が必要となる。弱定常（2次定常）の仮定が成り立つと考える場合、透水量係数のその領域での平均値が（2.1）式に示すように一定であり、

$$E[Z(\mathbf{x})] = m \quad (2.1)$$

また、共分散が（2.2）式に示すように場所の関数ではなく、2つの測定点間の距離の関数として表わされる。

$$C(\mathbf{h}) = E[Z(\mathbf{x}_1)Z(\mathbf{x}_2)] - m^2 \quad (2.2)$$

ここで、 $\mathbf{h} = \mathbf{x}_1 - \mathbf{x}_2$

しかしながら、実際問題として、2次定常の仮定はn個の透水量係数のデータに基づき計算してみると満足されないケースが多く、したがって、通常2次定常の仮定よりも制限の緩いイントリンシックの仮定が、透水量係数場の推定に適用される。

イントリンシックの仮定は、2点間の透水量係数の増分 $[Z(\mathbf{x}+\mathbf{h}) - Z(\mathbf{x})]$ に対する2次定常の関係で表わされる。すなわち、

$$E[Z(\mathbf{x}+\mathbf{h}) - Z(\mathbf{x})] = m(\mathbf{h}) \quad (2.3)$$

$$var[Z(\mathbf{x}+\mathbf{h}) - Z(\mathbf{x})] = 2\gamma(\mathbf{h}) \quad (2.4)$$

ここで、 $var[\cdot]$ は分散を表わしており、増分の分散 $\gamma(\mathbf{h})$ はバリオグラムと呼ばれ $Z(\mathbf{x})$ の場所的な相関性を表わす指標である。イントリンシックの仮定を考える場合は、通常 $m=0$ であり、（2.3）、（2.4）式は（2.5）、（2.6）式のように書き換えられる。

$$E[Z(\mathbf{x}+\mathbf{h}) - Z(\mathbf{x})] = 0 \quad (2.5)$$

$$\gamma(\mathbf{h}) = \frac{1}{2} E\left\{ [Z(\mathbf{x}+\mathbf{h}) - Z(\mathbf{x})]^2 \right\} \quad (2.6)$$

したがって、n個の観測点を有する領域の透水量係数分布を推定する場合、（2.5）、（2.6）式に示す増分の平均値およびバリオグラムが基本になる。特にバリオグラムは、領域内の透水量係数の相関構造を表わす指標であるので、計算の際には透水量係数の観測値およびその観測点の座標データを適切に統計処理することが必要である。観測値により計算されたバリオグラムから、理論バリオグラムのパラメータがフィッティングにより決定される。理論バリオグラムには、線形モデル、べき乗モデル、球形モデル、指数モデル等の様々な形状をもつモデルが提案されている。この理論バリオグラムを用いて、クリギング法あるいはモンテカルロ法により、領域の透水量係数分布が推定される。

クリギング法は、バリオグラムで表わされる $Z(\mathbf{x})$ の場所的な相関性に基づいて観測点以外の $Z(\mathbf{x})$ の値を推定する内挿法の一種であり、領域内の任意の点での最適な透水量係数の値 Z^* が（2.7）式により計算される。

$$Z^* = \sum_{i=1}^n \lambda^i Z_i \quad (2.7)$$

ここで、 λ^i は重みであり、観測点 i における透水量係数の実測値 Z_i に対してそれぞれ乗じられ、その線形和が、任意の点での透水量係数の最適推定値になる。また、（2.8）式が制約条件として課せられる。

$$\sum_i \lambda^i = 1 \quad (2.8)$$

一方、モンテカルロ法では、理論バリオグラムで表わされる透水量係数と距離との相関構造の関係から、ランダムにサンプリングを行うことにより、ひとつの透水量係数場が生成される。この操作を繰り返すことにより、多くの透水量係数場が生成され、生成された個々の透水量係数場が荷重平均される。荷重平均の重みは、各観測点における透水量係数の実測値と荷重平均化された透水量係数場での値が一致するよう条件付けが行われる。

3. 地下水および物質移動モデル

3.1 地下水移動モデル

多孔質媒体中の地下水流动は、流速が動水勾配に比例するというダルシー則と連続の式により表現される。等方性透水係数を有する2次元領域を考えると、ダルシー則は(3.1)、(3.2)式で示される。

$$u = K(x, y) \frac{\partial \phi}{\partial x} \quad (3.1)$$

$$v = K(x, y) \frac{\partial \phi}{\partial y} \quad (3.2)$$

ここで、 u : x 方向ダルシー流速(L/T)

v : y 方向ダルシー流速(L/T)

K : 透水係数(L/T)

ϕ : 全水頭(L)

流れの定常状態を考えると連続の式は(3.3)式で与えられる。

$$\frac{\partial u}{\partial x} + \frac{\partial v}{\partial y} = 0 \quad (3.3)$$

(3.1)、(3.2)式を(3.3)式に代入して(3.4)式を得る。(3.4)式が、定常状態等方場を仮定した場合の2次元領域での地下水流动の支配方程式となる。

$$\frac{\partial}{\partial x} \left(K(x, y) \frac{\partial \phi}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(K(x, y) \frac{\partial \phi}{\partial y} \right) = 0 \quad (3.4)$$

地下水が厚さ b の帶水層内を流动していると考えると、この帶水層内の平均的な地下水流动は(3.5)式により表現される。

$$\frac{\partial}{\partial x} \left(T(x, y) \frac{\partial \Phi}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(T(x, y) \frac{\partial \Phi}{\partial y} \right) = 0 \quad (3.5)$$

$$T(x, y) = bK(x, y) \quad (3.6)$$

$$\Phi = \frac{1}{b} \int_z^{z+b} \phi(z) dz \quad (3.7)$$

ここで、 T : 透水量係数(L²/T)

Φ : 帯水層厚さ方向の平均全水頭(L)

3.2 物質移動モデル

多孔質媒体中の物質移動は、移流、分散、拡散、吸着、崩壊を考えると、物質収支から(3.8)式に示される方程式が得られる。ここでは一般性をもたせるために、方程式はベクトル表示で示している。

$$\theta \frac{\partial C}{\partial t} + (1 - \theta) \rho_s \frac{\partial S}{\partial t} = \nabla(D \nabla C) - \nabla(C \mathbf{V}) - \lambda \theta C - \lambda(1 - \theta) \rho_s S \quad (3.8)$$

ここで、 C : 液相中の物質濃度(M/L³)

S : 固相中での物質濃度(M/M)

θ : 空隙率(—)

D : 分散係数(L²/T)

\mathbf{V} : ダルシー流速ベクトル(L/T)

λ : 崩壊定数 (1/T)

ρ_s : 固相の真密度(M/L³)

固相と液相間に瞬時の線形吸着を仮定すると(3.9)式が得られる。

$$S = K_d C \quad (3.9)$$

ここで、 K_d : 分配係数(L³/M)

(3.9)式を(3.8)式に代入すると、多孔質媒体中を移動する物質の支配方程式(3.10)が得られる。

$$\theta R_d \frac{\partial C}{\partial t} = \nabla(D \nabla C) - \nabla(C \mathbf{V}) - \lambda \theta R_d C \quad (3.10)$$

$$R_d = 1 + \frac{(1 - \theta) K_d}{\theta} \rho_s \quad (3.11)$$

ここで、 R_d : 遅延係数(—)

4. スイス、グリムゼル試験サイトでのトレーサ試験解析

4.1 解析のアプローチ

グリムゼル試験サイトで実施されたトレーサ試

験の解析は、以下の手順で実施されている²⁾。

- ステップ1：試験サイトの孔井から実測された水理データに基づいた、不均質場作成および水理解析。
- ステップ2：非吸着性トレーサのウラニン、⁸²Brの破過曲線を使用した、トレーザ移行モデルのキャリブレーション。
- ステップ3：キャリブレーションを行ったモデルによる、弱吸着性トレーザ(²²Na、⁸⁵Sr)を用いた試験から得られる観測データの予測。
- ステップ4：予測データと観測データの比較および考察
- ステップ5：強吸着性トレーザ(¹³⁵Cs、^{99m}Tc)を用いた試験での観測データを使用した、十分にキリヤブレートされた移行モデルの検証

4.2 グリムセル試験サイトにおけるトレーザ試験

グリムセル試験サイトにおけるトレーザ試験は、結晶質岩盤内に存在する2次元平面で近似できる単一の破碎帯を対象としており、地球化学的挙動の異なるトレーザ(He、Br、I、Na、Sr、Cs、Tcおよびウラニン)が試験に使用された。各々の試験では、移行距離、トレーザ注水／揚水比等の試験条件を種々変えて、多くのデータが採取されている。

破碎帶には8本の孔井が、破碎帶と交差するように掘削されており、単一孔試験とクロスホール試験が破碎帶に対して実施され、透水量係数が各試験について測定されている。図1に解析対象となっている破碎帶の平面図、および破碎帶に対して掘削された孔井の位置を示す。また、表1は、単一孔試験により測定された透水量係数を示している³⁾。

トレーザ試験は、注入孔と揚水孔の2つの孔井を使用したダイポール型の試験であり、試験に使

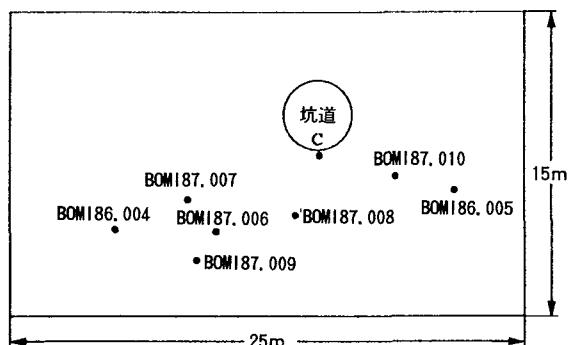


図1 破碎帯の平面図および孔井の位置

表1 各孔井の位置および透水量係数

孔井	x(m)	y(m)	T (m**2/s)	log T
BOM186.004	-9.96	-5.61	1.30E-06	-5.89
BOM186.005	6.6	-3.72	4.20E-08	-7.38
BOM186.006	-5.06	-5.77	1.10E-06	-5.96
BOM187.007	-6.43	-4.15	1.00E-07	-7.00
BOM187.008	-1.19	-4.9	7.00E-07	-6.15
BOM187.009	-6.02	-7.19	4.40E-06	-5.36
BOM187.010	3.73	-2.99	1.00E-07	-7.00

用した孔井間の距離は4.7mおよび1.7mである。

4.3 概念モデル

試験対象である破碎帶は、mylonite^{*1)}およびfault gouge^{**2)}から構成されており、fault gouge部分の空隙率は10～30%、myloniteは実質的には不透水である⁴⁾。これらの破碎帶内の幾何学特性を考慮して作成した概念モデルを図2に示す。

4.4 不均質場の作成

破碎帶中の透水量係数に関する不均質場の相関特性を把握するために、透水量係数の実測値に基づき、バリオグラムを計算した。バリオグラムを計算するにあたり、できるだけ多くの透水量係数データを使用する必要があるため、表1に示してある7つの単一孔試験で得られたデータに加え、クロスホール試験で得られたデータも使用した。(2.6)式に示されているバリオグラムの計算には、(4.1)式に示すように透水量係数の常用対数値をZ(x)の値として使用した。

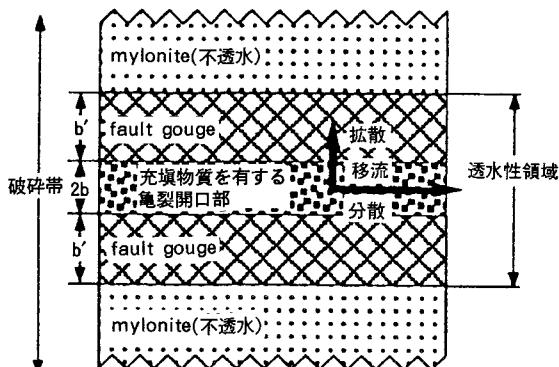


図2 破碎帯の概念モデル

* 1) mylonite

固結した岩石が著しい圧碎作用をうけ、すべての原鉱物が破碎されつくして、微粒集合体に変わったもの。

** 2) fault gouge

断層運動による両盤の摩擦破碎で生じ、断層面の間隙を脈状に満たす粘土。断層粘土ともいう。

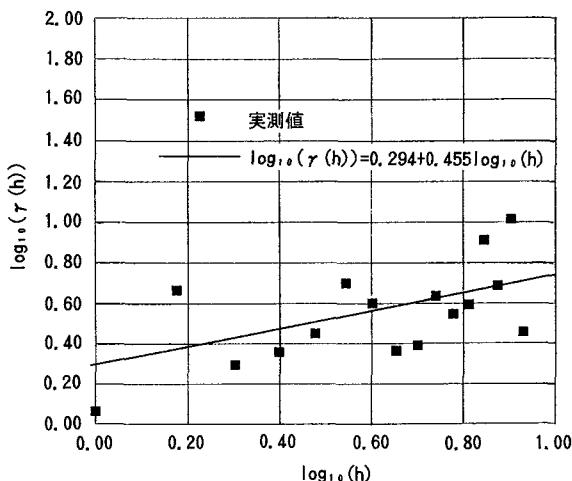


図3 バリオグラム

$$Z(\mathbf{x}) = \log_{10} T(\mathbf{x}) \quad (4.1)$$

図3は、2点間の距離に対するバリオグラムを両対数グラフにプロットしたものである。

図3に示される両対数グラフ上で両者の関係を、(4.2)式に示すべき乗則で近似した。

$$\log_{10}(\gamma(\mathbf{h})) = a + 2H \log_{10}(\mathbf{h}) \quad (4.2)$$

ここで、 H はHurst数と呼ばれる。最小二乗法を用いて(4.2)式のパラメータを決定することにより、(4.3)式が得られた。

$$\log_{10}(\gamma(\mathbf{h})) = 0.294 + 0.455 \log_{10}(\mathbf{h}) \quad (4.3)$$

本解析では、(4.3)式をもとに解析領域内の不均質場を発生させた。

4.5 数学モデル

地下水流动に関しては、破碎帶内の自然流の影響は、トレーサ試験によって生じる流れに比べて無視できるものと仮定して、(3.5)式に示されるモデルにダイポール試験の注入／揚水を考慮した(4.4)式を支配方程式として用いた。

$$\begin{aligned} & \frac{\partial}{\partial x} \left(T(x, y) \frac{\partial \Phi}{\partial x} \right) \\ & + \frac{\partial}{\partial y} \left(T(x, y) \frac{\partial \Phi}{\partial y} \right) + Q = 0 \end{aligned} \quad (4.4)$$

ここで、 Q は注入流量あるいは揚水流量を表わしている。

図2に示した概念モデル内でのトレーサの移動は、亀裂領域内で移流と分散が卓越し、fault gouge

内で拡散が卓越すると考え、(3.8)式で示したモデルを適用すると、亀裂領域およびfault gouge内の支配方程式は(4.5)、(4.6)式のようになる。(4.5)式右辺第4項は、亀裂領域とfault gouge間の物質の流入／流出を表わしている。

亀裂領域内：

$$\begin{aligned} R_{d1} \theta_1 \frac{\partial C_1}{\partial t} &= \nabla(D \nabla C_1) - \nabla(C_1 \mathbf{V}) \\ & - \lambda \theta_1 R_{d1} C_1 + \frac{\theta_2 D_p}{b} \frac{\partial C_2}{\partial z} \Big|_{z=b} \end{aligned} \quad (4.5)$$

fault gouge内：

$$R_{d2} \frac{\partial C_2}{\partial t} = D_p \frac{\partial^2 C_2}{\partial z^2} - \lambda R_{d2} C_2 \quad (4.6)$$

また、遅延係数および分散係数は(4.7)、(4.8)式で表わされる。

$$R_{di} = 1 + \frac{(1 - \theta_i) K_d}{\theta_i} \rho_s \quad (4.7)$$

$$D = \alpha_L |\mathbf{V}| + D_e \quad (4.8)$$

ここで、 D_p ：空隙中の拡散係数(L^2/T)

D_m ：水中の拡散係数(L^2/T)

D_e ：媒体中の実効拡散係数(L^2/T)

$2b$ ：亀裂領域の幅(L)

i ：指標、 $1 = \text{亀裂領域}$ 、 $2 = \text{fault gouge}$

α_L ：分散率

4.6 解析結果

図4は、非吸着性トレーサであるウラニンの破過曲線(観測濃度の時系列曲線)をもとに、(4.5)、(4.6)式に示されるモデルでキャリブレーションを行った結果である。表2に推定されたパラメータの値を示す。

図5は、非吸着性トレーサの破過曲線により推定したパラメータ(表2に示す)を用いて、吸着性トレーサである ^{22}Na の破過曲線を K_d 値を種々変化させることにより予測した計算結果である。 ^{22}Na を用いたトレーサ試験で得られた破過曲線の観測データも合わせて示している。観測値と計算値との比較から、 K_d の範囲が0～0.35の範囲内で、両者がほぼ良好な一致を示すことがわかる。このときの K_d 値は、実験で測定された範囲内にあるものの、一般的な K_d 値のバッチ試験による測定範囲では小さめの値となっている。これは、

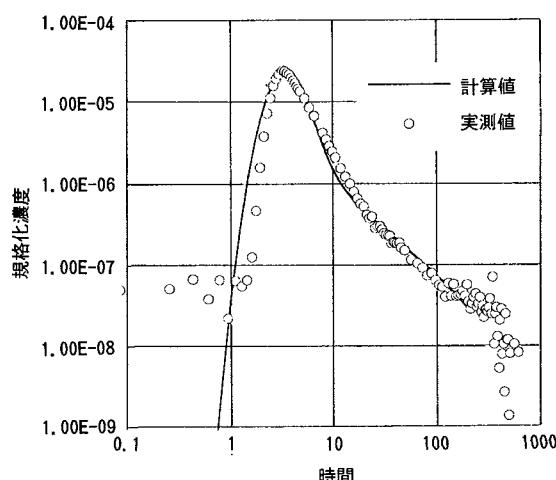


図4 実測値と計算値の比較（ウラニン）

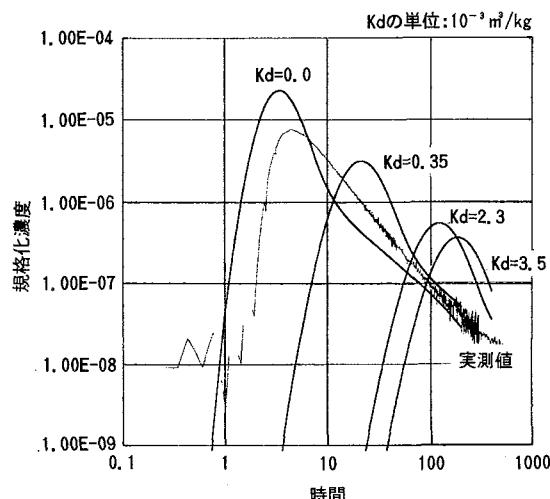
図5 ^{22}Na の破過曲線の計算値と観測値の比較

表2 推定したパラメータ

パラメータ	推定値
α_L (m)	0.35
θ_1 (-)	1.30E-01
$\theta_2 D_p$ (m^2/s)	5.00E-11
ρ_a (kg/m^3)	2700
z_b (m)	1.00E-02

試料作成によって生じる表面積の増加が核種の吸着を大きめに評価しているためと考えられる。

5. おわりに

本報告では、不均質場の作成手法、地下水／物質移動のモデル化の考え方、およびグリムゼル試験サイトでのトレーサ試験解析について概略を述べた。地層の透水性に関する不均質性については、透水性の場所的な相関関係を示すバリオグラムを適切に作成することが重要である。バリオグラムに基づき生成される不均質性は、地下水流动のチャンネルや核種の移行径路の形状に大きな影響を及ぼす。生成を行う手法としては、クリギング法とモンテカルロ法が主として使用されている。不均質性を統計的に解釈する方法は、本報告で述べた帶水層パラメータの推定問題ばかりでなく、亀裂ネットワークモデリングや地下水位マップ作成等で現在盛んに用いられている。

多孔質媒体中のダルシー則と連続式に基づく地下水流动をモデルは、従来から様々な地下水問題に使用されてきている。その支配方程式は差分法あるいは有限要素法で離散化され解法される。物

質移動に関しては、3.2節で示した移流分散方程式を、直接、差分法や有限要素法を用いて解法する手法が従来用いられていたが、最近では、粒子の移動を確率的に追跡してゆく粒子追跡法を用いた解析が主流となりつつある。

原位置試験の解析例として、グリムゼル試験サイトでのトレーサ試験の解析について示した。この解析例では、非吸着性トレーサの試験データを用いてキャリブレーションを行ったモデルで吸着性トレーサの破過曲線の予測を行ったところ、観測値と計算値間で良好な一致を示した。しかしながら、このときの分配係数 K_d の値は、実験室で採取された値に比べ小さい値であった。

今後、原位置での試験を実施するにあたり、信頼性のある解析が行えるよう、本論で述べた解析手法および解析モデルの高度化を行っていくとともに、これまでに得られた成果を原位置でのデータ採取計画や試験設計に反映していく予定である。

参考文献

- 1) 動燃事業団、高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書—平成3年度—動燃技術資料、PNC TN 1410 92-081、(1992)。
- 2) H. Umeki, K. Hatanaka, et. al, THE NAGRA/PNC GRIMSEL TEST SITE RADIONUCLIDE MIGRATION EXPERIMENT: RIGOROUS FIELD TESTING OF TRANSPORT MODELS, Scientific Basis for Nuclear Waste Management XVII; Mater. Res. Soc. Symp. Proc. (1994).
- 3) 動燃事業団、地層処分開発の現状（平成5年度）、動燃技術資料、PNC TN1410 94-094、(1994)。
- 4) U. Frick, et al., Grimsel Test Site: The Radionuclide Migration Experiment—Overview of Investigations 1985-1990, Nagra Technical Report, NTB91-04, (1992)。



国際会議 海外派遣等

平成7年1月から3月までの間の主要な国際会議の開催および参加、動燃事業団への主要外国人の来訪および海外派遣は次の通りである。

(1) 国際会議

期 間	開 催 場 所	会 議 名 お よ び 内 容
2/27～3/21	釜 石	〔国際共同研究DECOVALEX会議〕 釜石原位置試験の人工バリア試験に対するレビュー
3/6～7	東 海	〔PNC/DOE保障措置検討会合〕 PNC/DOE保障措置協定に基づくATRラインの保障措置システムに関する検討会合
3/7～10	東 海	〔PNC/LBL岩盤内水理・物質移動共同研究プロジェクトミーティング〕 平成6年度の研究成果報告および平成7年度の研究内容に関する打合せ
3/8	東 海	〔PNC/IAEA/STA/DOE ATRライン保障措置技術検討会〕 ATRラインの保障措置システムの最終ユーザーである査察側を交えた専門家会合
3/15～16	東 海	〔PNC/DOE事業団関連施設保障措置技術開発協議〕 PNC/DOE保障措置協定に基づく事業団関連施設（ふげん、TVF、Pu燃料工場）の保障措置技術開発についての協議
3/16～17	大 洗	〔PNC/CEA-IPSN CABRI計画次期共同研究協議〕 PNC/CEA協定に基づく共同炉内安全性試験の次期共同計画の協議のための技術会議

(2) 海外派遣・留学

派 遣・留 学 先	期 間	人 数	目 的
スイス NAGRA本部	1995. 1. 14～1996. 1. 13	1名	グリムゼル試験場における原位置トレーサー試験・研究参画および地層処分研究開発に関する情報収集
オーストリア IAEA	1995. 3. 1～1996. 9. 30	1名	質量分析計によるプルトニウム分析業務
英国 オックスフォード大学	1995. 3. 28～1996. 3. 27	1名	クラスターに関する実験的測定手法等の習得

(3) 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 先	訪 問 者
2/9	東 海	米国エネルギー省(DOE)フェイ国際地域安全部長
2/17	本 社	英國原子燃料公社(BNFL)ジャクソンエンジニアリンググループ部長 他2名



外部発表

特許・実用新案

■外部発表

平成7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
原子力工業1995年新年号特集「2001年エネルギーの未来像を探る」(仮題)のうち6.原子力高速増殖炉	原子力工業41巻1号	動燃	久保田淳、古谷章
高レベル放射性廃棄物処理処分技術の開発	官庁ニュース月刊時評1月号	同上	鶴巻宏一、大鷹秀生
Mod. 9Cr-1Mo (NT)鋼のクリープ疲労評価	日本材料学会誌44巻496号	//	青砥紀身、和田雄作
CDA (Core Disruptive Accident)と安全性評価	原安協・高速炉安全性調査専門委員会成果発表会予稿集 (財)原子力安全研究協会	//	丹羽元
実用化段階のFBRの安全確保の考え方	同上	//	中井良大
FBRにおけるシビアアクシデント評価	//	//	三宅収
Creep-Fatigue Evaluation of SUS304 Weld Joint	高温強度部門委員会 日本材料学会	//	浅山泰、香川裕之 長谷部慎一、和田雄作
ナトリウム冷却高速炉安全性国際会議(FRS'94)	日本原子力学会誌37巻2号	//	佐藤和二郎
もんじゅ性能試験の現状	平成6年度FBR報告会 動燃事業団	//	大後美道
SUS304の破損機構を考慮した新概念延性消耗則	日本材料学会誌44巻496号	//	和田雄作、青砥紀身 上野文義
「常陽」の定期検査と保守基準	研究炉等の運転管理および改良に関する研究会 東京大学工学部附属原子力工学研究施設	//	大山信美、市毛聰 今井勝友、坪正義
高速炉心の機械的挙動評価	同上	//	福家賢、有井祥夫
"Studies of Sodium Fire and Sodium-Water Reaction Accidents in FBR Plant"	日立高速炉専門家会議 ロシア・オブニンスク物理研究所	//	三宅収、大野修司 田辺裕美
日本機械学会RCIII委員会「確立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6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6年度報告書	//	若井隆純
固有安全性を強化した大型高速炉(1)-プラント設計	日本機械学会 第72期通常総会講演会	//	一宮正和、中大路道彦
固有安全性を強化した大型高速炉(2)-炉心設計	同上	//	林秀行、永沼正行
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その57)-臨界近接時の中性子検出器計数率解析-	日本原子力学会 1995年春の年会	//	鈴木隆之、佐々木研治 沖元豊、中島文明
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その58)-もんじゅ初期炉心における制御棒価値の測定-	同上	//	沖元豊、澤田周作 鈴木隆之、中島文明
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その59)-初期炉心における冷却材反応度の測定-	//	//	藤本武、鈴木隆之 澤田周作、中島文明
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その60)-初期炉心における燃料等価反応度の測定-	//	//	佐々木研治、鈴木隆之 澤田周作、中島文明
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その61)-初期炉心における固定吸収体反応度価値の測定-	//	//	弟子丸剛英、佐々木研治 鈴木隆之、中島文明

件 名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その62)－炉心流量分布測定－	日本原子力学会 1995年 春の年会	動燃	森薗 孝次、澤田 周作 中島 文明、他
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その64)－出力分布評価概要－	//	同上	椎名 章、宇佐美 晋 田林 正雄、他
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その67)－原子炉容器上部プレナム内中性子測定－	//	//	田林 正雄、見上 寿 松宮 寿人、他
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その67)－原子炉容器上部プレナム内中性子測定－	//	//	田林 正雄、見上 寿 松宮 寿人、他
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その68)－燃料取扱貯蔵設備の遮蔽性能測定－	//	//	見上 寿、藤本 武 田林 正雄、他
ペイジアン確率論的破壊力学による高速路配管の信頼性解析	//	//	栗坂 健一、一宮 正和
小口径管用超音波探傷装置の開発	//	//	薄 貢一郎、軍司 稔
2次系削除用2重管蒸気発生器の開発	//	//	木曾原直之、中垣 正悟 寺奥 拓史
プラント動特性解析コードSUPER-COPDの検証	//	//	大滝 明、仲井 悟 宮川 明
自律型運転制御プロトタイプシステムの開発－プラント制御機能の方式検討－	//	//	佐伯 昭、大草 享一 小沢 健二
データフリーウェイを利用したSUS316Type材のクリープ特性の解析	//	//	加納 茂機、上野 文義
ステンレス鋼溶接金属のδフェライトおよびδ相近傍の微視的応力ひずみ集中の評価モデルの開発	//	//	浅山 泰、長谷部慎一 和田 雄作
SUS304と316FR構造物の熱過渡強度比較(その2)母材および溶接継手の弾性解析による強度評価	//	//	笠原 直人
アクチニドリサイクルの研究開発－(4)MAの炉心装荷方法の検討	//	//	大木 繁夫、池上 哲雄 山本 敏久、若林 利男
高速炉用新型中性子吸収材料の開発－B4C/Cuサーメットの試作と炉外特性評価－	//	//	丸山 忠司、小野瀬庄二 柴原 格
照射後試験施設のデコミッショニング技術開発(I) －ドライアイスプラスチック除染法および電解研磨除－	//	//	青木 法和、秋山 隆 大森 雄、柴原 格
照射後試験施設のデコミッショニング技術開発(II) －α-γセルへの適用－	//	//	秋山 隆、青木 法和 大森 雄、柴原 格
炉雜音解析による高速炉中性子束ゆらぎの評価	//	//	磯崎 和則、鈴木 俊宏
高速実験炉「常陽」の冷却系純度管理分析	//	//	曾根 徹
高速炉の自然循環熱時における集合体内熱流動現象の解析手法－集合体間熱移行現象の考慮－	//	//	上出 英樹
炉内流量配布の評価解析	//	//	宮越 博幸、家田 芳明 佐藤和二郎、他
上部プレナム内温度成層化現象に関する研究(I) －成層界面上昇速度－	//	//	桃井 一光、林 謙二 磯崎 正、他
自然循環崩壊熱除去に関する研究－炉心プレナム相互作用における潜り込み深さ－	//	//	小林 順、大島 宏之 上出 英樹、家田 芳明
自由液面挙動解析のための三次スプライン関数による表面張力モデル化	//	//	山口 彰
非定常伝達挙動の解析的評価手法の開発(I) 直接法モンテカルロコードTHEMISの開発	//	//	村松 寿晴
自然循環崩壊熱除去試験研究 インターラッパフローによる炉心冷却特性	//	//	早船 浩樹、上出 英樹 家田 芳明
高速炉試験炉における核特性解析－ナトリウムを冷却材とするドライバー炉心の静的核特性	//	//	宇都 成昭、大野 修司 川太 徳夫
FBRのULOF起因過程事象推移に対するボイド反応度等の影響	//	//	丹羽 元
ULOF起因過程の高過出力条件下での燃料破損後挙動評価	//	//	久保 重信、丹羽 元
CABRI-FAST試験における燃料破損および溶融燃料移動挙動	//	//	佐藤 一憲
SIMMER-IIIにおける多相多成分熱および質量移行のモデル化	//	//	守田 幸路、飛田 吉春 近藤 悟
高速炉安全性試験炉における試験燃料移動計装の検討	//	//	小西 賢介、深野 義隆 川太 徳夫

件 名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
SUS304と316FR構造物の熱過渡強度比較(その1)クリープ疲労き裂の発生状況による比較	日本原子力学会 1995年 春の年会	勤燃	菊池 政之、梅田 寿雄
ZrO ₂ の電気的性質と微細構造	同上	同上	
もんじゅ性能試験の現況—炉物理試験を終了して—	//	//	鈴木 威男
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その65)炉内ガンマ線量分布測定	//	//	松宮 壽人、宇佐美 晋 田林 正雄、他
ATRシビアアクシデント研究の現状と今後の計画	原子力安全委員会報告会 原子力安全委員会	//	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 日本原子力研究所、原子力総合研修センター	//	小池 通崇
重水臨界実験装置(DCA)の概要と実験解析	炉物理研究委員会(原子炉システム専門部会) 日本原子力研究所	//	相原 永史
ATR燃料曲がり評価コードの開発「DYNAGAP」コードの検証	日本原子力学会 1995年 春の年会	//	中村 亘、植松 真一 田中 健哉
高温高圧サブクール水の漏洩音響パワー特性	日本原子力学会 1995年 春の年会	//	森下 喜嗣、澤井 定
CONTAINコードによる国際標準問題ISP-34解析	同上	//	清野 裕、三宅 収 望月 弘保
高速炉燃料再処理技術の現況—RETF、アクチニドリサイクルについて—	原子力産業会議 年次大会	//	小島 久雄
URANIUM ENRICHMENT BY GASEOUS DIFFUSION AND GAS CENTRIFUGE	東京工大 国際大学 東京工大 原子炉研究所	//	矢戸 弓雄
東海再処理工場におけるせん断装置の改良	原子力高度技術研究会 (財)産業創造研究所	//	大谷 吉邦
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、原子力施設デコニッショニング研究協会	//	田中 康正、石橋 祐三
熱間圧延法による異材継手の開発	第104回クラッド研究委員会 日本高圧力技術協会	//	永井 崇之、武田誠一郎 田中 康正
リサイクル機器試験施設(RETF)とその採用技術	高速炉燃料再処理技術の開発計画 日本原子力情報センター	//	小島 久雄
Large scale post irradiation examination facility for Monju fuel	International conference on fuel management and handling British Nuclear Energy Society	//	岩永 繁、中村 保雄 江口 健二、永峯 剛
Robotic Manipulator Systems for FMF—Extension	同上	//	中村 保雄、小高 英男 岩永 繁
ホットセル用レーザーアブレーションICP発光分光分析装置の開発(2)	日本原子力学会 1995年 春の年会	//	寺田 誠二、青瀬 晋一 富樫 昭夫
ボルタンメトリーによる再処理工程中のインラインU, Puモニターの開発	同上	//	佐藤 宗一、黒沢 明 久野 祐輔、舛井 仁一
東海再処理工場せん断装置の特性評価(その1)	//	//	田中 真、大谷 吉邦 大西 徹、中島 順男
気送管の線量当量率上昇防止技術の開発	//	//	井上 孝治、楳 彰 石井 博行、他
TRUEX溶媒の安全性確認試験—密封セル示差走査熱量計(SD-DSC)によるTRUEX溶媒と硝酸の反応熱測定—	//	//	林 直美、楳 彰 成田 優
セル内機器遠隔検査技術の開発—赤外線法の技術—	//	//	植野 和浩、山本 隆一 田中 康正、豊田 修
セル内機器遠隔解体技術の開発—切断技術の検討—	//	//	萩野谷 純、石橋 祐三 山本 隆一、田中 康正
γ線照射下における硝酸溶液中の金属材料の腐食挙動(3)—共存イオン種の影響—	//	//	田中 康正、武田誠一郎 永井 崇之
大環状化合物による高レベル廃液中の核種分離(I)—ビス-(β-ジケトン)一ポリエーテル誘導体によるSr ²⁺ の選択的抽出—	//	//	渡部 雅之、富樫 昭夫 小沢 正基

件 名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
大環状化合物による高レベル廃液中の核種分離(2) －大環状シクロファンを利用した金属イオンの溶媒抽出－	日本原子力学会 1995年 春の年会	動燃	野村 和則、富樫 昭夫 小沢 正基
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(3) －多孔質銀添吸着剤のヨウ素破過特性－	同 上	同 上	伊波 慎一、小形 佳昭
HIP法による再処理プラント用異材継手の開発(2) －HIP継手の性能評価－	(社)日本機械学会 第72期通常総会 講演会	//	永井 崇之、武田誠一郎 田中 康正
HIP法による再処理プラント用異材継手の開発(1) －製造条件・非破壊検査方法の検討－	同 上	//	永井 崇之、武田誠一郎 田中 康正
2変数の相関性に着目したプラント異常診断手法の開発	日本原子力学会 1995年 春の年会	//	杉枝 典岳、長谷川一宏 根本 憲伯、山本 文雄
MPI/TOFMSを用いた分子レーザー法分離特性試験(2)	同 上	//	佐々木紀樹、中澤 修 原口 正博、他
レーザー光照射による表面クリーニングの効果(I)	//	//	宮本 泰明、上原 典文 田中 忠雄、他
高繰り返し炭酸ガスレーザー放電中の音響波の挙動	//	//	鈴木 美寿、萩原 正義 宮本 泰明、他
プルトニウム燃料の分析技術開発(4)鉄共存下におけるプルトニウムの定電位電量分析法	//	//	影山十三男、檜山 敏明 山本 純太、上村勝一郎
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 (2)－焼結温度の影響－	//	//	木原 義之、綿引 政俊 都所 昭雄
マイクロ波加熱脱硝コントロール用オートチューナの実証試験	//	//	磯前日出海、加藤 良幸 伊藤 卓志、藤咲 栄
グローブボックスを用いた区画内火災試験における換気系の応答	//	//	蛭町 秀、林 直美 成田 健
MOX非均質系を対象とした臨界ベンチマーク計算 －SCALE4とMCNP4との比較計算－	//	//	清水 義雄、成田 健 野尻 一郎
ODSフェライト鋼の溶接技術開発（その2） －抵抗溶接装置の開発－	//	//	西山 元邦、関 正之 上村勝一郎
ATR実証炉燃料の出力急昇試験(I) －試験計画、ベース照射および照射後試験－	//	//	河野 秀作、加藤 正人 上村勝一郎、菊池 圭一
ATR実証炉燃料の出力急昇試験(2) －低燃焼度燃料のマルチステップランプ試験－	//	//	河野 秀作、加藤 正人 上村勝一郎、菊池 圭一
ウランおよびプルトニウム化合物の誘電率の温度特性	//	//	加藤 良幸、高橋 芳晴 都所 昭雄、軍司 正彦
噴霧熱分解法による顆粒粉末製造技術開発(I) －コールド試験－	//	//	川瀬 啓一、高橋 芳晴 都所 昭雄
ウラン窒化物燃料の製造試験	//	//	森平 正之、上村勝一郎 遠藤 秀男
動燃の地層科学研究における調査試験	第2回地下空間開発に関する研究会	//	杉原 弘造
高レベル放射性廃棄物の処理処分	北大工学部 原子工学科 特別講義	//	佐々木憲明
深部地下水の長期挙動に関する研究	東京大学 特別講義 地球システム工学科	//	武田 精悦
SANTA:A MODELLING APPROACH FOCUSED ON REALISTIC REPRESENTATION OF CHEMICAL PROCESSES OCCURRING DURING RADIONUC	.Migrations'95 サンマロ(仏国)	//	油井 三和、三原 守弘 畠中耕一郎、梅木 博之
High Volume Reduction and Group Partition of Simulated HLW by Super High Temperature Method Using an Induction	Waste Management'95 Tucson, Arizona, USA	//	堀江 水明
動燃における核種分離研究の進展と今後の計画	第22回(消滅処理)研究専門委員会 (社)日本原子力学会	//	小沢 正基
圧縮ベントナイト中の水素ガス移行挙動に関する実験的研究	第1回HLW研究会(ガス発生) 東京大学	//	棚井 憲治
炭素鋼オーバーパックからの水素ガス発生に関する研究	同 上	//	石川 博久
熱-水-応用連成試験設備を用いた掘削前後の載荷試験について	第26回岩盤力学に関するシンポジウム	//	杉田 裕、菅野 誠
亀裂状媒体水理試験装置による単一亀裂岩体の透水、ト レーザー試験	同 上	//	野田 兼司、内田 雅大
直接通電型ガラス溶融炉内自然対流の数値解析	第44回応用力学連合講演会	//	寺田 明彦、大内 仁 五十嵐 寛、他

件 名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発の進め方について	火力原子力発電技術協会中部支部行事 第17回研究発表会 講演	動燃	佐々木憲明
非接触方式による浸食量測定試験	日本原子力学会 1995年 春の年会	同上	二村 浩尔、大内 仁 五十嵐 寛、小林 洋昭
円筒電極直接通電型溶融炉(JCEM)の開発(3)－工学試験装置の開発－	同上	//	山中 清志、正木 敏夫 五十嵐 寛、大内 仁
グローブボックス内大型機器の更新方法の確立	//	//	野口 真一、吉元 勝起 磯前日出海、中井 宏二
I291の中性子捕獲断面積の測定	//	//	中村 詔司、原田 秀郎
コールドクルーシブルを用いた模擬放射性廃棄物の超高温処理	//	//	堀江 水明
オーバーパック材としての銅のナチュラルアナログ研究－銅鐸の埋没環境条件と平均腐食の深さの推定－	//	//	三ツ井誠一
高レベル廃液の高度化処理技術(1)－固化プロセスの設計－	//	//	河村 和広、米谷 雅之 五十嵐 寛、大内 仁
高レベル廃液の高度化処理技術(2)－元素分離のプロセスの設計－	//	//	河村 和広、米谷 雅之 五十嵐 寛、大内 仁
アスファルトから浸出する可溶性有機成分に関する評価試験(2)	//	//	加川 昭夫、須黒 寿康 福本 雅弘、宮本 陽一
オーバーパック材としての銅のナチュラルアナログ研究－銅鐸の埋没環境条件と平均腐食の深さの推定－	//	//	三ツ井誠一
SmOHCO (cr) の溶解度測定と加水分解定数の算出	//	//	瀧谷 早苗、牧野 仁史 吉川 英樹、油井 三和
亀裂状媒体水理試験装置による単一亀裂岩体の透水・トレーザー試験	//	//	野田 兼司、内田 雅大
大型緩衝材の熱－水－応力連成試験(3)－加熱、注水試験－	//	//	藤田 朝雄、菅野 敏 茂呂 吉司
三軸圧縮試験によって形成されるクラックの可視化と評価	資源・素材学会 季大会	//	青木 和弘、佐藤 稔紀
クラス II 岩石の破壊後をふくむ透水係数変化	同上	//	青木 和弘、佐藤 稔紀
解体用プラズマジェットトーチの開発	日本原子力学会 1995年 春の年会	//	福井 康太、根本 正信
モンテカルロシミュレーションによる加圧型電離箱のγ線レスポンス	研究会「放射線検出器とその応用」 高エネルギー物理学研究所	//	鳥居 建男
高速－熱領域同時計測型中性子検出器のエネルギー応答特性	同上	//	橋本 周、鳥居 建男 安藤 秀樹
ガドリニウム内包フラーレンの特性	フラーレンシンポジウム 日本化学会 フラーレン研究会	//	山本 和典、船坂 英之 高橋 武士、鈴木 顯嘉
OECD/NEAにおける燃料サイクルの経済性評価手法	原動研・経済グループ定例研究会 日本原子力産業会議	//	小野 清
自然および人工放射線源からの被ばく－国連科学委員会 1993年報告書について－	平成6年度放射能分析確認調査技術 検討会、財日本分析センター	//	篠原 邦彦
ラドン娘核種連続測定装置の開発	動燃技報No.93	//	古田 定昭、伊藤 公雄 石森 有
シンチレーション光ファイバーの放射線計測への応用	第1回先端基礎研究シンポジウム 日本原子力研究所	//	鳥居 建男、江本 武彦 野崎 達夫、安藤 秀樹
アクチニドリサイクルの研究開発(1)意義と概要	日本原子力学会 1995年 春の年会	//	中島 一郎、山名 元 笛尾 信之、他
アクチニドリサイクルの研究開発(2)サイクル諸量評価	同上	//	塩月 正雄、小藤 博英 中島 一郎
鉛エプロンの着用に伴う体幹部不均等被ばく事例の解析	//		辻村 憲雄、百瀬 琢磨 野村 保
アクチニドリサイクルの研究開発(3)廃棄物からのアクチニドの回収効果	//	//	藤田 雄二、塩月 正雄 駒 義和、山名 元
アクチニドリサイクルの研究開発(5)アクチニドリサイクル での燃料技術	//	//	遠藤 秀男、山本 敏久 野尻 一郎、上村勝一郎
アクチニドリサイクルの研究開発(6)アクチニドリサイクル での分離回収技術	//	//	駒 義和、山名 元 河田東海夫

* 93号の掲載で誤りがありましたので、下記のようにお詫びして訂正します。

誤→梅本 博之、佐久間英樹

正→梅木 博之、佐久間秀樹

■特許・実用新案

平成7年度1月より3月の間に登録および承継の手続きが完了した特許・実用新案は次のとおりである。

種類	登録番号	登録年月日	発明の名称	事業団発明者等	備考
特許	1807908	5. 12. 10 (6. 12. 19)	パルスファイルタ	高橋 瞳男、村上 善朗 近藤 恒 (他3名)	住友金属鉱山(株)より持分承継
特許	1838602	6. 4. 25 (7. 1. 23)	高速増殖炉の炉心構成要素	宮川 俊一、横山 和郎 奥田 英一 (他2名)	三菱原子力工業(株)より持分承継
特許	1847324	6. 6. 7 (6. 11. 21)	放射線異常検出装置	牧野 明寛、江花 稔 野田喜美雄、金盛 正至 (他1名)	㈱東芝より持分承継
特許	1852376	6. 6. 21 (6. 11. 21)	放射性溶液のサンプリング装置	小森 芳昭、由川 幸次 山名 元 (他4名)	千代田化工建設(株)より持分承継
特許	1852604	6. 6. 21 (6. 11. 21)	劣化UF6から無水フツ酸を回収・再利用する方法	笹尾 信之 (他2名)	三菱マテリアル(株)より持分承継
特許	1852969	6. 6. 21 (6. 11. 21)	金属ナトリウムの不活性化処理剤	加納 茂機、吉田 直喜 (他1名)	㈱アスクより持分承継
特許	1889404	6. 12. 7	自己精製溶融金属燃料炉	山名 元、中島 一郎 林 秀行、鈴木 惣十	
特許	1889405	6. 12. 7	燃料制御自律安全型高速増殖炉	中島 一郎	
特許	1889408	6. 12. 7	液体金属冷却高速増殖炉の原子炉容器内燃料中継装置	神戸 満、片岡 一	
特許	1890509	6. 12. 7	円柱状ペレット用整列皿	青木 義一、後藤 明	
特許	1891589	6. 12. 7	使用済燃料再処理施設における受入貯蔵工場施設と再処理工場施設との連結部	日野 貞己、福森 泰聖 桐原 英秋	
特許	1891624	6. 12. 7	遠心抽出器からの流出液のフォトメータ測定装置	加藤木 賢、桐嶋 健二 青瀬 晋一	
特許	1895671	6. 12. 26	ウラン、プルトニウム自動原子価数分析装置および分析方法	久野 祐輔、竹田 誠一	
特許	1897925	7. 1. 23	核燃料酸化物の酸素対金属原子数比の測定方法	檜山 敏明	
特許	1900108	7. 1. 27	液体金属の純度監視装置	堀米 利元	
特許	1904728	7. 2. 8	使用済核燃料の球面円環型連続溶解槽	木下 節雄、小島 久雄 中川 林司	
特許	1908348	7. 2. 24	高濃度トリチウム共存重水の回収方法およびその装置	塚本 裕一、東浦 則和	
特許	1908351	7. 2. 24	被圧縮物を容器内に圧縮収納する方法	押味 一之	
実用新案	2043773	6. 12. 16	グローブボックス操作用グローブの取り付け装置	影山 良一、本橋 幸一	
実用新案	2051801	7. 2. 20	セル内クレーンシステム	青木 法和、中村 保雄	
実用新案	2053266	7. 3. 6	流体コンベア用移送容器	柳田 尚也	
実用新案	2053881	7. 3. 6	核燃料ビン密封用テーパ形状端栓	関 正之、豊島 光男 篠木 浩一	
特許	1475388	1. 1. 18 (7. 2. 20)	高速回転体		㈱日立製作所より一部承継
特許	1884917	6. 11. 10	炉内中継装置		(1名) ㈱東芝と共有
特許	1890423	6. 12. 7	プラント模擬装置	佐野 建治、(他1名)	㈱東芝と共有
特許	1898563	7. 1. 23	繊維電極の装着方法		(2名) ㈱東芝と共有
特許	1903010	7. 2. 8	放射性廃液のガラス固化処理装置	虎田真一郎、正木 敏夫 (他1名)	石川島播磨重工業(株)と共有
特許	1903348	7. 2. 8	枝配管内の超音波探傷検査装置	高橋 健司、谷本 健一 尾鷲 弘行、(他1名)	日本クラウトクリーマー・フェルスター(株)と共有
特許	1905475	7. 2. 8	使用済炉心構成要素用罐詰罐の漏洩検査装置		(1名) 富士電機(株)と共有
特許	1906261	7. 2. 24	耐中性子照射脆化特性に優れた鉄系金属材料	岡 裕、柚原 俊一 (他4名)	川崎製鉄(株)と共有
実用新案	2040386	6. 11. 21	水分測定装置	所 要一、(他2名)	㈱東芝、(㈱)島津製作所と共有
実用新案	2045571	7. 1. 11	二重管型ヒートパイプ式熱交換器	亀井 満、酒井 隆雄 (他4名)	㈱フジクラと共有
実用新案	2047472	7. 1. 23	核燃料分配器の側面除染装置	龍輪 正彦、安孫子庄助 (他1名)	石川島播磨重工業(株)と共有
実用新案	2048618	7. 1. 23	バッカ式地下水採取装置	柳沢 孝一、(他1名)	基礎地盤コンサルタンツ(株)と共有
特許	1343543	61. 10. 29 (6. 12. 19)	原子炉用燃料交換機		富士電機(株)より承継
特許	1430665	63. 3. 24 (7. 1. 23)	遠心抽出機		㈱東芝より承継
特許	1430666	63. 3. 24 (7. 1. 23)	遠心抽出機		㈱東芝より承継
特許	1430667	63. 3. 24 (7. 1. 23)	遠心抽出機		㈱東芝より承継
特許	1436142	63. 4. 25 (7. 1. 23)	タンクの水位制御弁		住友重機械工業(株)より承継
特許	1439274	63. 5. 19 (6. 12. 19)	管内挿型超音波探傷用探触子		㈱日立製作所より承継

種類	登録番号	登録年月日	発明の名称	事業団発明者等	備考
特許	1441201	63. 5. 30 (7. 1. 23)	粉末試料充てん装置		(株)東芝より承継
特許	1441615	63. 5. 30 (6. 12. 19)	原子炉における圧力容器の支持構造		富士電機(株)より承継
特許	1446370	63. 6. 30 (7. 1. 23)	重水減速形原子炉の重水カバーガス循環系の圧力制御方法		住友重機械工業(株)より承継
特許	1448471	63. 7. 11 (6. 12. 19)	液体金属冷却高速増殖炉の原子炉容器液位制御法		(株)日立製作所より承継
特許	1448521	63. 7. 11 (6. 12. 19)	圧力管集合体の支持装置		(株)日立製作所より承継
特許	1449769	63. 7. 11 (6. 12. 19)	高温流体サンプリング装置		(株)日立製作所より承継
特許	1456306	63. 9. 9 (6. 12. 19)	高速炉炉心監視方法および装置		(株)日立製作所より承継
特許	1456843	63. 9. 9 (6. 12. 19)	熱交換器		(株)日立製作所より承継
特許	1457134	63. 9. 9 (7. 1. 23)	マイクロ波加熱脱硝装置		(株)東芝より承継
特許	1457679	63. 9. 9 (6. 12. 19)	中性子吸収液体による原子炉停止装置		(株)日立製作所より承継
特許	1465926	63. 11. 10 (6. 12. 19)	ヘリカルコイル状細管用超音波探傷装置		(株)日立製作所より承継
特許	1466265	63. 11. 10 (6. 12. 19)	差圧式ナトリウムの漏洩検出器		(株)日立製作所より承継
特許	1466791	63. 11. 10 (7. 1. 23)	液体金属冷却形高速増殖炉の核反応物質収容体		(株)東芝より承継
特許	1466800	63. 11. 10 (7. 1. 23)	遠心清澄機		(株)東芝より承継
特許	1467806	63. 11. 30 (7. 1. 23)	放射線照射用カプセル体		日本核燃料開発(株)より承継
特許	1470066	63. 12. 14 (7. 1. 23)	遠心清澄機用回転体		(株)東芝より承継
特許	1475455	1. 1. 18 (6. 12. 19)	核燃料集合体		(株)日立製作所より承継
特許	1477042	1. 1. 27 (7. 1. 23)	高速増殖炉の内部透視装置		(株)東芝より承継
特許	1479658	1. 2. 10 (7. 1. 23)	電気透析槽		住友重機械工業(株)より承継
特許	1479867	1. 2. 10 (7. 1. 23)	超音波透視装置		(株)東芝より承継
特許	1480913	1. 2. 10 (6. 12. 19)	原子炉用燃料移送設備		富士電機(株)より承継
特許	1485401	1. 3. 14 (6. 12. 19)	イオン化検出器		(株)日立製作所より承継
特許	1486554	1. 3. 14 (7. 1. 23)	タグガス封入体		(株)東芝より承継
特許	1488980	1. 3. 23 (7. 1. 23)	高速増殖炉の遮蔽プラグ		(株)東芝より承継
特許	1492776	1. 4. 20 (7. 1. 23)	原子炉における炉内機器干渉防止装置		(株)東芝より承継
特許	1493800	1. 4. 20 (6. 12. 19)	燃料貯蔵ラックの耐震支持構造		富士電機(株)より承継
特許	1493957	1. 4. 20 (6. 12. 19)	カランドリアタンク		(株)日立製作所より承継
特許	1494115	1. 4. 20 (6. 12. 19)	原子炉の燃料出入案内装置		富士電機(株)より承継
特許	1496725	1. 5. 16 (6. 12. 19)	原子炉燃料交換機のホールドダウン装置		富士電機(株)より承継
特許	1498139	1. 5. 29 (7. 1. 23)	原子炉の燃料交換装置		(株)東芝より承継
特許	1498141	1. 5. 29 (7. 1. 23)	核燃料要素		(株)東芝より承継
特許	1503377	1. 6. 28 (7. 1. 23)	燃料集合体		(株)東芝より承継
特許	1539688	2. 1. 16 (6. 12. 19)	渦電流式測定装置		横河電機(株)より承継
特許	1539701	2. 1. 16 (6. 12. 19)	渦電流式流速計		横河電機(株)より承継
特許	1539706	2. 1. 16 (6. 12. 19)	渦電流式測定装置		横河電機(株)より承継

種類	登録番号	登録年月日	発明の名称	事業団発明者等	備考
特許	1566410	2. 6. 25 (6. 12. 19)	渦電流式流速計		横河電機(株)より承継
特許	1566413	2. 6. 25 (6. 12. 19)	渦電流式検出部の位置測定方法		横河電機(株)より承継
特許	1644914	4. 2. 28 (7. 1. 23)	原子炉水位・再循環流量計測装置		三菱原子力工業(株)より承継
特許	1696100	4. 9. 28 (7. 1. 23)	切断代を有するカプセル内蔵サーベイランス集合体		三菱原子力工業(株)より承継
実用新案	1661201	61. 12. 9 (7. 1. 23)	減容機		株明電舎より承継
実用新案	1688835	62. 7. 7 (7. 1. 23)	自動吊金具		株明電舎より承継
実用新案	1692574	62. 8. 11 (6. 12. 19)	遠隔操作式配管継手		三井造船(株)より承継
実用新案	1698849	62. 9. 24 (6. 12. 19)	使用済燃料体の密封罐		富士電機(株)より承継
実用新案	1725605	63. 3. 25 (7. 1. 23)	使用済燃料輸送容器用プラグ		日立造船(株)より承継
実用新案	1748453	63. 11. 10 (6. 12. 19)	炉内中継装置の駆動軸切離し機構		富士電機(株)より承継
実用新案	1748519	63. 11. 10 (6. 12. 19)	原子炉容器の案内スリーブ		富士電機(株)より承継
実用新案	1750343	63. 11. 24 (6. 12. 19)	遠隔操作可能な配管カプラ		株神戸製鋼所より承継
実用新案	1750928	63. 12. 8 (7. 1. 23)	台車移動装置		株明電舎より承継
実用新案	1755075	1. 1. 18 (6. 12. 19)	防振装置		三和テッキ(株)より承継
実用新案	1757690	1. 1. 25 (7. 1. 23)	減容機		株明電舎より承継
実用新案	1766492	1. 4. 4 (6. 12. 19)	原子炉の上部遮蔽プラグに装備した孔プラグ		富士電機(株)より承継
実用新案	1767674	1. 4. 25 (7. 1. 23)	放射性廃棄物容器の貯蔵装置		株明電舎より承継
実用新案	1767906	1. 4. 25 (6. 12. 19)	圧力管形原子炉のシールプラグ		富士電機(株)より承継
実用新案	1774154	1. 6. 9 (7. 1. 23)	減容機		株明電舎より承継
実用新案	1808558	2. 3. 8 (6. 12. 19)	誘導式測定器		横河電機(株)より承継
実用新案	1809412	2. 3. 8 (6. 12. 19)	自己診断形誘導式測定器		横河電機(株)より承継
実用新案	1879186	3. 12. 24 (6. 12. 19)	渦電流式流速計		横河電機(株)より承継
実用新案	1879187	3. 12. 24 (6. 12. 19)	渦電流式流速計		横河電機(株)より承継
アメリカ	4886111	1989. 12. 12	HEAT PIPE TYPE HEAT EXCHANGER	仲井 悟、亀井 满	
アメリカ	4943683	1990. 7. 24	ANOMALY DIAGNOSIS SYSTEM FOR A NUCLEAR REACTOR CORE	宇都宮一博、大山 信美 坂場 秀男	
アメリカ	5021210	1991. 6. 4	ANOMALY DIAGNOSIS SYSTEM FOR A NUCLEAR REACTOR CORE	宇都宮一博、大山 信美 坂場 秀男	
フランス	2619653	1990. 7. 27	SYSTEME DE DIAGNOSTIC D'ANOMALIES POUR UN COEUR DE REACTEUR NUCLEAIRE	宇都宮一博、大山 信美 坂場 秀男	
フランス	9207079	1994. 11. 18	PROCEDE DE VITRIFICATION REDUCTRICE DE VOLUME DE DECHETS HAUTEMENT RADIOACTIFS	堀江 水明	
フランス	9209694	1994. 12. 9	PROCEDE DE RECHARGEAMENT DE REACTEUR NUCLEAIRE	片岡 一、軍司 稔	
フランス	9212336	1994. 12. 16	PLANCHER ARRETTANT LA COMBUSTION DU SODIUM	山本 研	
フランス	9213199	1994. 11. 10	PROCEDE POUR LA SEPARATION DE COMPOSES DIODE RADIOACTIF PAR PRECIPITATION	落合 健一	
ドイツ	4141878	1994. 10. 13	INNERZIRKULATIONSZENTRIFUGALEXTRAKTOR	根本 慎一、清水 亮 武田 宏、河田東海夫	
カナダ	1304232	1994. 6. 30	UTILIZATION SYSTEM OF HEAVY WATERHEAT IN NUCLEAR REACTOR	下村 和生	
アメリカ	5369655	1994. 11. 29	OUTPUT CONTROL METHOD FOR LASER SYSTEM	宮本 泰明、川上 重秋 谷口 隆幸、長谷川 信 (他 2 名)	株東芝と共有
イギリス	2258891	1995. 1. 11	MONITORING ABRASION LOSS OF A THRUST BEARING IN A SUBMERGED MOTOR PUMP	野口章太郎、清田 史功 (他 3 名)	富士電機(株)、住友重機械工業(株)と共有

■特許・実用新案紹介

磁性線検知用センサ

(特許第1700454号)

1. 本発明の背景

放射性物質等を取り扱う施設で、人が立入ることのできないよう外部から隔離された室(セル)、特にステンレス鋼板を溶接して組立てられている室の床面および溶接線の健全性を点検するためには、外部から遠隔操作されて自走する検査装置が使用されている。

従来の自走型検査装置は、搭載されているITVカメラ等により、溶接線の位置を確認し、遠隔地からの手動操作による追跡走行にて点検を行っていたが、ITVカメラ等の進入ができない環境下での点検は非常に困難であった。

本発明は、これらを解決するため自走型検査装置に載せ、溶接線の位置を非接触で検出し、溶接線上から逸れないように制御させることができる磁性線検知用センサに関するものである。

2. 本発明の内容

本発明は、中心位置から両側に延びる状態で一对のカンチレバーを設定するとともに、このカンチレバーの両端にマグネットを取付け設定し、カンチレバーそれぞれにはそのたわみの状態を検出する抵抗線歪みゲージを取り付けてあり、その歪みゲージ出力により磁性を帯びた溶接部分の中心位置からのずれを検出させるようにしたことを特徴とする磁性線検知用センサである。

3. 特徴と効果

本発明は、非磁性体であるステンレス鋼板を溶接した場合、溶接線が磁性を帯びた磁性線となる

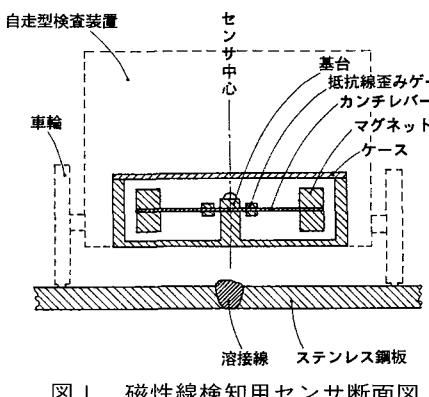


図1 磁性線検知用センサ断面図

現象を利用した磁性線検知用センサであり、図1に示すようにカンチレバーは一本の弾性を有する細長いバネ板によって一体的に構成し、その中心部を基台に固定し、その固定部付近の表面および裏面に抵抗線歪みゲージを接着固定し、両先端部にはマグネットが取付けられ、全体がケース内に収納設置されており、自走する検査装置に搭載されるものである。

本発明の作用は、図2に示すように、センサの中心部が溶接線上から右方向へ逸れた場合、カンチレバーの端部に取付けられているマグネットが、磁性を帯びた溶接線と引き合い下部へ引っ張られたわみの状態となる。この時カンチレバーの表裏に接着固定されている抵抗線歪みゲージの抵抗値の変化を捕え、センサの中心部が溶接線上になるよう軌道修正の制御信号を出し、常に自走型検査装置が溶接線上を点検しながら追跡走行するに使用される磁性線検知用センサである。

動燃事業団では、本発明を具備した磁性線検知用センサを三菱重工業株式会社と共同開発するとともに、同社と共同で開発した床面検査装置(特許第1702881号・本誌No.92号平成6年12月発行で紹介)に搭載し、東海事業所再処理工場セル内床面および溶接部点検作業に供用している。

なお本発明は、三菱重工業株式会社と共同で成されたものである。

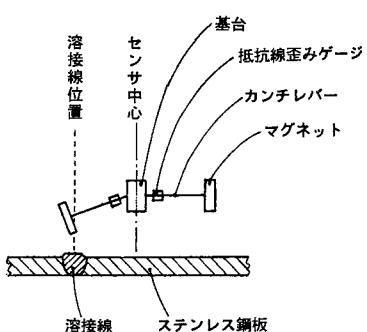


図2 実施例の作用状態図

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

動燃技報 1995. 6 No. 94
平成7年6月発行

©1995 POWER REACTOR AND NUCLEAR FUEL
DEVELOPMENT CORPORATION

禁無断転載

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

印 刷 株式会社 菜根出版
東京都千代田区平河町1-8-13

Abstracts(PNC Technical Review)

Projections on the Future of the Natural Uranium Industry

Akio Ishido

PNC Technical Review No.94p. 18—35 (1995)

This discussion looks at the future of the uranium industry and considers what type of procurement policy should be adopted.

Viewing the future as an extension of the present, it is possible that supplies of natural uranium will begin to run short around 2015.

However, natural uranium will have more resources available than petroleum.

If rising uranium prices reinvigorate exploration and lead to the discovery of new uranium deposits, future shortages will be unlikely.

Nonetheless, with structural changes expected in the world economy, the nature of natural uranium transactions will no doubt change, thereby increasing the present element of uncertainty that much more.

At the same time, the oligopolistic situation created by today's major producers will intensify.

Based on these projections, the author has reassessed Japan's past procurement policy of government exploration/development support combined with private-sector uranium purchasing and finds this shared risk approach to be the best.

Key Words: Natural Uranium Industry, Uranium Resources, Uranium Exploration, Uranium Market, Supply and Demand Forecast, Procurement Policy.

Advance of Core Design Method for ATR

Seiichirou Maeda Toshiteru Ihara Takashi Iijima Hideaki Seino
Tetsuro Kobayashi Michio Takeuchi Satoru Sugawara
Mitsuo Matsumoto

PNC Technical Review No.94p. 36—52 (1995)

Core characteristics of ATR demonstration plant has been revised such as increasing the fuel burnup and the channel power, which is achieved by changing the number of fuel rod per fuel assembly from 28 to 36.

The research and development concerning the core design method for ATR have been continued. The calculational errors of core analysis code have been evaluated using the operational data of FUGEN and the full scale simulated test results in DCA (Deuterium Critical Assembly) and HTL (Heat Transfer Loop) at O-arai engineering center.

It is confirmed that the calculational error of power distribution is smaller than the design value of ATR demonstration plant. Critical heat flux correlation curve for 36 fuel rod cluster has been developed and the probability evaluation method based on its curve, which is more rational to evaluate the fuel dryout, has been adopted.

Key Words: ATR, MLHGR, MCPR, CHF, LPF, WIMS-ATR, LAYMON, FIDAS, POLESTAR, Core Design.

Ramp Test of MOX Fuel Rods for ATR

Masato Kato Soichiro Yano Shusaku Kohno
Katsuichiro Kamimura Keiichi Kikuchi

PNC Technical Review No.94p. 53—62 (1995)

Power ramp tests in Halden boiling water reactor (HBWR) have been carried out on nine MOX fuel rods subjected to base irradiation in "ATR Fugen" to investigate power ramped MOX fuel behaviour for ATR demonstration reactor.

MOX fuel rods behaviour during ramp tests was evaluated on the data taken through in-operation instruments.

The results can be summarized as follows.

Nine MOX fuel rods subjected to power ramp tests have experienced the highest linear heat rate as 68.9kw/m without failure.

Key Words: Power Ramp Tests, MOX Fuel, ATR, In-Operation Instruments, PIE, PCMI, FP Gas Release.

Development of Portable Flow Calibrator

Kiyomitsu Akiyama Nobuo Iijima

PNC Technical Review No.94p. 63—66 (1995)

In the nuclear facilities, air sniffer system is often utilized to evaluate atmospheric concentration of radioactivity in the working environment. The system collects airborne dust on the filter during some sampling period. In this method, total air flow during the sampling period is an important parameter to evaluate the radioactivity concentration correctly. Therefore, calibration for the flow meter of air sniffer system must be done periodically according to Japan Industry Standards(JIS).

As we have had to available device to calibrate the flow meter in the working area, we had to remove the flow meters from the installed place and carry them to another place where calibration can be made. This work required a great deal of labor.

Now we have developed a portable flow calibrator for air sniffer system which enables us to make in-site calibration of the flow meter in the working area more easily. This report describes the outline of portable flow calibrator and its experimental results.

Key Words: Air Sniffer, Flow Calibrator, Radiation Monitoring, Flow Meter, Radioactivity Concentration, Turbinemeter.

Material Integrity Validation of the Pressure Tubes of FUGEN by Post-Irradiation Examination

Kouzou Nakai Kiyomi O-hara Michitaka Koike Kenji Nagamatu
PNC Technical Review No.94p. 67—71 (1995)

The post-irradiation examination (PIE) of surveillance specimens of the pressure tubes irradiated in the ATR Fugen confirms material integrity of the pressure tubes of the reactor, as well as the inspection of the pressure tubes.

The capsules of inside the special fuel assemblies of Fugen contain the surveillance specimens from the initial stage of the operation.

The eight times PIEs for material integrity validation are scheduled during the life of the reactor.

The discharge of the surveillance specimens and PIE was performed for three times so far.

The results of these examinations show the pressure tubes has sufficient safety margins comparing the prediction of design, and this satisfies the design value in the life span of Fugen.

Key Words: ATR, FUGEN, Pressure Tubes, PIE, Material Integrity.

Development of Plutonium Liquid Waste Treatment Process

Kouji Numata Takeshi Nemoto Akio Todokoro
PNC Technical Review No.94p. 72—77 (1995)

At plutonium Fuel Facility, radioactive liquid waste is treated with the flocculating precipitation method, which gives by-product such as sludge. To reduce the by-product, fundamental experiments have been carried out on undissolved tannin as an adsorbent with mainly examining plutonium adsorption characteristics and pyrolysis characteristics.

The results of these experiments show that the α -activity of the treated solution is satisfactorily reduced and further, the used tannin is completely gasified by pyrolysis with the adsorbed plutonium to be recovered in a stable oxide form.

Key Words: Plutonium, Liquid Waste Treatment, Adsorption, Tannin.

Macrocyclic Compound, its Chemistry and Partitioning Application

Kazunori Nomura Masaki Ozawa Yasumasa Tanaka Akio Togashi

PNC Technical Review No.94p. 78—84 (1995)

Basic studies on design and synthesis of macrocyclic compounds and their fundamental extractability for partitioning have been investigated, since macrocyclic compounds indicated an interesting peculiarity such as significant selectivity based on the size fit by their cavity and ionic diameter of guest cation.

Novel polyether bis(β -diketone) complexes and crownphane compounds, calixarene analogs have been synthesized as new ligands. Among the various macrocycles, crownphane compounds substituted by pyridyl groups gave high extractability for Ag with its distribution ratio 20~30. Bis(β -diketone)-transition metal (such as Cu, Ni, Zn) complexes showed various selectivity for the guest alkaline, alkaline earth and lanthanide elements. In the neutral aqueous condition, bis(β -diketone)-Cu complex showed higher selectivity for Sr than that of the other ligands including dibenzo-18-crown-6.

Extractability and selectivity of ordinary macrocyclic compounds are also investigated through the fundamental extraction tests in PNC. As a result of these tests, dicyclohexano-18-crown-6 was confirmed to extract Sr selectively from simulated high acidic HAW solution.

Key Words: Macrocyclic Compound, Partitioning, High level liquid Waste, Crown Ether, Calixarene, Sr, Ag, lanthanide.

Concept on Groundwater Flow and Mass Transport Through Heterogeneous Porous Media and Application to In-Situ Test Analysis

Koichiro Hatanaka Hiroyuki Umeki

PNC Technical Review No.94p. 95—100 (1995)

Generally, geological media is modelled as porous or fractured media depending on their characteristics. Since the channels of groundwater flow and the transport paths are determined by the heterogeneity of the geological media, quantitative understanding of the heterogeneity is an important issue for modelling flow and transport processes through them. Therefore, it becomes popular way to develop statistical identification approaches of the heterogeneous field by using data from in-situ test and conduct validation studies of flow and transport models through the field by comparing with observed data. In this report, the theories of the identification approach and the concept on groundwater flow and mass transport are explained briefly and the application to tracer tests conducted at Grimsel test site, Switzerland, are described.

Key Words: Groundwater Flow, Mass Transport, Porous Media, Heterogeneity, Variogram, Power law, Darcy's law, Advection, Dispersion, Diffusion, In-Situ Test, Model Calibration, Model Prediction.

Effects of Neutron Irradiation on High-Temperature Strength of FBR Grade Type 316 Stainless Steel

Yasuhiro Abe Kazumi Aoto Noriko Miyaji

Shoji Onose Naoki Akasaka

PNC Technical Review No.94p. 85—90 (1995)

The post-irradiation creep tests of the 316FR which will be used as the structural material for demonstration FBR have been performed to clarify the effect of neutron irradiation on the creep properties and to reflect it on the design standard.

It was demonstrated that 316FR has superior creep rupture strength and rupture elongation to SUS304 which is already used in "JOYO" and "MONJU" even after neutron irradiation, although 316FR shows slightly decrease of creep strength and ductility due to irradiation compared with unirradiation condition.

This degradation mechanism of 316FR after neutron irradiation was suggested to be caused by the strength decrease at trans granular and intergranular due to the irradiation induced segregation and precipitation of strength elements, in addition to the He accumulation.

Key Words: Neutron Irradiation, Creep, High-Temperature Strength, 316FR, FBR, Stainless Steel, Creep Strength, He Fraction, He-Bubble, Post Irradiation Test.

Development of Automated Analytical System Using Robots

—Development of Automated Spectrophotometer—

Hiroyuki Suzuki Keiji Yamada Saburo Tamura

Hisashi Ikeda Yusuke Kuno

PNC Technical Review No.94p. 91—94 (1995)

An automated analytical system for the measurement of U and Pu concentrations, acidity and radioactivity has been developed since 1993 at the Tokai Reprocessing Plant.

The total system is composed of three units, the unit of spectrophotometry, that of titration and that of radioactivity counting. Each unit consists of a robot, an analytical instrument and a computer. The robot operates pretreatment of the samples and to set them into the analytical instrument.

The personal computer is used to control the robot and the analytical instrument, and also send the measurement results to the host computer. This report describes the present status of the development of the system and the results of the basic test for the spectrophotometry unit.

Key Words: Uranium, Plutonium, Nitric acid, Radioactivity, Robot, Automated Analysis System, Spectrophotometry, Titration, Radioactivity Counting.

動力炉・核燃料開発事業団

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

<海外事務所>

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