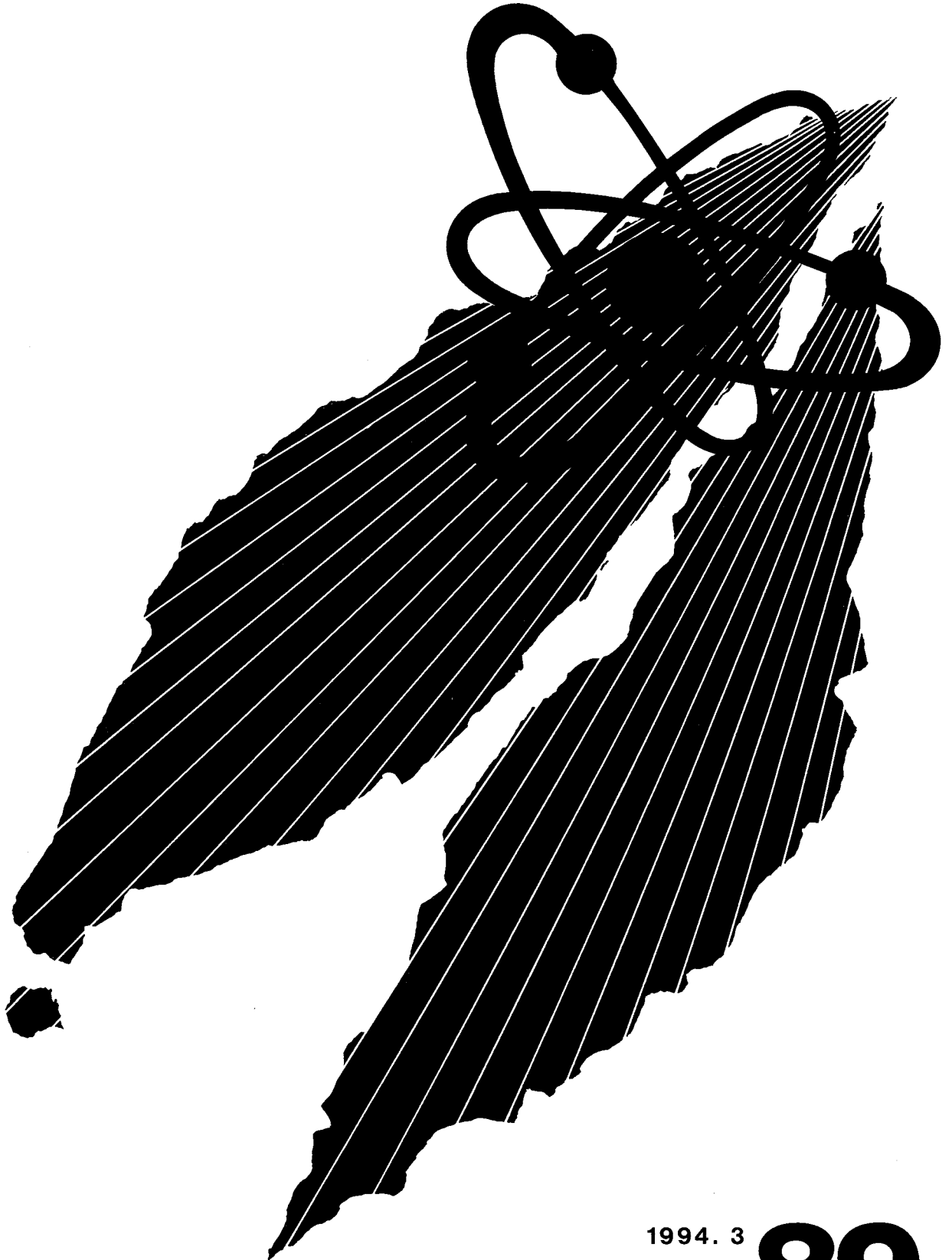


動燃技報

PNC Technical Review



1994. 3

No. **89**

概 況

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

技術報告

高速炉の核熱流動安全解析コードSIMMER-IIIの開発	19
近藤 悟 飛田 吉春 守田 幸路 白川 典幸	
高速炉ガスタービン発電概念検討	30
大坪 章 羽賀 一男 関口 信忠	

技術小論

窒化物燃料による大型受動的安全炉心の検討	42
林 秀行	
入量計量槽中のUおよびPu濃度非破壊計量分析装置の開発ーリッチマンズデンストメータの開発ー	48
北川 修 阿部 勝男 黒澤 明 久野 祐輔 舛井 仁一	
MOX燃料電解溶解技術開発	53
木原 義之 都所 昭雄 大高 昭博 小笠原誠洋	
高レベル放射性廃棄物の地層処分における緩衝材中の水分の気・液二相移動	57
竹内 真司 原 啓二	

国際協力

国際会議, 海外派遣等	63
-------------	----

活 動

外部発表・特許・実用新案	64
--------------	----



新型転換炉の開発

1. 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所（定格出力16.5万kW）は、運転計画に基づき8月18日より第11回定期検査を実施していたが、定検の主要作業を終了して11月14日原子炉を起動、11月20日定格出力に到達後調整運転を行っていたところ、11月25日「蒸気ドラム圧力高高」により原子炉が自動停止した。

自動停止の原因は、タービン制御系負荷制御回路のプリント基板ソケット部に発生した接触不良により、蒸気加減弁閉の誤信号が発生したためと判明した。このため、当該ソケット部を予備品に交換するとともに、同様のソケットに対して電気的結合の確実化を図り、12月2日原子炉を再起動し翌3日より調整運転を再開した。

さらに、調整運転中の12月22日、送電系統の事故により原子炉が自動停止した。しかし、この停止による発電所設備への影響は特になかったため、送電系統の復旧を待って翌12月23日原子炉を再起動、12月26日に定格出力に到達後調整運転を再開した。

これら一連のトラブルのため、当初12月10日に予定していた本格運転再開は最終的に平成6年1月7日となった。

なお、その後は平成6年5月に予定している燃料交換のための計画停止まで定格出力運転を継続する。

平成5年度第3四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 (%)
5年10月	0	0	0	0
5年11月	30,739	232	32.2	25.9
5年12月	101,119	635	85.3	82.4
合計	131,858	867	39.3	36.2

2. 研究開発

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

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

ATR実証炉の設計・建設・運転に資することを目的とした新型転換炉技術確証試験は、電源開発㈱が通商産業省の委託を受け、動燃事業団は、電源開発㈱より平成5年度分の依頼を受け実施している。その実施区分は、①主要機器・設備技術確証試験、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、実証炉の燃料の高燃焼度化に係わる設計および研究開発を継続して実施している。

2.1 「ふげん」における技術開発

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

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

MOX燃料高度化開発については、引き続きガドリニア燃料集合体の照射を継続し、炉心での照射健全性を確認・評価している。その他、圧力管監視

2 概況

試験片および国産圧力管材の照射を継続して実施している。

2.2 設計研究

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

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

2.3 炉物理研究

ATR実証炉の反応度投入事象解析コードとして整備している空間依存動特性コードEUREKA-ATRの実証炉の冷却材喪失事故事象への適用性を評価するため、ブローダウン解析コードSENHORによる破断直後の炉心内の熱流動挙動をEUREKA-ATRに入力し、反応度変化解析を実施した。

2.4 伝熱流動研究

実証炉の取替燃料として開発を進めている高燃焼度燃料（54本クラス）の大洗工学センターにおける伝熱流動試験として、定常バーンアウト試験を計画している。現状の設計データをもとにして試験体部品の製作を完了し、実規模模擬燃料集合体の組立を実施している。

2.5 安全性研究開発

ATRにおいて事故が設計基準事象を超えても、プラントがこれに対処できる余裕を備えていることを定量的に示すための評価手法の開発を行っている。原子炉停止系の機能喪失を想定したシビアアクシデントに関しては燃料チャンネルが破損した場合の重水中ボイド挙動について圧力管／カランドリア管の同時破断時のデータを3次元的に処理する作業を終了した。また、反応度事故に伴う燃料破損量の解析を3つの初期事象に対して実施している。圧力管が破損して軽水が重水中に放出された場合の挙動については、実験結果の整理を行うとともに、流体／構造連成コード解析を行っている。

2.6 部品・機器試作開発

燃料フレット磨耗解析コードの開発の一環

として、フレット磨耗特性に及ぼす因子を定量的に求めるための磨耗量を測定する予備試験を実施している。圧力管余寿命評価手法の開発については、圧力管照射データの整備および圧力管ロール・ジョイント部の残留応力の余寿命に対する影響を見るための予備解析を行っている。また、水素化物を非破壊法で測定するための開発試験を行っている。

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

2.7 燃料・材料研究開発

(1) 構造材料

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

(2) MOX（ATR用）燃料の研究開発

① 実証炉のための燃料照射試験

実証炉のための燃料照射試験については、電源開発(株)からの受託研究として「ふげん」で燃焼度約24,400MWd/tまで照射された36本燃料集合体の照射後試験を大洗工学センターおよび原研東海研究所において継続実施中である。

② 高燃焼度燃料開発のための照射試験

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

③ 解析

ハルデンで日負荷追従試験を実施している燃料集合体（IFA554/555）からオンライン計装で得られた36,500MWd/tまでの燃料棒伸び、内圧データ等の燃料照射挙動データの整理を継続している。また、今年度よりハルデン炉で実施する予定のセグメント燃料棒の出力急昇試験については、試験試料となる燃料は「ふげん」でベース照射したものであり、この1体目の燃料についての非破壊試験を終了し、ハルデンへの輸送準備を継続した。2体目の燃料については、「ふげん」でのベース照射を終了し、現在冷却中である。

（動力炉開発推進本部
核燃料サイクル技術開発部）



高速増殖炉の開発

1. 高速実験炉

平成5年3月27日から開始した第10回定期点検作業を継続中である。11月7日から10日にかけて、機器の点検や補修作業のためダンプタンクに移送していたナトリウムを、主冷却系配管内および原子炉容器内に充填した。また、第6回目の原子炉格納容器全体漏洩率試験を12月15日から16日にかけて実施し、規定漏洩率限度を十分に満足する結果が得られた。

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、平成6年1月の設置変更許可申請に向けた準備作業、主中間熱交換器と新燃料交換機の発注作業を継続している。

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5年12月末現在の総合進捗率が約99%（臨界で100%）に達した。

機電の各工事従事者は12月末現在全体で約330名であった。

2.1 試運転状況

10月より燃料装荷を開始し、11月に内側燃料108体の装荷を完了した。引き続き、流量分布評価試験を開始し、継続実施している。

なお、第7、8回炉心燃料輸送を10、12月に行った。

2.2 原型炉に係わる技術開発

原型炉までの技術を集約するとともに、技術の高度化を進めて実証炉以降の開発に反映させるために、①「もんじゅ」成果に基づくFBR技術の評価、②FBRシステム・機器の高度化 ((a)プラントインテリジェント化、(b)信頼性高度化、(c)保守・管理技術高度化) ③FBRによるプルトニウム利用の高度化について計画の具体化等を引き続き進めている。

「もんじゅ」成果に基づくFBR技術の評価としては、設計技術の評価として、もんじゅの設計資料

の保管・分類状況について確認するとともに設計根拠等のデータベース化を継続した。

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

2.3 その他

① 工場製作状況

燃料集合体等炉心構成要素の製作を継続して実施した。

3. 大型炉設計研究

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

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

4 概況

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

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

4. 炉物理研究開発

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

新型燃料炉心・TRU添加炉心の核設計手法の開発・整備のため、日本原子力研究所との共同研究として、FCAを用いた窒化物燃料炉心臨界実験を引き続き実施するとともに、TRU核種の核データ・炉定数の整備を進めている。

遮蔽研究では、日米共同で実施してきた大型炉遮蔽ベンチマーク実験(JASPER計画)について得られたデータに基づく解析・評価を進めている。

高速炉燃料再処理施設の実用化に向けて設計、運転管理を行うための基盤の技術である臨界安全管理手法を確立するための炉物理研究を継続して実施している。また、重水臨界実験装置(DCA)を未臨界度測定試験施設とする整備計画を進めており、未臨界度測定試験施設への改造作業(工場製作)を12月に開始した。また、臨界安全技術開発に係わる実験計画、施設の設計を継続している。

5. 機器研究開発

コンパクト高性能電磁ポンプの開発として、耐熱コイルの高温特性試験を継続している。強磁場発生型電磁ポンプのナトリウム中性能試験を実施するための準備を進めている。

大型炉用の新型炉停止機構については、評価コード(SASSTAC)を用いて、大型炉の炉心上部機構に適合する自己作動型炉停止装置の構造成立性について、流動や熱過渡の観点から検討を行っている。また、「常陽」炉内機能確認試験の準備として電磁石部分の設計検討を進めている。

蒸気発生器の研究開発については、2重伝熱管型蒸気発生器の伝熱流動特性を把握するため、小型2

重管型蒸気発生器モデルを用いて静特性試験、流動安定性試験を実施した。ここで得られたデータを基に、それぞれの解析コードPOPPI 6、BOSTの検証、改良作業を進めている。また、内外管リーク検出特性を把握するための小型モデル試験を開始した。2重管蒸気発生器の健全性については、DNB熱疲労、リラクセーションの観点から評価を進めている。

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

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

6. 燃料・材料研究開発

被覆管材料の中で、将来的に長寿命燃料の有望鋼種である酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼については、引き続き、強度異方性を改善し延性・靱性を向上させるための冷間加工・再結晶および α/γ の変態に関する評価試験を実施した。また、高温強度評価WGで取得したODSフェライト鋼中のクリープ破断、クリープ歪みデータを整理し、変形・破壊機構を検討した。

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

高Ni合金については、15Cr35Niをベースに炭窒化物析出強化型の合金設計を行い、板材を試作した。今後、強度評価試験を実施する予定である。

被覆管材料の照射試験としては、温度制御型材料照射挙動測定装置(MARICO-1)用内圧封入試験片の製作を完了し、リグへ組み込んだ。また、CMIR-5(炉心材料用照射リグ)に装荷する試験片の準備を完了した。CMIR-4照射試料については、中間検査をほぼ終了しデータの評価を行っている。また、各種実用鋼におけるボイドスエリング挙動の差異を、微量添加元素や照射条件に着目して検討した。

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

た。また、太径中空照射用燃料の製造を実施した。

国際協力による燃料の照射試験については、日米燃料材料共同開発プログラムの一環としてFFTF照射試験に関する協定改訂のために検討・調整を実施した。FFTF照射試験のうち、昭和62年11月より照射した改良SUS316鋼被覆管燃料ピン(燃焼度147,000 MWd/t、ペレットピーク)については、取得データの評価および日本に一部の燃料ピンを輸送するため、輸送対象燃料ピン等の選定に着手した。また、改良オーステナイト鋼被覆管燃料集合体についても、照射後非破壊試験を継続・実施した。日米共同で実施しているEBR-II運転信頼性試験(運転時過渡試験(OTT)と破損燃料継続照射試験(RBCB))においては、長寿命燃料を対象としたPhase-IIのOTT試験で、改良SUS316鋼被覆管燃料、改良オーステナイト鋼、および高強度フェライト/マルテンサイト鋼被覆管燃料の過渡過出力試験後の照射後試験を継続して実施するとともに、過渡試験による燃料挙動の評価に着手した。また、ODSフェライト鋼被覆燃料ピンを含む改良燃料の予備照射を継続した。Phase-IIのRBCB試験では、これまでに得られている破損信号の総合的に解析、評価を継続して実施した。また、「もんじゅ」における燃料破損時の作業手順の策定に反映するための評価を開始した。日仏交換照射では、「常陽」における仏製改良オーステナイト鋼被覆管燃料の照射を継続した。一方、Phenix炉における動燃事業団の改良SUS316鋼被覆管を用いた大型バンドル照射については、定格運転開始後に照射を開始すべく準備を進めている。

照射試験装置の設計・製作に関しては、平成6年度中頃からの照射開始をめざした照射試験集合体の製作および準備として、11月10日に炉上部プラグリグを、また19日には炉外材料照射装置本体の据付けを終了した。さらに、11月1日から温度制御型材料照射装置の組立を開始し、12月現在、試料部集合体の組立を継続している。また、照射中の測定データをオンラインで入力処理する装置の原子炉格納容器内据付け工事を7月26日から継続している。

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

制御棒の開発については、高燃焼度 B_4C ペレットの照射物性評価を継続して実施した。ナトリウムボンド型中性子吸収ピンについては、照射後試験を継続して実施した。また、ガスベント機構選定のため

の炉外試験の準備を行った。高性能中性子吸収材では、ペレットの割れと熱伝導度改善を目的として、 $\text{B}_4\text{C}/\text{Cu}$ 、 $\text{B}_4\text{C}/\text{BN}$ 複合材の試作試験を行い、特性評価を継続した。

燃料ピン挙動解析コードCEDARの過渡時における解析精度の向上のための改良を進め、過渡解析に必要な被覆管の短時間高応力下での応力歪み関係式導入作業を開始した。

燃料ピンバンドル挙動解析コードの開発については、高BDI条件下での計算精度を上げるため、ワイヤズレモデル機構確認を開始した。また、破損燃料挙動解析コードSAFFRONについては、軸方向亀裂進展の弾・塑性解析機能の妥当性を確認した。スエリングシミュレーションコードについては、実用鋼のスエリング特性評価のためのパラメータ解析を継続した。

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

「もんじゅ」等の大型燃料集合体の照射後試験施設については、1996年操業開始に向けて、9月末に竣工した建屋内の電気設備、換気空調設備の試運転を継続するとともに、建屋内の整備を進めている。内装設備については、工場製作を進めるとともに、セル周りの設備であるセル内クレーン設備、機器移送設備のうちトランスファーカート、フードキャスク台車等の据付けを開始した。試験機については、建屋内への据付けを行っていたX-CT検査装置用高エネルギー加速器を完了した。また、メカトロニクス応用試験棟にて実施していた集合体試験装置のうち、横型試験機のセル外性能試験を完了し、遠隔操作、保守性および性能を確認した。なお、ピン試験装置用試料駆動装置についても、メカトロニクス応用試験棟に搬入し、セル外性能試験の準備作業を行った。

燃料集合体の輸送技術開発については、「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器として、PIE-SA型輸送容器製作(2基)を引き続き進めている。

被覆管試験セルの整備については、セル内機器の解体および除染を継続しており、90%程度まで解体を終了した。

7. 構造材料研究開発

構造設計解析法の研究開発に関しては、汎用非線形構造解析プログラムFINASの拡張・整備、非軸対称座屈解析法および繰返し塑性構成方程式の構築、炉心わん曲解析のための要素の開発等非線形構

造解析技術の高度化を進めている。また、構造物強度評価支援システムの開発を進めている。

構造物強度に関する研究では、構造不連続部、溶接部等の構造要素の熱過渡強度試験を実施し、クリープ疲労評価法、ラチェット評価法の検討を進めている。座屈評価法については、せん断一曲げ相互作用を考慮した簡易評価法の開発を進めるとともに、熱座屈試験の結果をもとに座屈評価で用いる安全率の検討を行っている。

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

耐震構造試験については、機器上下免震構造要素の振動試験データから得られた基礎的振動特性をまとめている。さらに、ヘッドアクセスプラントの床応答特性の検討を行っている。

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

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

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

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

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

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

放射性ナトリウム技術に関しては、CP（腐食生成物）抑制技術の開発として、CP挙動を解明する

ための試験解析およびCP挙動解析コードの改良を進めた。

ナトリウム分析に関しては、「常陽」のナトリウムおよびカバーガスアルゴンの純度管理のための分析を継続実施している。

8. 安全研究

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

炉体構造水流動試験においては、自然循環除熱時における炉心チャンネルでの逆流現象の発生条件、上部プレナム内の低温流体の炉心部へのもぐり込み等に関する熱流動挙動を調べる炉心プレナム相互作用基礎水試験を実施している。また、炉心部での局所異常が発生した場合の燃料ピンの冷却限界を調べるための局所異常冷却限界試験の試験体の据付けを実施し、装置の機能試験と解析コードによる予備解析を行っている。

プラント過渡応答試験では、自然循環除熱時のプラントシステム全体としての熱流動現象を解明するため、崩壊熱除去系作動時熱過渡試験を実施している。

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

炉心物質移行挙動試験については、仮想的炉心崩壊事故時における熔融炉心物質の炉容器内保持能力を評価するため、高温模擬試験装置(MELT-II)を用い、融体NaCl/水系での融体-冷却材相互作用試験を実施するとともに、ナトリウムを冷却材とした高温試験のための試験体の製作を行い、機能確認試験を実施した。また、炉心プール内での熱流力挙動を解明するための炉外模擬試験を継続して進めている。

安全解析コードの開発では、各種事故シーケンス解析のためのコード群の改良・整備を進めている。起因過程解析コードについては、SAS4Aのモデル改良および詳細解析コードPAPASのモデル改良を進めている。また、炉心崩壊過程解析コードSIMMER-IIIの開発として、流体力学部のみを統合したコード(Version I)の検証・改良を進めている。

国際協力で進めている炉内安全性試験では、仮想的炉心崩壊事故における燃料ピン過渡挙動に係わる主要現象を解明し、実機評価精度の向上を図るため、国際共同で実施してきたCABRI-2試験成果の国際的総合評価作業を平成6年4月を最終期限として進めている。CABRI-2試験に引き続いて実施しているCABRI-FAST試験については、KfKの撤退を受けて当初計画の10試験を7試験に縮小して実施することをCEAと合意した。現在、シリーズ4回目の試験準備を進めている。

原型炉をモデルプラントとした確率論的安全評価(PSA)については、炉停止時のPSA評価を進めている。さらに、PSAを運転安全管理に利用するためのリビングPSAシステムの開発整備を進めている。大型炉モデルプラントへのPSAの適用として、主要な安全設備の信頼度評価を行うとともに、炉心損傷事象推移について予備解析等を行い、事故シナリオの検討を進めている。

信頼性データベース(CREDO)については、その拡充としてデータの収集・整備を継続するとともに、得られたデータの分析評価を行っている。

さらに、FBR安全性試験炉に関する研究として、高速炉の実用化に向け必要となる炉内安全性試験の検討と、それに対応可能な試験施設の概念を抽出し、その技術的成立性に見通しを得るための検討を継続して進めている。

模擬燃料からのFP放出挙動に関する試験につい

ては、ホット試験装置の設計・製作を進めるとともに、コールド試験装置を用いたNaベーパー中でのFPの物理的・化学的形態等を明らかにするための試験を進めている。

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

ナトリウム燃焼試験では、ナトリウム棒状漏洩流の実験等でこれまでに得られた試験結果を用いて、3次元ナトリウム燃焼解析コードSOLFASの開発を進めるとともに、コード検証のための燃焼試験を実施している。FP蒸気泡挙動に関しては、ヨウ素気泡のナトリウム中溶解挙動に及ぼす炉心上部構造物の影響を把握するための試験を実施した。また、水素燃焼に関しては、ナトリウム酸化物エアロゾル雰囲気下での燃焼伝播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、合理的な設計基準水リーク事象の選定のため、伝熱管破損評価手法の開発と試験の準備・評価を実施している。また、二次系削除システムの安全評価手法の整備のため、冷却系内での水素気泡溶解挙動の評価コードを開発するとともに反応生成物移行モデルの作成を進めている。

(動力炉開発推進本部
核燃料サイクル技術開発部)



核燃料サイクルの開発

1. 燃料開発および製造

(1) FBR燃料の開発

「もんじゅ」初装荷燃料製造を再開し、ペレット製造については12月に終了した。

(2) ATR燃料の開発

第21回取替燃料(16体)の製造を継続するとともに、第22回取替燃料(23体)の製造を開始した。

(3) プルトニウム燃料の利用技術開発

1) プルサーマル照射試験

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

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、照射燃料ピンの詳細設計を行った。また、未照射燃料を含む照射後試験の内容について検討を行った。

(4) プルトニウム燃料製造施設

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

2. プルトニウム混合転換技術開発

(1) プルトニウム転換技術開発

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

(2) 混合転換技術開発

大型転換施設設計の一環として進めている連続脱硝装置の開発については、マイクロ波を脱硝ゾーンに集中させたスクリュ式脱硝装置を用いて、ウラン

による脱硝試験を行った結果、均質な脱硝体を製造することができた。また、転換プロセス(脱硝工程、焙焼還元工程)の工程短縮および遠隔保守を目的としたドラム型連続転換装置について、マイクロ波電界強度の調整試験を継続した。

(3) 湿式回収技術開発

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

今期間は、プルトニウム富化度の高いFBR系燃料スクラップ約4kg MOXの回収試験を行うとともに、円滑な工程運転を図るために精製設備内の液位計の更新を実施した。また、その溶解性を確認するために、小型溶解装置を用いた未溶解残渣回収試験を行った。

さらに、 PuO_2 粉末の溶解法を検討するために、電解条件をパラメータとした小規模溶解試験を継続した。

(4) プルトニウム混合転換装置の開発

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

3. ウラン転換

(1) 回収ウラン転換技術開発

電力会社と共同で実施する回収ウラン転換実用化試験については、改造工事を継続して実施するとともに、12月2日に科学技術庁へ施設検査申請を提出したほか、輸送容器承認申請書および検査申請書を11月24日に提出した。

(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

平成5年9月20日より開始した運転（93-2キャンペーン）は、平成5年12月4日に終了した。なお、本キャンペーンでは、約36.7トンの使用済燃料の処理を行い、累積処理量は約716.8トンである。

2. 再処理技術の開発

(1) 高信頼性機器の開発

新材料を用いた酸回収蒸発缶小型モックアップ試験設備については、長期運転試験を継続した。12月末の累積運転時間は約27,700時間。

(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、5年度分の前処理工程施設設計作業を継続した。

(3) 供用期間中検査技術開発

セル内の機器を遠隔で点検するための試験装置は、検査装置部の改良に係わる検討を継続した。赤外線を用いた新検査システムの開発は、基礎試験を継続した。

(4) 遠隔技術開発

大型塔槽類の解体・撤去・据付技術開発については、信頼性・効率化向上等のシステム改良検討を継続した。また、除染に係わる検討を継続した。

3. 高速炉燃料再処理技術開発

(1) プロセス技術開発

1) 前処理工程技術開発

レーザー解体試験装置の工場製作を終了し、実規模開発試験室（EDF-III）への据付け準備工事に着手した。

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、先に行ったγ線照射下での各種金属材料の浸漬腐食試験の結果を踏まえ、より詳細な反応機構を検討するための試験を継続した。

(3) 遠隔技術開発

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

遠隔継手開発として、耐蝕性試験を継続した。

(4) 分析技術開発

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

4. 施設設計

リサイクル機器試験施設(RETF)について、内装設備に係わる調整設計を終了した。また、建家に係る調整設計を継続した。

試験棟の建築、電気、換気工事および先入れ機器の発注準備を実施した。

5. 高レベル放射性物質研究施設(CPF)

フェニックス燃料を用いた溶解試験（第18回）結果の報告書を取りまとめた。また、「常陽」C型特殊燃料を用いた溶解試験（第19回）および連続抽出試験結果のデータ整理・解析を継続した。

（核燃料サイクル技術開発部）
（核燃料施設計画部）



ウラン資源・探鉱と 技術開発

1. 海外調査探査

1.1 カナダ

サスカチュワン州・ドーンレイクプロジェクトおよび北西準州・プリンセスメリープロジェクトは、管理委員会を開催し次年度作業計画を策定した。サスカチュワン州・クリスティーレイクプロジェクトでは、ラッセル地区で物理探査（空中電磁探査）を実施した。またウォーターファウンドリバープロジェクトでは、北東部鉱区で実施した物理探査（直流比抵抗探査）結果の解析を行った。

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は、今年度調査結果の取りまとめと来年度調査計画の策定を行った。

北部準州・プラトープロジェクトは、物理探査（地上電磁探査）結果の解析を行った。キングリバープロジェクトは、既存技術資料調査を実施するとともに探査開始に向け先住民代表機関と交渉を継続した。

1.3 アフリカ

ニジェール・テッシリプロジェクトは、鉱区維持のため鉱区延長申請手続きを行った。

ジンバブエ・カリバレイクプロジェクトは、フワング北方コックロフトブリッジ地区調査結果の取りまとめを行った。

1.4 中国

建昌プロジェクトは、日中双方のメンバーによる専門家会議を開催し、これまでの調査結果を総合的に検討し連合委員会へ調査の終結を提案する事で合意した。

1.5 ブラジル

リオフレスコプロジェクトは、ブラジルに職員を

派遣しウラン共同調査の予備契約締結に向けて関連機関と意見交換を行った。

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、交渉等を実施した。

② オーストラリア現地法人

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

③ バリ事務所

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

④ 北京事務所

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

1.7 資源情報調査

① ウラン鉱業動向調査

ウラン需給解析については、主要なウラン生産者を対象とした解析を行った。技術資料として、「世界のウラン情勢」「ウラン需給バランス調査機関の活動」「天然ウラン確保対策」を作成した。

② ウラン資源ポテンシャル調査

ウラン資源存在のポテンシャルを把握するため、アフリカ大陸を対象とした鉱床・鉱徴データの取りまとめおよびポテンシャルマップ作成のためのシステム整備を行った。また、ロシアのウラン資源ポテンシャル調査で入手した資料を取りまとめた。

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に行うため、ウラン資源・ウラン産業に関する情報（ウラン鉱床・鉱徴データ、ウラン鉱山、原子力発

電所データ等)のデータベース化に取り組んでいる。今期は、ロシア出張の資料を、マルチメディアデータベースのモデルタイプとして収録した。

2. 探鉱技術開発

2.1 探査技術開発

リモートセンシング技術開発として、オーストラリア・アルンタ地域におけるリモセンの有用性を検証するため、衛星画像を用いた岩相区分と地質構造の抽出を行った。またルーダルフプロジェクト支援として、キンタイヤ地区試錐試料の物性測定や化学分析データ整理を行った。

物理探査技術開発では、カナダでの探査に資するため空中電磁探査に対する透磁率の影響評価を行った。

2.2 採鉱技術開発

放射線防護採鉱技術開発として、「動的ラドン娘核種試験設備」を利用して実施されるラドン湧出抑

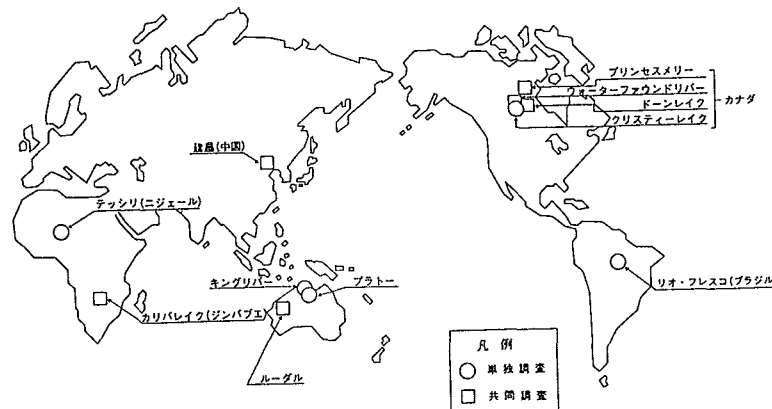
制試験のため、気圧管の延長工事やラドン混合ボックスの設置を行った。

2.3 製錬技術開発

不純物含有量の多いウラン鉱石からのウラン回収・処理技術開発としてイオン交換樹脂によるウランと不純物元素の分離試験を開始した。また、過酸化水素法によるイエローケーキ沈澱試験を行いイエローケーキの特性調査を行った。

3. 環境保全技術開発

安全評価技術開発の一環として、モニタリングデータの取得およびデータ集の作成を継続して行った。また、処置設計技術開発のうち核種移行解析技術については土壌・岩石吸着溶離試験を行った。坑廃水処理技術開発については、微生物によるウランおよびラジウムの吸着試験と骨炭によるウラン吸着試験を引き続き行った。



(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) 固化プロセス運転試験 (コールド試験)

① 固化プロセス運転試験(III)は、12.7トンの模擬廃液のガラス固化体を製造して終了した。

(2) 遠隔操作・保守試験 (コールド試験)

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

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

2. 高レベル廃棄物処理技術開発

(1) ガラス溶融炉開発

JCEM (高性能溶融炉) 工学試験装置の最大処理能力の評価を目的とした第3キャンペーンを実施した。本キャンペーンでは、3 m³の模擬廃液を処理して、1.8トンのガラス固化体を製造するとともに、運転データの解析を行った。

(2) 高減容ガラス固化試験

CPFの第10回受け入れ高レベル廃液を対象に、沈澱物の分離試験を行い、コールド試験と同等の結果を得た。さらに、発熱元素分離試験を行い、残渣をガラス固化した。

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

再処理工場からオフガスを受け入れクリプトンの回収試験を実施した。また、回収したクリプトンの長期貯蔵技術開発として、クリプトンを注入した合金について長期間加熱時のクリプトン放出量測定試験および合金の加熱に伴う結晶構造の変化を透過電子顕微鏡で観察した。

(2) 再処理低レベル廃液減容技術開発

低レベル濃縮廃液からのルテニウムの除去性能の向上を図るため、硫化コバルトを共沈剤に用いた方

法および重鉛添着活性炭を用いた方法による試験を実施した。

(3) 核燃料施設解体技術開発

核燃料施設解体の要素技術開発として、①放射線測定、②除染、③解体、④減容・安定化、⑤遠隔操作等の技術開発を実施した。

4. 廃棄物処分技術開発

(1) 地質環境条件の調査研究

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

(2) 処分技術の研究開発

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

(3) 性能評価研究

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

(4) 地層科学研究

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

- ① 堆積岩および花崗岩における原位置試験。
- ② 坑道掘削に伴う水理学的影響調査研究。

- ③ 広域地下水流動調査研究（深部地下水流動調査研究）。
- ④ 地下水の地球化学的研究。
- ⑤ 堆積岩中および結晶質岩中の物質移行特性に関する研究。

(5) 国際共同研究

スイスNAGRAおよびスウェーデンSKBとの共同研究として、それぞれ核種移行特性およびサイト特性調査技術開発／水理地質モデル開発に関する原位置試験を継続した。また、米国DOEと亀裂性媒体中の水理・物質移動に関する共同研究を継続した。

(6) その他

東海事業所に完成した地層処分研究のための研究施設「地層処分基盤研究施設」において各種試験を開始した。

5. 放射性廃棄物管理

(1) 東海事業所における廃棄物管理

1) プルトニウム廃棄物管理

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

した。

2) ウラン廃棄物処理

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

3) 再処理廃棄物処理

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

(2) 大洗工学センターにおける廃棄物処理

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

(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

日本原燃および電気事業者との共同研究として、実施している高度化機開発は分離流動試験に向けての試験設備の整備および回転胴改良設計のための解析・検討を行った。また、遠心法先導的技術開発として回転胴用新素材の物性評価試験および制振機構に係わる開発を進めた。

(2) 分子レーザー法濃縮技術の開発

工学試験装置によるノズル照射予備試験として、 UF_6 分子数密度、第1励起光波長、第2励起光フルエンスをパラメータに蛍光測定を行い、 UF_6 の解離特性を調査した。また、レーザーシステムに用いる光学材料について照射試験を行い、耐光強度に関する

データを収集した。

2. 濃縮工学施設

遠心機の処理技術開発として表面汚染密度測定試験を行った。また、実用規模カスケード試験装置に関しては、高圧ガス取締法等の法令に基づく設備・機器の点検の後、カスケードを再起動し、カスケード特性試験を行った。

3. 原型プラント

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

(核燃料サイクル技術開発部)
核燃料施設計画部



安全管理技術の開発

1. 個人被ばく線量当量測定・評価技術の開発

(1) 外部被ばく線量測定・評価技術の高度化

中性子個人線量計のレスポンスを計算により求めることとし、そのための断面積データの準備を行った。新型TLDバッジの開発の一環としてバッジ用素子の改良に関する検討を実施し、光子に対する生体等価性を高めることに目処が得られた。自動読取り指リング線量計については、現在、素子の感度補正のための標準照射と、計算機システム側の対応検討を引き続き実施中である。

(東海事業所)

(2) 内部被ばく線量測定・評価技術の向上

Ge型肺モニタシステムの実用化・導入を目的として、Ge検出器単体のリバモアファントムに対する計数効率をシミュレーション計算により算出することとし、計算コードおよび計算条件について検討を終了した。また、現行の鉄室に備えつけるGe肺モニタの実用システムの基本設計を実施中である。

(東海事業所)

2. 放射線測定技術の開発

(1) 放射線測定器の保守・校正技術の改良と標準化

放射線管理モニタ品質規格の高度化に関する調査研究に関しては、 γ 線エリアモニタ等の故障データの詳細な解析およびモニタ規格の互換性の確認等を実施した。 γ 線基準照射設備品質保証技術の標準化に関する研究については、第1回目のガラス線量計による事業所間相互比較試験を実施し、東海事業所においては、原研と1%以内の精度で一致する等良好な結果を得た。また、計量法に基づく線量標準認証制度に対応するための調査に関して、東海事業所としては認定事業者としての申請を行う準備を行った。

(東海事業所)

(2) プルトニウム取扱施設における中性子スペクトルの測定

ICRP Pub.60の法令取り入れへの対応として、中

性子線の測定精度の向上を図るため、中性子エネルギースペクトルの測定を実施している。今期は、前期に引き続き、中性子スペクトロメータを用いて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を測定した。

(東海事業所)

(3) 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

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

今期は、大洗工学センターで使用している基準線量率計のエネルギー応答に関するシミュレーション計算を行い、 ^{137}Cs および Co^{60} のエネルギー領域において実験値と計算値は良く一致した。これにより、実験が困難な高エネルギー領域においても線量率計の応答を推定する見通しが得られた。

今後、 γ 線エリアモニタ等の放射線検出器についてシミュレーション計算を行うとともに、本手法を改良・整備し、校正手法の高度化を図っていく予定である。

(大洗工学センター)

3. 放射線管理技術の開発

(1) 排気中放射性物質評価技術の開発

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

半導体検出器を用いたヨウ素測定技術に関しては、試験装置の設計・製作を実施した。また、有機ヨウ素の光化学反応による無機ヨウ素への分解法については、有機ヨウ素標準ガスによる実験およびそのデータ解析を実施した。

(東海事業所)

(2) 放射線管理情報集中処理システムの開発

各放射線管理業務を計算機化するために、業務フローにしたがって実際の放射線管理業務の分析を行い、作業フローの改善とともに全体的に効率化を図るための検討を継続して行った。また、業務別システム構築の一つとして運用を目指す放射線作業管理システムについては、ソフト機能仕様書を作成し、その内容の確認を継続して行った。

(東海事業所)

4. 環境安全技術の開発

(1) 環境影響評価手法に関する研究

再処理施設平常運転時における環境影響評価手法の開発としては、「自然環境汚染の影響と評価に関する調査研究」において、大気圏・土壌圏内における物質循環および土壌から植物への物質の移行について検討した。また、「表層土壌圏における核種動態等に関する研究」においては、土壌の物理・化学的性状を文献等で調査するとともに、トレーサを用いて土壌への吸着実験を実施した。なお、事故時の環境影響評価を目的としたダイナミックエコロジカルモデルの開発については、試作したコードをテストランし、要改良箇所の検討を行った。

(東海事業所)

(2) 放射性核種の環境移行に関する研究

各種環境試料中の ^3H , ^{14}C , ^{99}Tc , ^{129}I , $^{239,240}\text{Pu}$, ^{241}Am 等の放射性核種の分析・測定を継続的に実施し、環境中における分布および挙動を調査した。また、陸上環境試料中ヨウ素の移行に関するパラメータを整理し、大気から牛乳への移行係数を試算した。

(東海事業所)

(3) 分析技術の開発に関する研究

ICP-MSを用いた ^{237}Np の分析法の開発として、海底土壌試料の分析法の検討を継続した。また、 ^{99}Tc の分析法の開発については、ICP-MS分析の高度化研究として、ヨウ素燃焼用の電気炉を用いて揮発性の ^{99}Tc を環境試料より分離し、妨害元素を除去する分析法を検討した。なお、 ^{63}Ni および ^{79}Se の分析法の開発については、安定NiおよびSeの物理・化学的性質について文献調査を行った。

(東海事業所)

(4) 大気中ラドン濃度の測定

前期に引き続いて、積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定および地表からのラドン散逸量の測定を実施した。

(人形峠事業所)

(5) 湖沼系における放射性核種移行調査

湖沼系における動的放射性核種移行モデルを開発

するため汽水湖である涸沼の湖水および湖底堆積物中のpH、塩素量、SS等の分析結果、流向流速分布測定結果等に基づき、湖底堆積物の再浮遊や潮汐効果について解析検討した。その結果、無降雨ならびに上流から下流への通常の流向時には、湖底からの堆積物の再浮遊量が流入するSS量よりかなり大きいことが確認された。また、現在の涸沼湖水中の ^{137}Cs 濃度は沿岸海水中の ^{137}Cs 濃度より低くなってきている。このため潮汐に伴う海水逆流による海洋からの ^{137}Cs の付与が湖水中の ^{137}Cs 濃度に大きく影響していると推察された。これらの結果は、今後モデルに反映させていく予定である。

(大洗工学センター)

5. 安全工学研究

(1) 放射性物質の閉じ込めに関する研究

① 空気中放射性物質挙動評価技術の開発

測定技術の開発については、空気流線自動測定装置の不具合箇所（プログラムおよび可動部）を修正し、自動測定の基礎試験を開始した。解析コードの開発については、前年度に行った重力沈降モデルの調査を基に、熱流動解析コードの計算条件および解析対象のモデル化等の検討を行うとともに入力データ作成を行った。

(東海事業所)

② グローブボックス内火災挙動研究

グローブボックス内火災消火試験として消火ガスに窒素ガスを用い、ガス放出量、エタノール濃度等を変化させ、消火時間、グローブボックス内の圧力変動や温度変化等に関するデータ収集を継続するとともに、炭酸ガスを用いた消火試験の準備を行った。

(東海事業所)

(2) 核燃料施設の臨界・遮蔽安全に関する研究

臨界安全については、MOX燃料加工施設を対象とした臨界安全ガイドブックの作成の構成・内容の検討を行うとともに、SCALE 4を用いて計算した臨界安全データのまとめ、他文献との比較を行い、評価した。MCNP 4コードを用いてPu酸化物およびMOX粉末系を対象とした臨界ベンチマーク計算を継続して行った。遮蔽安全については、EGS 4コードのプログラムの改良を行うとともに、スカイライン評価コードシステムの整備を行った。

(東海事業所)

(3) 核燃料施設の確率論的安全評価に関する研究

信頼性データの収集整備については、モデルプラントPSAに用いるプラントデータの選定作業を行った。PSA手法の開発・整備については、動的

換気系評価コードRIDOに用いる換気系移行モデルプログラムの詳細化のための検討を実施するとともに、臨界事故解析コードの整備作業を開始した。また、モデルプラントへのPSA適用研究では、再処

理モデルプラントの高放射性廃液貯蔵工程についての適用・検討を行った。

(東海事業所)

(安全部)



核物質管理業務

1. 核物質利用

(1) 核物質使用状況調査

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

2. 核物質防護

(1) 施設関係の核物質防護

大洗、もんじゅ、およびふげんの各施設について、中央核物質防護委員会による核物質防護措置の点検が実施された。

なお、核物質防護の実務担当者を対象とした年1回の共通教育を実施した。

(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4件申請した。

3. 保障措置

(1) 定常業務

① 計量管理報告

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

〔件数〕

- (a) 在庫変動報告書(ICR) ……………62
- (b) 実在庫量明細報告書(PIL) ……… 7
- (c) 物質収支報告書(MBR) …………… 7
- (d) 国籍管理報告書(OCR) ……………111

② 実在庫確認(PIT)および実在庫検認(PIV)

核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律第61条の8に基づく計量管理規定にしたがい、以下の施設で実在庫の確認が行われた。

事業所	施設
大洗	照射燃料集合体検査施設
大洗	重水臨界実験装置
もんじゅ	もんじゅ建設所
ふげん	ふげん発電所

(2) 技術開発

現在、以下の項目について開発を進めている。

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

(3) その他

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

4. 核物質の輸送

「もんじゅ」初装荷用新燃料集合体の輸送業務を実施した。

5. 輸送容器の開発

プルトニウム航空輸送容器開発については、開発試験結果を踏まえ、輸送容器の解析評価を引き続き実施した。

新型転換炉実証炉新燃料輸送容器開発については、安全性実証試験実施に係わる契約作業を継続した。

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

(核物質管理部)



高速炉の核熱流動安全解析コード SIMMER-IIIの開発

近藤 悟 飛田 吉春 守田 幸路
白川 典幸

大洗工学センター安全工学部

資料番号：89-1

Development of SIMMER-III: A Coupled Neutronics-Thermohydraulics Computer Code for FBR Safety Analysis

Satoru Kondo Yoshiharu Tobita Koji Morita
Noriyuki Shirakawa
(Safety Engineering Division, O-arai Engineering Center)

高速増殖炉の実用化に向けての安全評価手法の整備の一環として、安全解析コードSIMMER-IIIの開発を進めている。SIMMER-IIIは2次元、3速度場、多相多成分、オイラー座標系の流体力学モデルを中核として、物質配位およびエネルギー状態に対応した空間依存の核計算モデルと有機的に結合している。炉心損傷時の複雑な流動状況をモデル化するために、27個の密度成分に対する質量保存式および16個のエネルギー成分に対するエネルギー保存式を解く。また異なる流体成分間の相互作用を模擬するために、2つの液体系と、ひとつの蒸気系からなる3速度場をモデル化している。

本稿ではSIMMER-IIIの開発に至った背景とコード開発の目的・スコープ、各物理モデルおよび数値計算アルゴリズム、さらに、コードの検証解析の現状を解説する。1992年末にSIMMER-IIIの最初のシステム化がほぼ終了し(Version 1)、現在は、欧州研究機関(独KfKおよび仏CEA)と共同で検証研究を進めている。

1. はじめに

高速増殖炉における仮想的な炉心損傷に関する研究開発の一環として、動力炉・核燃料開発事業団では、将来の機構論的安全評価のための核熱流動の総合解析コードSIMMER-IIIの開発を進めている。この分野では、米国ロスアラモス国立研究所(LANL)で開発されたSIMMER-IIコード¹⁾がこれまで多くの実験解析や安全評価に広く適用されている²⁾。この適用解析の過程で、特に、熱・質量・運動量の構成式、多相多成分流体の数値計算手法、多成分の状態方程式の定式化、および燃料ピンと構造材モデルに関して、さらに評価手法としての高度化を図ることの重要性も指摘されてきている。このため、動燃事業団では、これらを克服し、将来のより信頼性の高い安全解析を実現することを目的として、汎用性および検証性に優れた次期安全解析コードSIMMER-IIIの開発を1988年末に開始した。SIMMER-IIIは2次元、3速度場、多相多成分、オイラー座標系の流体力学コードを中核とし、物質配位およびエネルギー

状態に依存した空間依存の核計算部と有機的に結合した核熱流動の総合コードである。コードの設計に際しては、十分な汎用性を持たせるように配慮しているため、高速増殖炉の安全解析への適用に加えて、化学プラントにおける固気混相流、2成分液液混合流、流動床等の多相多成分問題を取り扱う他の多くの分野および現象に対しても適用できる可能性を有していることも大きな特徴である。

SIMMER-III開発の全体計画を図1に示す。初期の2年間の開発は米国原子力規制委員会(NRC)との協定に基づき過去のSIMMERコード開発母体であるLANLとの共同研究体制で実施し、その技術基盤を確立した。その後の開発は動燃事業団で一元的に進められているが、本プロジェクトの順調な進捗と有用性は国際的にも認められるところとなり、ことに、欧州のEFR計画においてもこの種のコード開発研究の重要性が再認識された結果、1992年より欧州研究機関(独KfK、英AEA-T、および仏CEA)の参加を得て、再び国際協力の下で今後の開発が進

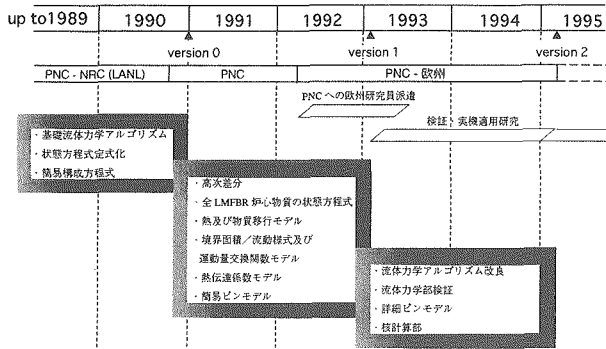


図1 SIMMER-III 開発工程

められることとなった。これにより、これまでに欧州研究機関に蓄積されている専門的技術や貴重な安全性実験データベースが本コードに活かされることになるため、言わば国際的レベルにSIMMER-IIIの完成度を向上できるものと期待される。

SIMMER-IIIの開発に当たっては、これまでのSIMMER-IIコードの開発・検証の研究成果等を活用することで開発リソースと工程の最適化を図っている。特に、多相多成分の3速度場流体力学の数値解析手法研究コードとして開発されたAFDM^{3),4)}で得られた経験と成果は最大限に取り込まれている。これまでに、コード全体の骨格と個別要素物理モデルの開発を順次進め^{5)~14)}、1992年末までにこれらをコードシステムとして統合し、その第1版(Version 1)として完成を見ている¹⁵⁾。

以下の章では、まずSIMMER-IIIのコード全体構

成と幾何モデルを解説し、次に個々の要素物理モデルと数値計算アルゴリズムを述べ、さらにコードの主要部分である流体力学モデルの検証解析を通してこれまでに得られた主な成果をまとめる。

2. コード全体構成

図2にSIMMER-IIIのコード全体構成を示す。コードは流体力学部、構造材部、および核計算部の3つの要素から構成されている。コード全体の約2/3を占める流体力学部は、燃料ピンおよび集集体管壁(ラップ管)表面での熱および質量移行を通じて構造材モデルと結合されている。核計算部は、流体力学部と構造材部によって計算された質量およびエネルギー分布に基づいて核発熱分布を計算する。各構成部における適切なタイムステップの大きさが異なるため、SIMMER-IIIでは3種類の階層式タイムステップ制御が用いられている。これらを小さい順に列挙すると流体力学、反応度(および燃料ピン熱伝達)、および中性子束形状タイムステップである。

図3に示すようにSIMMER-IIIの基本的な計算体系は2次元R-Zであり、流体力学計算に対しては、X-Zあるいは1次元系も選択することができる。核計算メッシュは、流体力学の計算メッシュをさらに細分したメッシュとすることもできる。流体力学部のメッシュ・セルでは、燃料ピンおよび集集体管壁が構造材場として定義されている。集集体管壁は炉心プールの溶融拡大挙動を現実的に模擬するために、左右のセル境界で区別して扱われている。さらに、流体との熱過渡応答を適切に取り扱うため

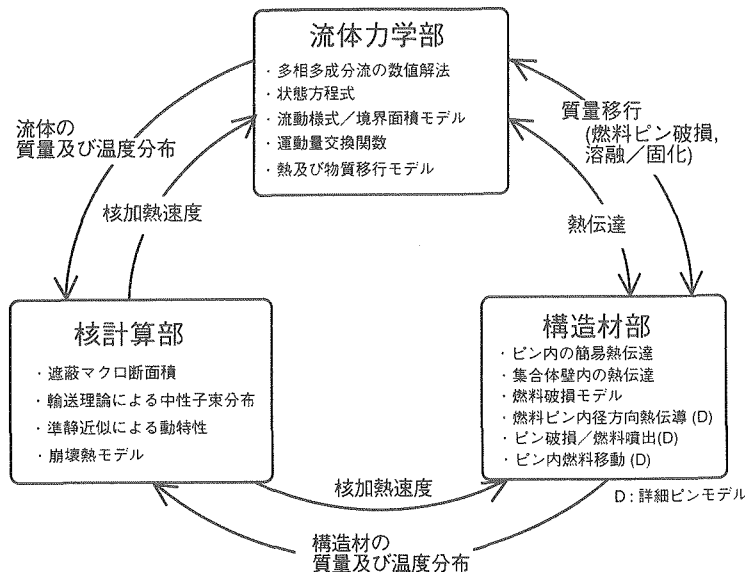


図2 SIMMER-IIIのコード全体構成

表2 SIMMER-III 液体場成分

密度	エネルギー	速度
$\rho 1$ 液体親物質燃料	L1 液体燃料	$q 1$
$\rho 2$ 液体核分裂物質燃料		
$\rho 3$ 液体スチール	L2 液体スチール	$q 2$
$\rho 4$ 液体ナトリウム	L3 液体ナトリウム	$q 2$
$\rho 5$ 親物質燃料粒子	L4 燃料粒子	$q 1$
$\rho 6$ 核分裂物質燃料粒子		
$\rho 7$ スチール粒子	L5 スチール粒子	$q 1$
$\rho 8$ 制御材粒子	L6 制御材粒子	$q 2$
$\rho 9$ 液体燃料中FPガス		
$\rho 10$ 燃料粒子中FPガス		

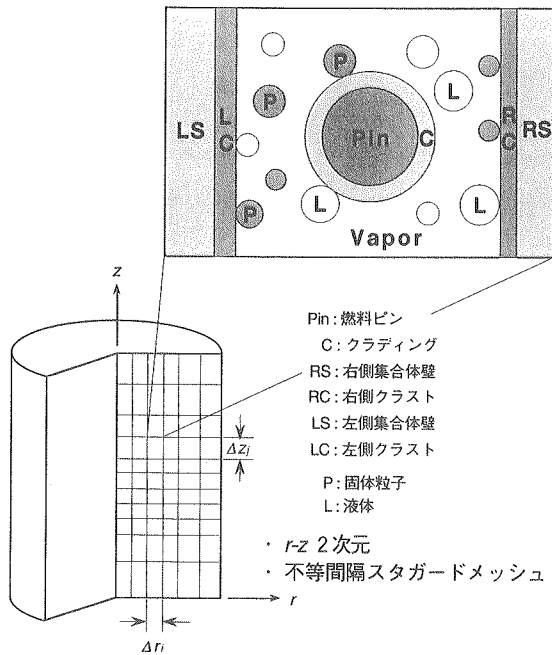


図3 SIMMER-III 計算セルの幾何構造

に、構造材に表面ノードと内部ノードを設定し、各々について温度点を定義している。

流体力学モデルで取り扱う構造材、液体および蒸気場成分の一覧を表1～3に示す。燃料物質については、炉心内でのプルトニウム富化度の空間分布を表わすために、その密度成分を親物質と核分裂物質に分けて扱う。しかしながら、これら2種の物質は本質的には均一混合しているため、エネルギー成分としては単一の温度が割り当てられている。ピン燃料の内部成分は、燃料ピンモデルのみで扱うため、表2には含まれていない。ピン燃料内部は、標準的な簡易モデルでは、1点の温度ノードとしてモデル化しているが、詳細モデルでは、径方向の温度分布

表1 SIMMER-III 構造材場成分

密度	エネルギー
s 1 親物質ピン燃料表面	S1 ピン燃料表面
s 2 核分裂物質ピン燃料表面	
s 3 左側親物質燃料クラスト	S2 左側燃料クラスト
s 4 左側核分裂物質燃料クラスト	
s 5 右側親物質燃料クラスト	S3 右側燃料クラスト
s 6 右側核分裂物質燃料クラスト	
s 7 被覆管	S4 被覆管
s 8 左側集合体管壁表面	S5 左側集合体管壁表面
s 9 左側集合体管壁内部	S6 左側集合体管壁内部
s 10 右側集合体管壁表面	S7 右側集合体管壁表面
s 11 右側集合体管壁内部	S8 右側集合体管壁内部
s 12 制御材	S9 制御材

を計算することができる。流体成分の3つの速度場への割当については、表2および表3に示したとおりであるが、これは、燃料とスチールあるいは冷却材との相対運動を模擬するように割り当てられたものである。蒸気成分については蒸気分子が完全に混合した状態を模擬するために、単一のエネルギー成分を与えている。3速度場モデルの採用により、遷移過程における反応度効果として重要な燃料の移動挙動、機械的エネルギーへの変換過程で重要な炉心物質の冷却材中への浸入挙動等の評価信頼度と解像度の向上が達成可能となる。

3. 流体力学モデル

3.1 流体力学部のアルゴリズム

SIMMER-IIIでは、多相多成分流動における各成分間での相変化、すなわち溶融/固化、および蒸発/凝縮過程を扱うため、基礎方程式における質量移行を表わす項は数式上の表記も、またモデル化および解法の上でも非常に複雑となる。SIMMER-IIIの流体力学計算においては、27の質量保存式、3つの運動量保存式、および16のエネルギー保存式が基礎方程式として取り扱われている。

SIMMER-IIIで採用された解法アルゴリズムは、AFDMコードで開発された半陰解法の時間積分法(4ステップ法と呼ぶ)^{3),4)}に基づいている。この手

表3 SIMMER-III 蒸気場成分 (混合蒸気は、速度場 $q 3$ に割当てられる)

密度	エネルギー
g 1 親物質燃料蒸気	G 混合蒸気
g 2 核分裂物質燃料蒸気	
g 3 スチール蒸気	
g 4 ナトリウム蒸気	
g 5 FPガス	

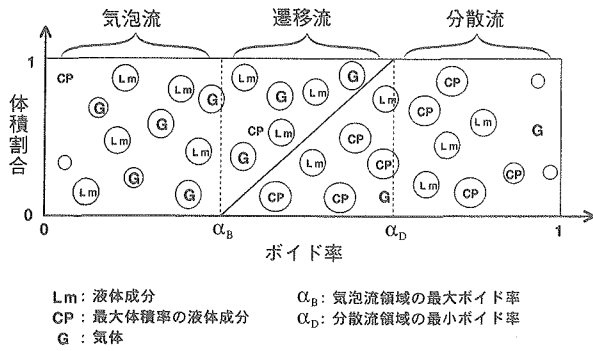


図4 プール流流動様式マップ

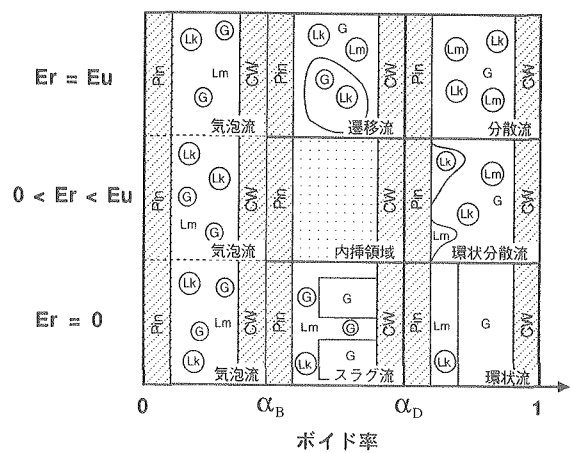
法の特徴は、ステップ1でセル内の境界面積のソース項、熱および質量移行、および運動量交換関数を計算した後に、ステップ2~4でセル間の対流を計算することにある。このようにセル内とセル間の計算を分離したことにより、多相・多成分の相互作用を効率良く扱うことができるようになった。4ステップ法は、セル内とセル間の計算を分離したことにより、多相・多成分の物理現象のモデル開発と改良に対する大きな柔軟性を有しているが、半面、対流項とソース項が密接に関連するような流動状況に対しては、計算結果のタイムステップ幅依存性が強くなるという問題がある。この問題への対策として、セル内とセル間の計算の分離により生じる圧力差を評価し、これに関する制限条件をタイムステップに課すことにより、合理的な結果を得ることができるようになった。また、このタイムステップへの制限条件を緩和するため、ステップ1に近似的に評価した対流項を付加する等の改良手法を開発中である。

対流項の差分スキームとしては、従来よりSIMMER-IIで採用した1次精度のドナーセル差分(DCD)と、AFDMで開発された2次精度の上流差分(高次差分:HOD)¹⁶⁾の2種のスキームを備えている。

3.2 境界面積モデル

炉心損傷の過程で生じる複雑な多成分多相流における運動量交換、熱および物質移行量を求めるには、表2と表3に示す7種の流体エネルギー成分および3種の構造材成分(燃料ピン、左側集合体壁、および右側集合体壁)間の42の接触モードに対して各成分間の接触面積を定義する必要がある。SIMMER-IIでは局所的な流動条件のみにより瞬時的に接触面積を計算していたが、SIMMER-IIIでは単位体積当たりの境界面積の対流とソース項を一般的にモデル化した基礎式を解く方法を採用した。このような手法はAFDM^{3),4),17)}で開発され成功を修めたものであ

るが、SIMMER-IIIでは、AFDMでモデル化したプール流に加えて、チャンネル流に対する流動様式を含む多成分流へ拡張している。ここでプール流とは、流動様式に対する構造材の影響が無視できるような状況における流動を意味し、チャンネル流はピン束内部の流れのように構造材壁の影響を無視できない流動と定義する。現在の流動様式モデルは簡明な流動様式マップを採用しており、図4に示したプール流ではボイド率をパラメータとして、気泡流、分散流、およびその中間の遷移流の3流動様式をモデル化している。遷移流は、一般にはチャーン乱流と呼ばれる流動様式であるが、本モデルではこれを気泡流領域(液体が連続相を形成する領域)と分散流領域(気体が連続相を形成する領域)とから構成されると仮定するアイデアを基に定式化を行った¹³⁾。これにより、すべてのボイド率範囲にわたって成分間の接触面積が連続に定義でき、熱および質量移行、運動量交換等の物理現象の連続性が保証されるため、数値的安定性の観点からも優れたモデルとなった。一方、チャンネル流では、図5に示すように、ボイド率と液滴生成率を基に9種の流動様式をモデル化している。液滴生成率は流動状況がフラディング条件を超えた場合に気液間の流速差を基にして計算する。各流動様式の中で、内挿領域と呼ぶ中間的な流動様式に対しては流動の幾何学的な状況を明確に定義できないため、各物理量を純粋に数学



- Er: 液滴存在率
- Eu: 液滴存在率の上限
- α_B : 気泡流領域の最大ボイド率
- α_D : 分散流/環状流領域の最小ボイド率
- Lk: 液体成分
- Lm: 最大体積率の液体成分
- G: 気体
- CW: 集合体管壁
- Pin: 燃料ピン

図5 チャンネル流流動様式マップ

的な内挿によって求めることとした。これらの複数の流動様式をモデル化することで、SIMMER-IIIは流動様式として分散流のみをモデル化していたSIMMER-IIに比較して様々な流動状況に対する適用性の大幅な改善がなされている。具体的には、遷移過程の炉心プールにおいて物質挙動を支配するスチールの蒸発／凝縮挙動、燃料の凝集の観点から重要となる低ボイド率領域での流動、健全ピン束中への融体の移行・固化挙動等の重要な現象のより適切な取り扱いが可能となる。

境界面積の対流モデルは、多成分多相流における境界面積の対流を追跡して流動の履歴の影響を考慮することで、多相流における物理現象の評価精度を改善するためのモデルである。SIMMER-IIIでは、Ishii¹⁸⁾によって導出された単位体積当たりの境界面積の対流に対する一般式を基礎としてモデル化している。Ishiiの基礎式をSIMMER-IIIのようなオイラー座標系を採用した多成分多速度場コードに適用する場合の問題点として、境界面積の対流速度を正確に定義することが困難であることが挙げられる。そこで、SIMMER-IIIでは各エネルギー成分の表面積がそのエネルギー成分と同じ速度で対流するとの仮定を用いることでIshiiの基礎式を簡略化することとし、結局総計9種の境界面積の対流を取り扱うモデルを開発した。さらに本モデルでは、異なるボイド率や異なる流動様式を持つメッシュセル間での境界面積の対流において物理量に計算上の不連続性が生じるのを避けるために、対流境界面積の対流基礎式に気泡流領域と分散流領域の間の拡散項を導入すると新たなアイデアを取り入れた¹³⁾。各エネルギー成分間の接触面積は対流境界面積と構造材の表面積、各成分の体積率、流動様式、および物性値から求める。基本的には界面を共有するエネルギー成分の体積率に比例させて対流境界面積を分割することで接触面積を決めるが、液滴と液滴の接触面積については液滴のランダムな運動による衝突を考慮したモデル¹⁾を用いる。

3.3 運動量交換関数モデル

多成分の3速度場系の時間依存の運動量交換関数に関しては理論的および実験的研究例が限られているため、主として定常の二相流に対して得られている関係式からの類推に基づいて定式化を行った。SIMMER-IIIでは流体-構造材、および流体速度場間の運動量交換、気液間の仮想質量をモデル化している。運動量保存式における運動量交換関数は各成分間の接触面積と抵抗係数の関数として与えられる。連続相と分散相の間の運動量交換関数は層流項

と乱流項の和として定義した。層流項はStokesの法則に基づいて定式化を行い、乱流項はIshiiの相似則¹⁹⁾に基づく抵抗係数と流速差の積に比例する式を用いる。従来の二相流圧力損失の関係式(例えば、Lockhart-Martinelliの関係式²⁰⁾)は直接3速度場に適用することはできないため、構造材と各流体速度場との運動量交換関数はReynolds数の関数として定義した。ここで、Reynolds数で使用する水力等価直径は各流体成分の体積率と構造材との接触面積から求める。このモデル化の実験解析による検証は5.2節で後述する。分散相どうし、もしくは分散相と構造材間の運動量交換関数は、分散相内に層流境界層が発達するとは考えられないため、乱流項のみを考慮し、一定の抵抗係数を用いる。以上のようにして求めた各成分毎の運動量交換関数を基にして、また、流動様式の変化に伴う運動量交換関数の急変を避けるため、気泡流領域と分散流領域における各速度場成分間の運動量交換関数を対数平均する。これは、両領域における運動量交換関数は一般には数桁程度の大きさの違いを有する場合があるためである¹³⁾。

3.4 熱伝達係数モデル

各成分間の熱および物質移行の速度を規定する因子には、3.2節で述べた成分間の接触面積に加え、流体および構造材成分間の熱伝達係数がある。SIMMER-IIIでは、流体エネルギー成分間の熱伝達をエネルギー成分のバルク温度(代表温度)と界面の温度との温度差により計算するため、熱伝達係数もこれと対応させて定義する。固体粒子、液滴、および構造材表面における熱伝導による熱移行過程に対する熱伝達係数は、物性値である熱伝導率と定常状態を仮定した熱境界層厚さを用いて計算する。対流熱伝達に関しては、実機の炉心損傷条件下で想定される流動状態(例えば、低Prandtl数流れ、層流等)に対応するため、無次元経験式(Nusselt数を用いた関係式)に基づいた熱伝達係数のモデル化を行っている。また、燃料-冷却材相互作用の初期粗混合条件を適切に取り扱うための膜沸騰熱伝達、高温の燃料が蒸気連続流中に存在する場合の放射熱伝達等のモデル化についての開発も併せて行っている。

3.5 熱および質量移行モデル

エネルギー成分間の接触境界面積ならびに熱伝達係数が得られた後、対流項を除いた質量およびエネルギー保存方程式を2段階に分けて解くことで、セル内の熱および質量移行過程が計算される。第1段

階では、流体成分間および流体-構造材間の接触界面で生じる相変化過程が計算される。これらは、物質内部の熱的状態が、一般には、相変化条件に達していないことから「非平衡過程」と呼ばれ、エネルギー成分間の接触境界におけるエネルギー収支に基づく伝熱律速の相変化過程としてモデル化されている。第2段階では、固・液相のバルクエネルギーが相変化条件を満たした場合に生じる「平衡過程」による熱および質量移行過程が計算される。SIMMER-IIIでは、42種のエネルギー成分間の接触モードが存在し得るが、それに伴う非平衡相変化過程として、30種の蒸発/凝縮および20の溶融/固化過程をモデル化している。これらには、SIMMER-IIまたはAFDMで扱えなかった燃料あるいはスティール蒸気が成分の異なる低温液相との接触によって凝縮する過程が含まれている。また、溶融/固化過程には、集合体管壁上に固化して熱抵抗となり得る燃料クラストの形成、流体のクエンチングおよびバルク固化挙動をモデル化したスティールのアプレッションおよび固体粒子の形成過程等の遷移過程解析上の重要な現象が含まれる。さらに、熱伝達および核加熱の結果として融点以下の過冷却液体や融点以上の固体が非物理的に生じるのを避けるために、8種の平衡溶融/固化過程が取り扱われる。これらSIMMER-IIIで扱われる質量移行過程は、炉心損傷時の熱流現象に対する重要度あるいは影響度を考慮して適切にモデル化している。

蒸発/凝縮計算では、非平衡モデルに基づいて質量移行率を求めた後、エネルギーおよび質量保存式が状態方程式と結合して解かれる。多成分の蒸発/凝縮現象は、相変化に伴う状態変化に加えて、各成分が異なる熱力学的状態にあるため、著しい非線形挙動を示す。そのため本モデルでは、数値的安定性の観点から、系の状態変化に敏感な凝縮性蒸気密度、冷却材エネルギーおよび蒸気温度を独立変数とする陰解法(多変数ニュートン・ラブソン法)を採用している。この解法による反復計算が収束した後、他の状態量が陽的に更新される。

溶融/固化計算は、非平衡および平衡過程モデルに基づいて行われる。非平衡過程では、系の状態変化に敏感な冷却材成分のみが陰的に解かれ、他の状態量は陽的に更新される。非平衡過程に伴う熱および質量移行過程と構造材の熱伝達計算によって各々の成分のエネルギーが更新された後、平衡溶融/固化による熱および質量移行が評価される。ここでは、更新されたエネルギーが液化(liquidus)エネルギーより低い場合は固化が、固化(solidus)エネルギーよりも高い場合は溶融が生じるものとして定義

される。

3.6 状態方程式モデル

状態方程式(EOS)は、流体力学の基礎方程式を構成する状態変数に対して熱力学的関係を与えるものであるが、SIMMER-IIIが対象とする高温高压状態を含む多成分多相流の解析では、流体力学計算の数値的な精度および安定性、さらには計算効率の上からも状態方程式の定式化が重要であることがわかっている。SIMMER-IIおよびAFDMのEOSモデルは、これらの観点から必ずしも満足できるものではなかったことから、SIMMER-IIIでは、汎用性のある関数形式のEOSモデルを新たに開発し¹⁴⁾、計算効率と精度の向上を図っている。本モデルでは、高速炉の炉心物質である混合酸化物燃料、スティール、ナトリウム、制御材(B₄C)およびFPガスに対して不混和性(immiscibility)を仮定し、各々の物質に固有のEOSを規定している。その関数型は、高温高压状態の物質に対しても十分な精度を有し、かつ、熱力学的な整合性を満足するように、固体から超臨界状態までの広い温度・圧力範囲をカバーしている。固相に対しては内部エネルギーの多項式、液相に対しては圧縮性を考慮し圧力と内部エネルギーの多項式を用い、気相に対しては、Redlich-Kwong式を基礎とした状態方程式(MRK EOS)²¹⁾を採用している。本式は、ファンデルバルス型の状態式であるが、簡便な関数型で臨界点近傍への適用にも比較的良好な精度を与える。しかしながら、ナトリウム蒸気の内部エネルギーおよび比熱の評価値²²⁾の再現精度に欠けるため、MRK EOSにナトリウム蒸気の2原子分子化の効果を含めることがFischerにより提案されており、評価値と良好一致を得ている。さらにSIMMER-IIIでは、9種の構造材、6種の液体および混合蒸気のエネルギー成分間の溶融/凝固および蒸発/凝縮に伴う熱および質量移行過程を扱うが、このモデルでは、飽和状態を記述する関係式も必要となる。このため、飽和密度、飽和内部エネルギー等の状態変数に対する関数型としても、融点から臨界点までの温度範囲で飽和温度の多項式を採用し定式化している。これらのEOS関数は、炉心物質について現状で最も信頼できるデータを用い^{21),22),23)}、また、状態変数間の熱力学的な整合性を満足させてフィッティングを行っており、数値的な精度および安定性の確保を図っている。

4. 構造材および核計算モデル

4.1 燃料ピンおよび集合体管壁モデル

燃料ピンモデルおよび集合体管壁モデルでは、炉

心内の静止した構造材を、健全状態から過渡破損挙動までを含めて取り扱う。これらの構造材は流体に対する流路壁（時間的に変化し得る。）を形成するとともに、その表面積と体積率から流路の水力等価直径が計算される。

SIMMER-IIIの標準燃料ピンモデルは、燃料ペレットを表面ノードと内部ノードの2点で代表し、その破損の判定も熱的な溶融割合で行う等の、簡易なものとなっている。それでも、先行のSIMMER-IIと比べて、ペレットに表面ノードを設けたことで流体力学計算との熱的な結合の過渡応答特性が改善されている。燃料ピンの内部ノードは比較的大きな熱慣性を有しているために、燃料ピン内の熱伝達計算は、流体力学部の計算タイムステップよりも大きなタイムステップを用いる。この簡易モデルは流量低下型の炉心損傷事象における典型的なボイド化チャンネルでの燃料挙動を模擬するには十分な精度を有すると考えられる。より詳細なモデルが必要である場合のために、燃料ピン内の径方向熱伝達計算、燃料溶融キャビティーの成長とキャビティー内の圧力変化、燃料ピン破損の予測モデル、燃料キャビティーからの燃料とFPガスの噴出モデル等を有する詳細ピンモデルの開発を現在進めている。SIMMER-IIIを適用する事象推移の過程は、事故の初期の過程を経て炉心の損傷が進展した段階にあるため、このようなより詳細なモデル化は初期過程の解析手法²⁴⁾との整合性を確保する上でも重要となる。

集合体管壁のモデルでは、2次元R-Z体系のメッシュセルにおける左側セル境界の管壁と右側セル境界の管壁の質量および温度を独立に取り扱うことで、集合体管壁の破損（溶融）に伴う炉心プールの拡大挙動を適切にモデル化できるようにしている。さらに、熱および質量移行のバランスから燃料の固化が生じるような場合は、集合体管壁上の燃料クラストが形成される。クラストの形成によりスティール構造材への熱抵抗が増加する効果が考慮できる。また、特殊な取り扱いとして、セル境界で隣り合う2つの集合体管壁のどちらかが存在しなくなった場合には、径方向セル間の構造材と流体の熱伝達も計算されるようになる。集合体管壁内部の熱伝達の計算では、最大で5つの構造材エネルギー成分間の熱伝導を流体力学部と同じタイムステップを用いて陰解法で解く。なお、集合体管壁が存在するセル境界では、流体はこれを横切って流れることができないように制御している。

4.2 核計算モデル

核計算モデルは基本的にはSIMMER-IIと同様で

ある。これはSIMMER-IIの最新の核計算モデル¹⁾が、SIMMER-IIIの他の部分の技術レベルとの比較において十分な精度を有していると判断されるためである。本モデルでは、中性子束の空間依存性はTWOTRAN-IIと類似の S_0 輸送理論に基づき、動特性は改良準静近似を用いている²⁵⁾。高速増殖炉の炉心損傷事象では、炉心構成物質の質量とエネルギーの分布の時間変化が、炉心の核的状态を決めるので、流体力学部との結合には特に注意が必要である。このため、無限希釈マイクロ断面積と自己遮蔽因子を入力して、実効マクロ断面積を反応度計算ステップ毎にコード内で計算する手法を用いている。

なお、SIMMER-IIIでは、新たに崩壊熱発熱の簡易モデルを加えたことにより、初期過程解析コードと整合性の取れた核発熱の取り扱いができるようになった²⁴⁾。

5. テスト・検証計算例

5.1 流体力学テスト問題

流体力学の対流アルゴリズムおよび差分スキームについては、これまで各種のベンチマーク問題²⁶⁾、水プールのスロッシング実験²⁷⁾、水プールにおける大気泡の上昇実験²⁸⁾等の解析を通して検証を進め、その基本的妥当性と高次差分法の有効性について確認した。

図6に参考文献²⁶⁾で述べられている「数値ベンチマークテストNo.2.6（1次元2相衝撃波管）」の解析結果を示す。この問題は、両端を閉じた一様断面の管をダイアフラムで2つに分割し、左に0.3MPaの空気を、右に0.1MPaの空気99%、水1%を均一に混合したものを容れ、時刻0でダイアフラムを破った後の衝撃波を計算するもので、流体力学のアルゴリズムおよび差分スキームを検証するためのものである。時刻3msでの、圧力と空気速度の管内分布を図6に示す。検証実績の豊富な他のコードと比較して、SIMMER-IIIは遜色のない結果を示しているばかりか、HODの採用により平坦部分と不連続面の評価解像度がきわめて良好であることがわかる。

図7にKfKで実施された水プールのスロッシング実験²⁷⁾の解析例を示す。本実験は半径22.5cm、深さ5cmの水プールの中心に、半径5cm、深さ20cmの水柱を立て、時刻0で水柱の拘束を解くことにより、プールのスロッシングを起こさせるもので、コードの流動モデルの基本的妥当性を調べるのが目的である。図7に、時刻0.64秒（1回目の中心スロッシュ）、および時刻1.32秒（2回目の中心スロッシュ）の水の形状を、HOD、およびDCDの両者に

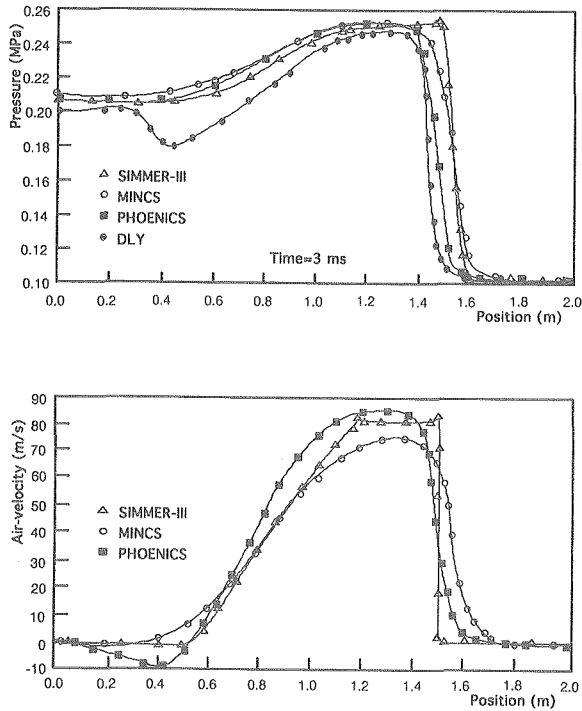


図6 2相衝撃波管の解析 (ベンチマーク問題2.6)

について比較して示す。同図から両者の差異が比較的大きいことがわかる。HODの結果は、水波の側壁到達時刻、および中心スロッシュ発生時刻についてはほぼ実験結果と一致し、最も大きくなった2回目の中心スロッシュの高さについても10%以内の誤差で実験結果と一致している。運動エネルギーや位置エネルギーの過渡変化について見るとHODはDCDよりおよそ20%大きい。このことは、高次差分の採用により数値拡散を低減することが、多相流の解析にとっても直接的に重要であることを示している。

水プールにおける大気泡の上昇実験²⁸⁾では、約70cmの深さに置かれた半径8cmの気泡が、時刻0で拘束を解かれ浮力で上昇する過程で、気泡はトーラス形状に移行することが示されており、その解析によ

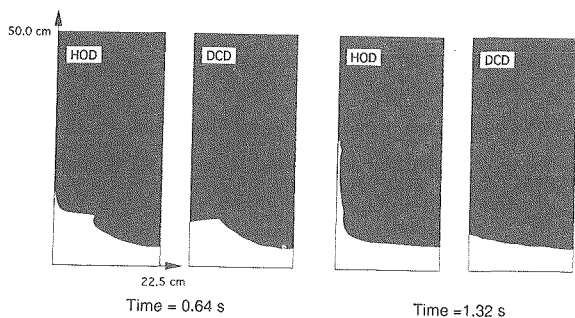


図7 水プールのスロッシング解析 (23×43cells)

り、対流アルゴリズムと差分スキームを気液間の運動量交換を含めた形で検証するのが目的である。計算された気泡の上昇速度および形状を実験と比較した結果、上昇速度についてはHODは実験誤差の範囲内で一致し、DCDは数%程度外れる。トーラス形状に移行するときの気泡の形状についても、図8に示すようにHODおよびDCDの間で多少の差異があるが、HODは実験で観察された形状の変化を良く再現している。

5.2 境界面積および運動量交換関数テスト問題

境界面積および運動量交換関数モデルのテスト計算としてプール流体系およびチャンネル流体系における基礎的な実験の解析を実施している。解析を行った実験体系は、窒素ガス-水系の気泡柱実験^{29),30)}、水-水銀系のプール流実験³¹⁾、および管内気泡流実験³²⁾である。

気泡柱実験の解析の目的は、炉心プールの沸騰挙動の支配要因の一つである、プール流における流動様式および運動量交換関数モデルの基本的な機能の検証である。図9にプール内の平均ボイド率と窒素ガスの体積流束の関係を、実験結果^{29),30)}、SIMMER-IIIの解析結果、およびIshiiによる半経験式³³⁾をプロットして示す。SIMMER-IIIの解析結果は、実験結果および半経験式とはほぼ一致している。特にSIMMER-IIのモデルでは気液間の運動量結合を過大に評価していた30%以下の低ボイド率領域³⁴⁾での

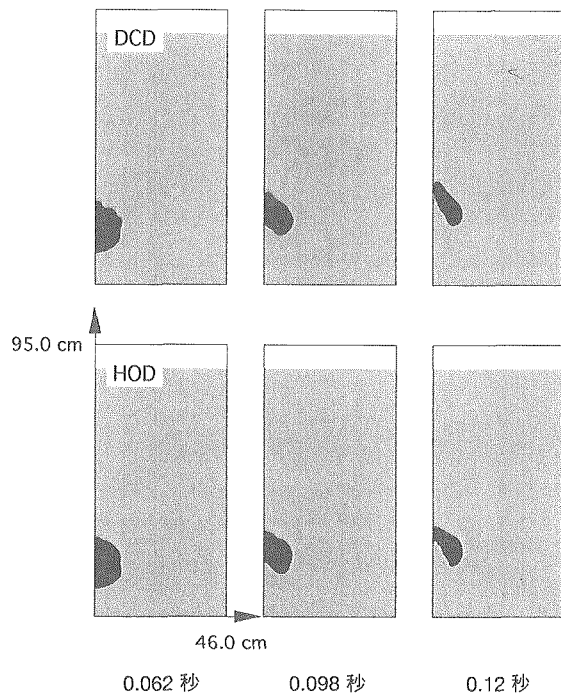


図8 大気泡の上昇実験の解析 (40×60cells)

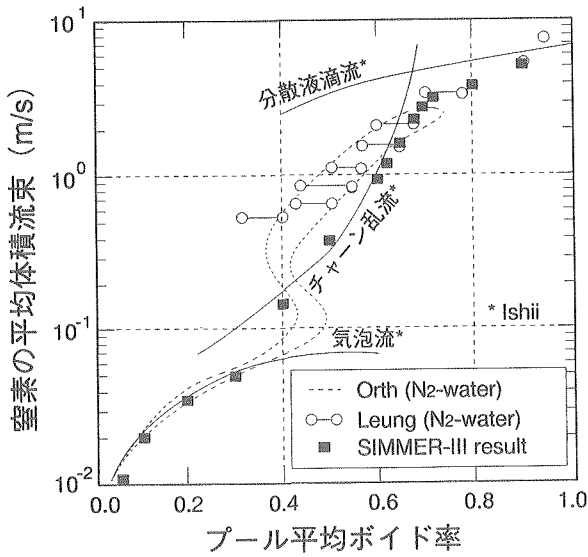


図9 水プール中の窒素の体積流速

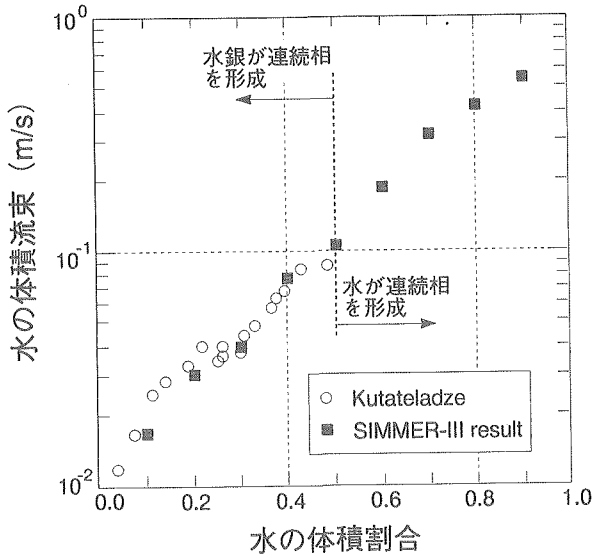


図10 水銀プール中の水の体積流速

気液間の運動量結合の特性が気泡流流動様式モデルを導入したことで正確に解析できるようになったことがわかる。また、流動様式の遷移が起きる体積率においても不連続性は現れていない。

SIMMER-IIIでは、炉心沸騰プールにおける液体燃料と液体スティールの混合・分離挙動を解析できるようにするため、2つの液体系と、ひとつの蒸気系からなる3速度場をモデル化している。この内の2液体間の運動量交換関数モデルの機能検証を目的として、Kutateladze³¹⁾による水銀のプールの下面から水の液滴を流入させた実験をSIMMER-IIIで解析した。図10は注入された水の体積率と体積流速の関係について、実験とSIMMER-IIIの解析結果をプロットしたものである。解析結果は実験結果を良く再現しており、また連続相を形成する液体成分の変化が起きる体積率（ここでは0.5とした）においても不連続性は見られていない。これらの実験解析から、気-液系および液-液系でのプール流流動様式および運動量交換関数の基本的な妥当性および当初の目的であった数値的な安定性と連続性が達成されていることが確認できた。

炉心からの燃料流出挙動の支配要因の一つであるピン束内での二相流圧力損失特性の検証の一環として、管内気泡流の解析を行った。SIMMER-IIIでは3速度場の圧力損失をモデル化する必要があることから、通常二相流コードで用いられているLockhart-Martinelli型の関係式を適用せずに、3.3節で述べたような各成分毎の等価水力直径に基づいた定式化を行っている。対象とした気泡流においては、現象論的には、液相の流速が小さくなると気

泡による乱流乱れの増加の影響で圧力損失が大きくなる傾向が実験では現れている³²⁾。この効果を評価に取り入れるために、植田³⁵⁾のモデルをSIMMER-IIIの定式化に適用することにより、図11に示すように、解析結果と実験結果の良好な一致を得た。

5.3 熱および質量移行テスト問題

熱および質量移行過程のテスト計算として、飽和蒸気と単一過冷却液滴との直接接触による凝縮過程の実験解析を行った。本解析の目的は、接触境界面におけるエネルギー収支によって相変化率を規定する伝熱律速型の蒸発/凝縮モデルの基本的要素を検証することにある。図12に液滴半径の成長過程についてFordおよびLekicによって得られた実験³⁶⁾と解析結果の比較を示す。本解析では、蒸気-液滴間の熱移行に対して界面での熱抵抗を無視し、蒸気の凝

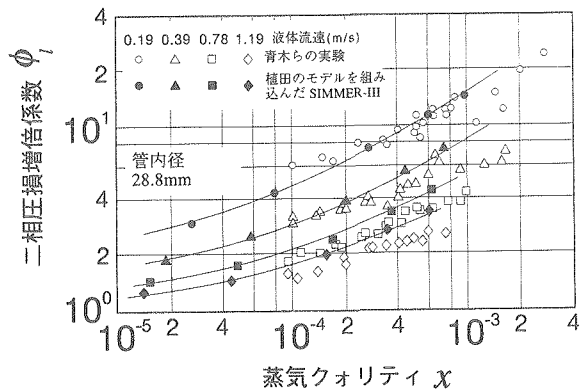


図11 管内気泡流の二相圧損増倍係数

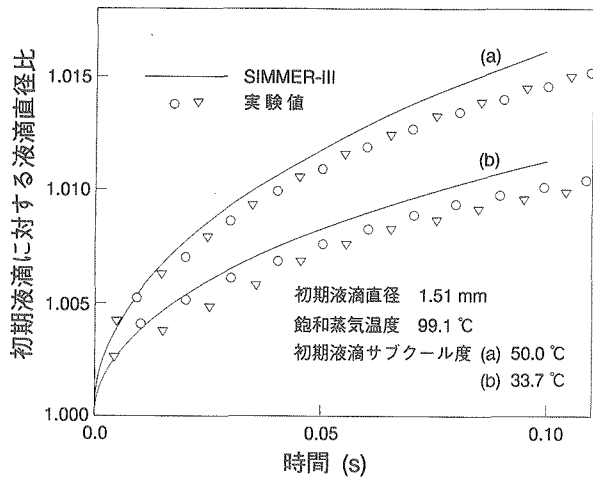


図12 蒸気/液滴直接接触による凝縮過程解析

縮過程が、固体球と見なした液滴への過渡熱伝導によって駆動されていると仮定して算出した熱伝達係数³⁶⁾を適用した。この仮定は、非凝縮性ガスが存在しない場合に、径が小さくかつ移動速度の遅い液滴に対しては適当なものである。解析結果は実験結果と比較的良好一致しており、実験誤差および解析で用いた仮定を考え合わせると、非平衡伝熱律速型モデルの基本的な妥当性が確認できたといえる。

蒸発/凝縮モデルは遷移過程における炉心物質の挙動を支配する重要な現象のモデル化であるとともに、SIMMER-III開発スコープの中でも最も技術開発努力を要する分野であり、SIMMER-IIIの検証研究がこの段階に達したことの意義は大きい。

6. おわりに

過去5年間にわたって進めてきた、高速増殖炉の安全解析コードSIMMER-IIIの開発は、ほぼ順調に最初のマイルストーンに到達し、1992年末までに主要流体力学モデルをすべて含むVersion 1として完成するに至った。本稿で述べた機能テストおよび検証計算例は、SIMMER-IIIのモデルおよび手法が、その精度、適用範囲、および検証性において確実に高度化されていることを明確に示すものである。今後、現在は単体コードとして開発している核計算部と詳細燃料ピンモデルを結合したVersion 2を完成し、実機安全評価への本格的な適用研究を開始する予定である。なお、SIMMER-IIIの開発において、本稿では割愛したが、入出力の高度化、境界条件の汎用化、マトリックス解法の高度化等の技術開発、およびワークステーションの活用や先進的なポスト処理技術のようなコンピュータ利用技術の開発の面でも

大きな進展が見られた点は特筆されるべきである。

コードの検証研究については、今後動燃事業団と欧州研究機関との共同研究体制により、系統的な研究計画を立案・実施していく。ここでは、2段階に分けて、当面は個別モデルの機能検証により完成度の向上と適用性の確認を行い、次に炉心プールの沸騰挙動や炉心物質の移行・固化挙動のような安全評価上の主要現象に着目した検証研究を行う計画である。これらの研究では、動燃事業団に蓄積された、あるいは欧州研究機関の保有する炉内および炉外の安全性実験データベースを最大限に活用するとともに、中長期的な炉内・炉外試験の計画の立案に対してその成果を反映することも重要な検討課題である。

国際協力を効果的に活用した本プロジェクトを推進するに当たり、多方面から尽力を頂いた動力炉開発推進本部、国際部、大洗工学センター安全工学部の関係各位に謝辞を表わしたい。また、海外の多くの関係者の寄与もきわめて重要であった。特に、SIMMER-IIIの基盤を確立する上で不可欠の貢献をしたLANLのW.R. BohlおよびF.R. Parker、欧州からの派遣員として大洗工学センターで研究に参加したKfKのE.A. FischerおよびAEA-TのD.J. Brearの各氏には特段の感謝の意を表す。さらに、プログラミングの分野では、角田、立石、小寺、三浦、井上、菅谷の各氏に多大なる協力を頂いた。

参考文献

- 1) W.R. Bohl and L.B. Luck, LA-11415-MS, Los Alamos National Laboratory (June, 1990).
- 2) L.L. Smith, et al., "The SIMMER Program : Its Accomplishment," Proc. Int. Top. Mtg. on Fast Reactor Safety, Knoxville, Tennessee, U.S.A., Apr. 21-25, (1985).
- 3) W.R. Bohl, et al., "Multiphase Flow in the Advanced Fluid Dynamics Model," ANS Proc. 1988 National Heat Transfer Conf., (1988).
- 4) W.R. Bohl, et al., "The AFDM Program : Scope and Significance," Proc. 1990 Int. Fast Reactor Safety Mtg., Snowbird, Utah, U.S.A., Aug. 12-16, (1990).
- 5) 近藤ら他5名, "高速炉の核熱安全解析コードSIMMER-IIIの開発(1)ーコード構成および基本アルゴリズムー," 日本原子力学会1991年春の年會要旨集, F35 (1991年3月).
- 6) 飛田ら他5名, "高速炉の核熱安全解析コードSIMMER-IIIの開発(2)ーチャネル流動模式および運動量交換関数モデルー," 日本原子力学会1991年春の年會要旨集, F36 (1991年3月).
- 7) 守田ら他5名, "高速炉の核熱安全解析コードSIMMER-IIIの開発(3)ー多成分状態方程式モデルー," 日本原子力学会1991年春の年會要旨集, F37 (1991年3月).
- 8) 白川ら他3名, "高速炉の核熱安全解析コードSIMMER-IIIの開発(4)ー多速度場多成分流体力学アルゴリズムの開発および検証ー," 日本原子力学会1991年秋の大会要旨集, D27 (1991年10月).
- 9) 飛田ら他3名, "高速炉の核熱安全解析コードSIMMER-IIIの開発(5)ーチャネル流動模式および運動量交換関数モデルー," 日本原子力学会1991年秋の大会要旨集, D28 (1991年10月).
- 10) 守田ら他3名, "高速炉の核熱安全解析コードSIMMER-IIIの開発(6)ー多成分蒸発/凝縮モデルー," 日本原子力学会1991年秋の大会要旨集, D29 (1991年10月).
- 11) 守田ら他3名, "高速炉の核熱安全解析コードSIMMER-IIIの開発(7)ー多成分蒸発/凝縮モデルー," 日本原子力学会1992年秋の大会要旨集, M37 (1992年10月).
- 12) 白川ら他3名, "高速炉の核熱安全解析コードSIMMER-IIIの開発(8)ー二相流解析における2次元円筒体系の問題点ー," 日本原子力学会1992年秋の大会要旨集, M38 (1992年10月).

- 13) Y.Tobita, et al., "Interfacial Area Modeling for a Multiphase, Multicomponent Fluid-Dynamics Code," Int. Conf. on Multiphase Flows '91-Tsukuba, Tsukuba, Japan, Sept. 24-27, (1991).
- 14) K.Morita, et al., "Improved Modeling of Multicomponent Equations of State for a Multiphase Flow Code SIMMER-III," Int. Conf. on Multiphase Flows '91-Tsukuba, Tsukuba, Japan, Sept. 24-27, (1991).
- 15) S.Kondo, Y.Tobita, K.Morita and N.Shirakawa, "SIMMER-III: An Advanced Computer Program for LMFBR Severe Accident Analysis," Proc. Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants (ANP '92), Tokyo, October 25-29, (1992).
- 16) B. van Leer, J. Comp. Phys., 23, 276, (1977).
- 17) D.Wilhelm and W.R. Bohl, "The AFDM Models for Interfacial Areas and Their Test on Out-of-Pile Experiments," Proc. 1990 Int. Fast Reactor Safety Mtg., Snowbird, Utah, U.S.A., Aug. 12-16, (1990).
- 18) M.Ishii, "Thermo-Fluid Dynamics Theory of Two-Phase Flow" Eyrolles, Paris (1975).
- 19) M.Ishii, AIChE J., 25, 843 (1979).
- 20) G.B.Wallis, "One-Dimensional Two-Phase Flow," McGraw-Hill Book Co., New York (1969).
- 21) E.A. Fischer, KfK-4889, Kernforschungs-zentrum Karlsruhe (May, 1992).
- 22) J.K.Fink and L.Leibowitz, Proc. 8th Symp. Thermophysical Properties, CONF-8106164-5, Guithersburg, Maryland, U.S.A., June 15-18, (1981).
- 23) E.A.Fischer, KfK-4084, Kernforschungs-zentrum Karlsruhe (Sept., 1987).
- 24) A.M. Tentner, et al., "SAS4A LMFBR Whole Core Accident Analysis Code," Proc. Int. Top. Mtg. on Fast Reactor Safety, Knoxville, Tennessee, U.S.A., Apr. 21-25, (1985).
- 25) 近藤、石川, "SIMMER-IIIコードと高速炉の空間依存動特性," 第7回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会報告集, JAERI-M92-054 (1992年3月).
- 26) DOE/EPRI : Proc. 2nd Int. Workshop on Two-Phase Flow Fundamentals, Troy, New York, U.S.A., Mar. 16-20, (1987).
- 27) W.Maschek, et al., Nucl. Tech., 98, 27 (1992).
- 28) J.K.Walters and J.F.Davidson, Fluid Mech., 17, 321 (1963).
- 29) K.W. Orth, et al., Trans. Am. Nucl. Soc., 33, 545 (1979).
- 30) J.C.M.Leung, et al., Trans. Am. Nucl. Soc., 38, 397 (1981).
- 31) S.S.Kutateladze, et al., Zh. Tech. Fiz., 29, 1135 (1959).
- 32) 青木 他, 日本機化学会論文集, 31, 588 (1965).
- 33) M.Ishii, ANL-77-47, Argonne National Laboratory (October, 1977).
- 34) L.L. Smith, et al., "SIMMER as a Safety Analysis Tool," Proc. L.M.F.B.R. Safety Topical Meeting, Lyon-Ecully, France, July 19-23, (1982).
- 35) 植田, 日本機化学会論文集, 33, 601 (1967).
- 36) J.D.Ford and A.Lekic, Int. J. Heat Mass Transfer, 16, 61 (1973).



高速炉ガスタービン発電概念検討

大坪 章 羽賀 一男 関口 信忠

大洗工学センター技術開発部

資料番号：89-2

Study on Gas Turbine Power Generation Concept of Fast Reactor

Akira Otsubo Kazuo Haga Nobutada Sekiguchi
(Technology Development Division, O-arai Engineering Center)

一次系に液体金属冷却型高速炉、二次系にガスタービン発電を用いたシステムについて概念検討を行い、新たな高速炉の利用領域の開拓を試みた。液体金属としては主にナックを考えた。

このような新たなシステムとしては、深海用および宇宙用に使用する可搬型炉システム、および寒冷地で発電と同時に地域暖房を行うコジェネレーション炉システムを提案した。

このうち早期に実用化が期待される可搬型炉については、開発スケジュールについても検討を行った。このスケジュールによれば、深海炉については今後20～30年で技術の確立が期待できる。

1. はじめに

動燃事業団では高速炉の新しい利用分野の開拓を目指して、「フロンティア新原子動力」研究を行っている。これは高速炉の優れた特質をさらに育てることによりこれまでのFBRの開発努力をさらに広く社会に還元する途を探るものである。

具体的には、いよいよ太平洋海底の中央海嶺についての国際的な共同研究、Inter Ridge計画（国際海嶺研究計画）¹⁾が本格的に開始されようとしているが、このような深海底での広範囲な用途等に応じる可搬型炉、および地球上のすべての寒冷地で要望されている発電と地域暖房を同時に行うコジェネレーション炉である。

本技術報告ではこれらの炉に関して、一次系には液体金属冷却高速炉、特にナック(NaK)冷却高速炉、二次系にはガスタービン発電システムを用いたシステムについての検討結果を報告する。

ナトリウムやナックを冷却材とする液体金属冷却高速炉は約30年の経験があり、またガスタービン発電すなわち小型の密閉ブレイトンサイクルは既存の技術である。今までに無い用途に使用する新システムの開発を行う際には、その開発リスクを下げるために実証されていない新技術の使用はできるだけ少くし、可能な限り既存の技術を用いることが最も重

要である。この点から本技術報告では高速炉ガスタービン発電技術を用いた新システム創出を試みた。

2. 可搬型炉

2.1 深海炉

(1) システム概要

深海炉の利用法として最初に実用化が想定されるものは、深海底に設置される各種観測を目的とした無人基地用の電源である。このような無人基地の概念の一例を図1に示す。この図で中央ステーションの役割は、データの収集と伝送、および電力供給であり、地方ステーションの役割は地震、熱流束、重力、磁気等の観測である。深海炉は中央ステーションの近傍に位置し、母船からの超音波信号或いは光ファイバーケーブルによる光信号によって起動される。このような母船からの信号によらず、近くの陸上の観測センターから光ファイバーケーブルを無人基地まで敷設して、深海炉を起動する方法も十分考えられる。

図2には本システムの基本構成を示す^{2)~7)}。一次系は液体金属冷却高速炉であり、二次系はガスタービン発電システムすなわち、密閉ブレイトンサイクルである。密閉ブレイトンサイクルは宇宙開発用に

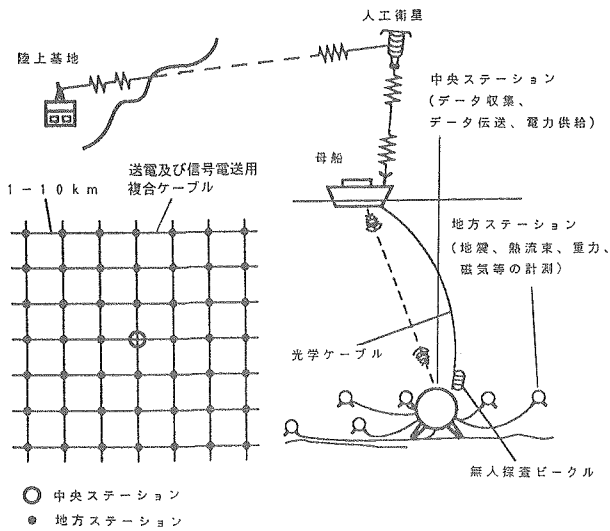


図1 無人海底基地

米国NASAで開発済の技術である。図2では簡単のために、一次系、二次系とも1ループとしている。また、図2では一次系のナック用電磁ポンプは省略している。

本システムの大きな特徴は、すべてのコンポーネントが数cmの厚さの分厚い耐圧殻中に設置されていることである。したがって本システムは構造上きわめて破損しにくいものとなっている。本システムから海水中への放熱に関しては、耐圧殻中は熱伝導で伝わることとなる。現存の熱交換器で数cmの厚さの金属板を伝熱板として使用したものは無い。しかし本システムではこのような厚さの伝熱板を用いた冷却器を使用している。本システムで採用された新技術はこの冷却器のみであって、他は第1章で述べたように既存の技術であるので、本システムはきわめて予想される開発リスクが小さいといえる。

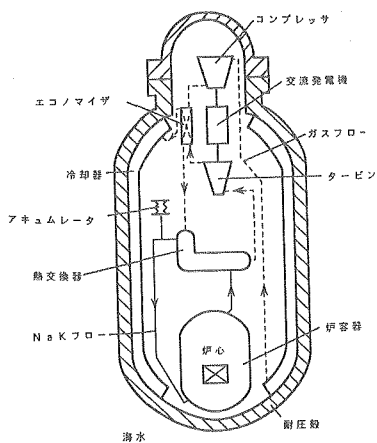


図2 深海炉基本構成^{2)~7)}

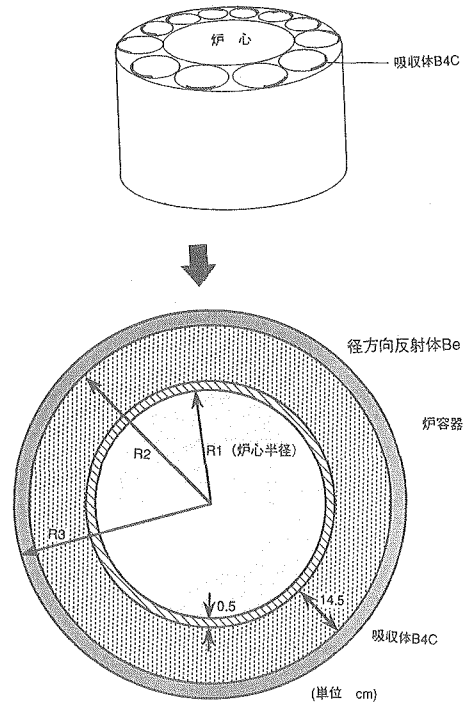


図3 炉心平面図

本システムのもう一つの大きな特徴は無液面型の高速炉を使用しているので、例えば仮想的な海水漏洩が発生し耐圧殻中が高圧の海水で満水状態になっても、ベローズ式のアキュムレータの作用で原子炉容器内外が均等圧状態になるため、原子炉容器が破損することはなく、その健全性が保たれることである。

(2) 炉心臨界計算

電気出力10-40kWeの高速炉炉心がどの程度の寸法で実現できるか、最小臨界炉心体積を求める解析計算を行った⁸⁾。計算に使用した炉心体系について、図3に平面図、図4に立面図を示す。図3の上図で分かるように炉心内には制御棒を含まず、代わりに回転ドラム方式の制御棒が炉心の周囲に設置されている。制御棒としては回転ドラム方式の他にスライド方式があるが、このどちらを採用するかは将来実際に試作してから決定する問題である。ここでは一応回転ドラム方式で検討を進める。回転ドラム方式の場合炉の制御はこの回転ドラムの回転により、回転ドラム上の吸収体部分と炉心の相対距離を変化させることにより行う。計算では吸収体部分が最外位置にあるとし、中性子の吸収が最も小さくなる配置について臨界計算を行った。炉心は図3の下図のようにその形状を同心円筒で近似した。炉心高さは炉心直径と同じ長さとした。

表1に計算に用いた炉心パラメータを示す。計算

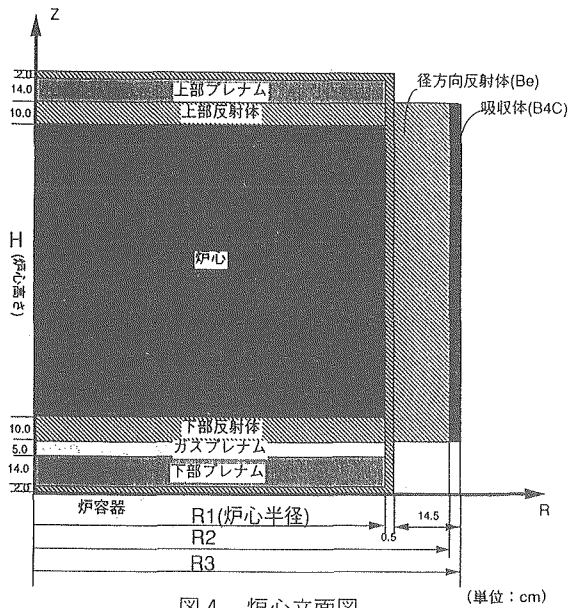


図4 炉心立面図

は²³⁵U濃縮度20%のウラン50%とプルトニウム50%からなる混合窒化物燃料のケースと、²³⁵U濃縮度97%のウランの窒化物燃料のケースの2ケースについて行った。前者は国際協定上我が国が製造可能かつ燃焼可能な物質を最も多く含む燃料に対応しており、後者はこのような深海炉計画が国際協力で行われたときには可能となるであろう、より多くの燃焼可能物質を含む燃料に対応している。燃料として窒化物燃料を使用したのは、できるだけ炉心をコンパクトにする目的のため、少し炉心が大きくなるのを我慢すれば酸化物燃料でも設計は可能である。表1で冷却材は深海底の約2℃の温度条件でも液体であるナックとした。また燃料体積比62.6%は燃料配置上取り得る最大の値である。計算は輸送計算コードTWO-DANTを用いた。計算体系はR-Z2次元体系、中性子エネルギー群数は15群、ルジャンドル次数はP1、Sn分点数は4である。

図5に計算結果を示す。実効増倍率1.03ないし1.05

表1 炉心パラメータ

	ケース1	ケース2
燃料	(U, Pu)N Pu : 50% , U : 50% ²³⁵ U濃縮度 : 20%	UN ²³⁵ U濃縮度 : 97%
窒素	天然窒素	同左
被覆管	酸化物分散強化型鋼	同左
冷却材	NaK-78	同左
炉心平均温度	500°C	同左
反射体	Be	同左
吸収体	B ₄ C(100% ¹⁰ B)	同左
燃料体積率	62.6%	同左

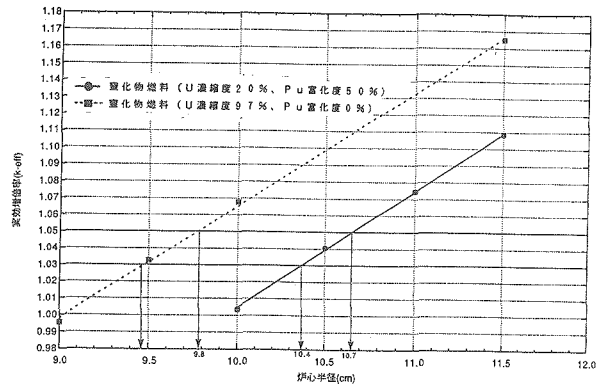


図5 臨界計算結果

を実際の炉心設計の目安として考えると、プルトニウム富化度50%混合窒化物燃料炉心では炉心半径は10.4ないし10.7cm、²³⁵U97%濃縮ウラン窒化物燃料炉心の場合には炉心半径は9.5ないし9.8cmとなる。

(3) 熱効率

1) 密閉ブレイトンサイクル静特性モデル

二次系の密閉ブレイトンサイクルの作動流体としては、体積比でHe60%、Xe40%の混合ガスを用いる。この混合ガスの成分のうちHeは混合ガスの熱伝導率を大きくするためのものであり、またXeはその原子の質量数が多いことを利用してタービンの寸法を小さくするために用いるものである。

このガスの温度・圧力・流量、ターボ機器の膨張比、圧縮比、断熱効率、熱交換器の温度効率、圧力損失等をパラメータとして、密閉ブレイトンサイクルの特性評価を行う^{4),7)}。この評価により図6に示す

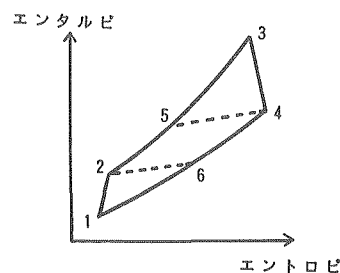
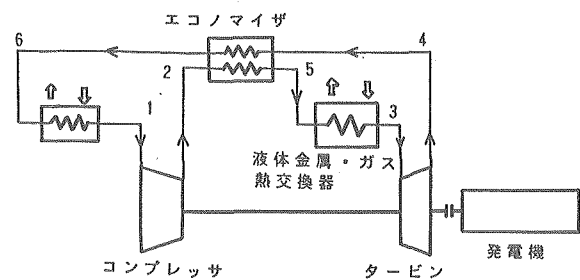


図6 i-s線図

i-s線図上のポイント1～6の、He (60)-Xe (40)ガスの状態量が決まる。以下にこの評価を行うための静特性モデルについて説明する。

① ターボ機械

圧力比、断熱効率、機器出入口圧力・温度、熱落差（エンタルピ落差）の7変数のうちいずれか4変数を入力し、残りを求める形とする。それぞれの変数を、 $\pi(-)$ 、 $\eta(-)$ 、 $P(\text{kg}/\text{cm}^2\text{abs.})$ 、 $T(\text{K})$ 、 $h(\text{kcal}/\text{kg})$ とし、機器の入口と出口および圧縮機、タービンをそれぞれ1、2、C、Tの添字表示を用いる。

コンプレッサ

$$\begin{aligned} \Delta h_c &= h_2 - h_1 \\ &= \frac{\langle C_p \rangle \cdot T_1}{\eta_c} \left\{ \pi_c^{(\kappa-1)/\kappa} - 1 \right\} \\ T_2 &= T_1 + \frac{\Delta h_c}{\langle C_p \rangle} \\ P_2 &= P_1 \cdot \pi_c \\ \langle C_p \rangle &= \frac{1}{\kappa-1} \cdot AR \Big|_{T_1}^{T_2} \end{aligned}$$

ただし、 κ は比熱比、Aは仕事等量、Rは気体定数である。また $\langle C_p \rangle$ は T_1 から T_2 までの平均値をとるという意味である。

タービン

$$\begin{aligned} \Delta h_T &= h_1 - h_2 \\ &= \eta_T \cdot \langle C_p \rangle \cdot T_1 \left\{ 1 - \pi_T^{-(\kappa-1)/\kappa} \right\} \\ T_2 &= T_1 - \frac{\Delta h_T}{\langle C_p \rangle} \\ P_2 &= P_1 / \pi_T \\ \langle C_p \rangle &= \frac{\kappa}{\kappa-1} \cdot AR \Big|_{T_1}^{T_2} \end{aligned}$$

② 熱交換器類（エコノマイザ）

熱交換器は蒸気発生器のような流体の潜熱を用いるものでなく、顕熱を利用する形式のものである。熱収支計算は温度効率 η_x の形で、圧力収支計算は圧力損失率 δ_x の形とし、あらかじめその値を検討しておき入力して評価する。ここに η_x は次式で定義される。

$$\eta_x = \frac{\text{実際に交換される熱量}}{\text{理想的に交換される熱量}}$$

③ 配管類

密閉ブレイトンサイクルでは、機器における圧力損失はプラントの熱効率に対して悪影響を及ぼす大きな因子の一つであるので、可能な限り短配管とする設計が多い。配管に対しては熱交換器で用いた圧

力損失で評価し、熱計算上は放熱を無視する。

④ システムの熱効率

密閉ブレイトンサイクルの正味熱効率 η_{net} は、タービンにおける仕事 L_T より圧縮機駆動のための仕事 L_C と発電機駆動のための損失仕事 L_G を差し引いた仕事量を、加熱に要した仕事量（原子炉での加熱量に等しい） Q で除して算出する。

$$\eta_{\text{net}}(\%) = \frac{L_T - (L_C + L_G)}{Q} \times 100$$

なお L_T と L_C は、①で述べた熱落差に作動流体流量を乗じたものである。

また L_G については送電端出力に対して発電効率やカップリング部での損失率等を考慮して設定する。こうして $L_T - (L_C + L_G)$ は便宜上 $(L_T - L_C)$ に発電機に係わる損失率を乗ずることで処理する。

2) 計算結果

熱効率はガスタービン入口ガス温度が高い程、またコンプレッサ入口ガス温度が低い程大きな値になる。ここでは上記各種パラメータのうち、ガスタービン入口ガス温度およびコンプレッサ入口ガス温度の効果に焦点を当てて、計算した結果につき説明する。

表2は、固定したパラメータの値を示す。これらの値は、主に米国の密閉ブレイトンサイクルのメーカーの資料⁹⁾を参考に設定したものである。

図7に計算結果を示す。タービン入口温度は現在の大型FBR設計の炉心出口冷却材温度約550℃を目安にし、可搬型炉の炉心出力密度は大型FBRの炉心出力密度の約1/5程度であること等を考慮して、550℃よりはやや高めの温度が可能になるであろうと判断して、タービン入口温度を550～650℃の範囲で計算したものである。

この図から分かるように熱効率の値は約20%が可能である。

(4) 冷却器熱交換

1) 計算方法

冷却器は二次系内のガスより耐圧殻内面にガスの強制対流で伝熱した後、厚さ数cmの耐圧殻中を熱伝導で伝熱し、耐圧殻外面から海水中に放熱する。海

表2 密閉ブレイトンサイクル熱効率固定計算パラメータ

項目	単位	数値
タービン断熱効率	%	89.4
コンプレッサ断熱効率	%	81.1
コンプレッサ圧縮比		2.06
システム圧損率	%	7.5
レキュパレータ温度効率	%	85.0
発電機効率	%	89.0

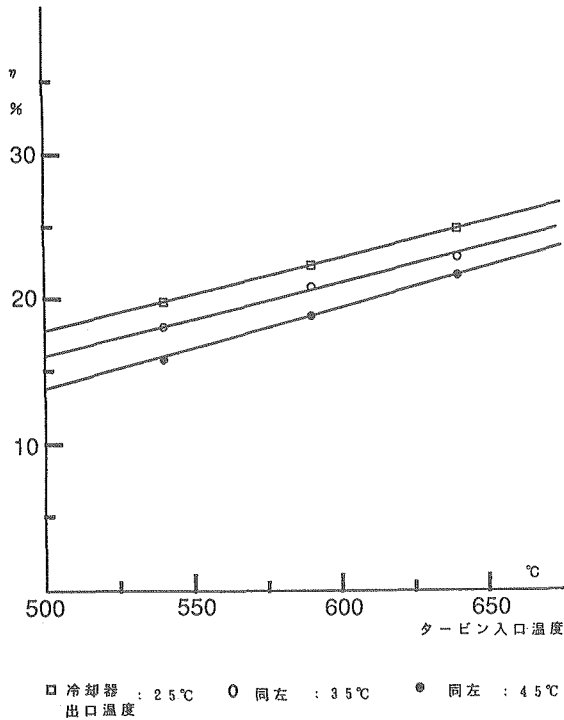


図7 熱効率とタービン入口ガス温度

水は自然対流状態として本報告では計算する。

耐圧殻内の機器の全体配置を考えて、冷却器の主要目を次のように設定する。

- ① 耐圧殻内側の冷却器の高さは約50mmとする。
- ② この冷却器を流れるガスの流速を25m/s程度とするようにガスの流路を確保する。
- ③ ガスの強制対流の熱伝達率を向上させるため、耐圧殻内側にフィンを設置する。

冷却器から海水までの熱伝達計算に用いる熱貫流率Kは、次のようにして求める。

まず耐圧殻内面の熱伝達率は次のようである。レイノルズ数Re、ヌセルト数Nuは次式で求められる。

$$Re = v \cdot d / \nu$$

$$Nu = 0.019 Re^{0.8} Pr^{0.5}$$

ここにdは冷却器の当価直径であり、v、ν、Prは各々ガスの流速、動粘性係数、プラントル数である。

次に、耐圧殻内面の熱伝達率を α_i とすれば、 α_i は次式で求める。

$$\alpha_i = 1.4 \times Nu \cdot \lambda / d$$

ここで1.4という値は、耐圧殻内側に設置するフィ

ンによる熱伝達率向上係数であり、λはガスの熱伝導率である。

また耐圧殻はチタン合金製とし、その熱伝導率 λ_s は6.87kcal/m²h℃とする。

耐圧殻外面の海水による自然対流熱伝達率 α_0 に関しては、100~600kcal/m²h¹⁰⁾であると考えられるが、本報告ではほぼ中間の値の300kcal/m²h℃として計算する。

以上からKは、次式で与えられることになる。

$$1/K = 1/\alpha_i + t/\lambda_s + 1/\alpha_0$$

ここで、tは耐圧殻の厚さである。耐圧殻の厚さは耐圧殻内径と深度によって決まるが、その計算法についてはここでは省略する。

放熱に必要な耐圧殻内面の伝熱面積Sは次式で計算される。

$$S = Q / (\Delta T_m \cdot K)$$

ΔT_m は2.1(3)で求めた冷却器内ガス温度と海水温度の差である。

2) 計算結果

耐圧殻は通常機器配置上2連球の形状になるが、そのうちの1つの耐圧殻の表面積に相当する面積を冷却器伝熱面積として検討を進める。この面積は耐圧殻内径に対応して次のようになる。

耐圧殻内径	2 m	3 m	4 m	伝熱面積	12.6 m ²	28.3 m ²	50.3 m ²
-------	-----	-----	-----	------	---------------------	---------------------	---------------------

密閉ブレイトンサイクルについては、タービン入口ガス温度を590℃とし、熱効率は図7の結果を参考に冷却器出口温度を30℃として20.8%とする。

耐圧殻はチタン合金製として別途求めた耐圧殻厚さの計算結果を表3に示す。

このような条件の下で、冷却器伝熱面積より決まる放熱量に相当する発電量を計算し、表4とする。この表から例えば、水深4,000mの場合内径3mの耐圧殻を使用すれば、約50kWeまでの発電システ

表3 耐圧殻厚さ

深度km	3	4	6	8
内径m				
2	33.9	45.2	67.8	90.4
3	45.2	67.8	101.7	135.6
4	67.8	90.4	135.6	180.9

表 4 放熱可能発電量

深度km 内径m	3	4	6	8
2	31.8	27.8	22.2	18.6
3	62.5	49.9	38.5	31.4
4	88.6	74.2	55.7	44.6

ムの設置が可能であるのがわかる。

(5) 機器配置

本報告では図1に示したような、将来需要が多数見込まれる小規模の海底基地用に使用される10kWe程度の動力源につき検討する。他の規模の動力源、例えば写真撮影用の光源を多数使用するような、より大電力の200kWe動力源についてはすでに報告済である^{4),5)}。機器配置に大きく影響するシステム熱輸送系主要目を表5に示す。耐圧殻内の機器配置を図8に示す。密閉ブレイトンサイクルは1基当たり5kWeの電気出力のものを、4基設置している。密閉ブレイトンサイクルの運転は2基ずつ2年間行い、1運転期間4年間を想定している。原子炉部分は4年間連続運転である。図に示したように、内径2mの球を縦方向に2つ連結した耐圧殻中に、全システムを組み込むことができる。

2.2 宇宙炉

(1) リチウム冷却炉システム

前節の深海炉は今後20-30年後に技術が完成し、実際に1号機が深海でテストされることが十分に想定されるが、宇宙炉については我が国の場合それより後になると考えられる。そこで宇宙炉に関しては、技術的にはより困難であるが性能的に優れている、リチウム冷却炉とカリウムタービンのシステムについて設計研究をしてきた^{11)~13)}。ここではまず

表 5 システム熱輸送系主要目

項 目	主 要 目
一次系	
ループ数、配管口径	1、3/4B
冷却材	NaK
熱交換器 形式	C型NaK-ガス熱交換器
交換熱量基数	49kWt×1基
有効伝熱面積	3.38㎡
伝熱管外径/本数	φ15.9mm/37本
二次系	
ループ数、配管口径	2、1.5-2B
冷却材	He(60)-Xe(40)
耐圧殻	
設計圧壊荷重	780kg/cm ²
材質	チタン合金
設計深度	5,000m
内径/肉厚	球 2m/58mm

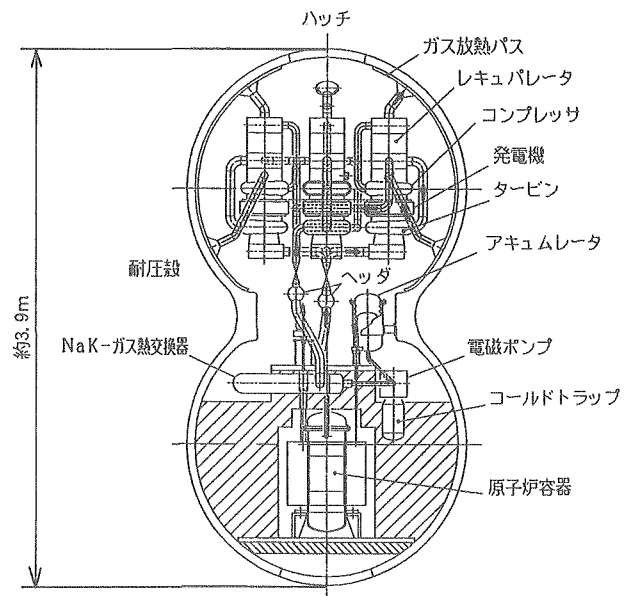


図 8 深海炉機器配置

この検討結果について簡単に説明し、その後、ナック冷却炉と密閉ブレイトンサイクルのシステムとの比較検討を行う。

リチウム冷却炉とカリウムタービンのシステムの系統図を図9に、カリウムタービンを図10に示す。本システムは月面で用いることを想定した300kWeのシステムで、H-II規模のロケットによる1回の打ち上げで宇宙空間に輸送し得る形状および重量レベル、すなわち、形状は長さ9m、直径4.5m以内、総重量10t以内を設計条件にしている。

図9より分かるように冷却材最高温度は1,100℃と高温のため、一次系の材料にはNb、Mo合金等を考えている。二次系は、1気圧での飽和温度が761℃のカリウムを用いたランキンサイクルであるため、ガスを用いた密閉ブレイトンサイクルよりもずっと体積が小さくなりしたがって重量も小さくなっている。また凝縮機に入るカリウム蒸気の温

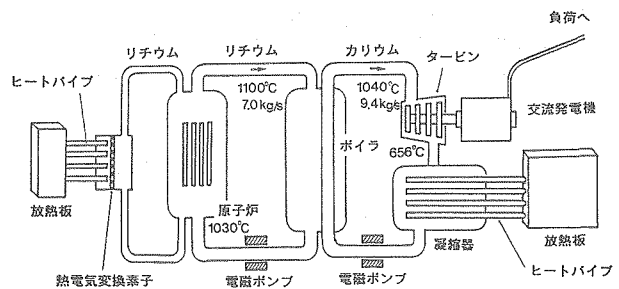


図 9 リチウム炉システム系統図

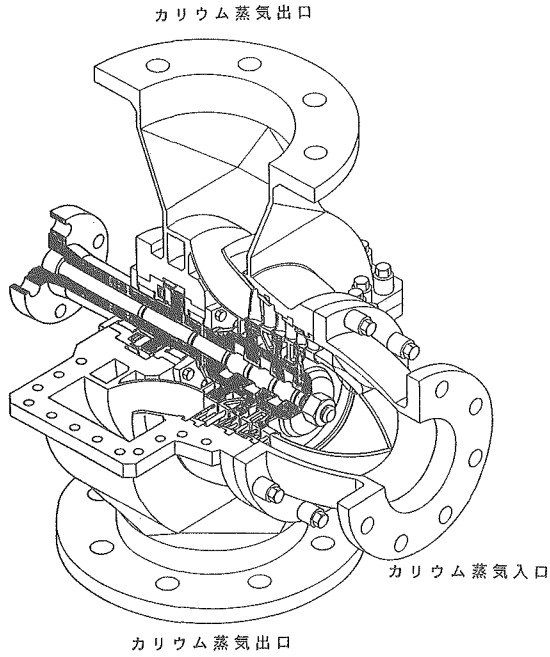


図10 カリウムタービン

度が650℃と高温のため、システムからの排熱を宇宙空間への熱放射を利用せざるをえない宇宙炉システムにとっては、放熱板（ラジエータ）の体積を小さくすることが可能となり好ましいことである。

(2) ナック冷却炉システム

次にナック冷却炉と密閉ブレイトンサイクルを用いた宇宙炉システムについて説明する。米国で開発された宇宙用密閉ブレイトンサイクルを図11に示す⁹⁾。この密閉ブレイトンサイクルの電気出力は10kWeで、現在すでに市販されているものである。

液体金属冷却高速炉と密閉ブレイトンサイクルからなる宇宙炉システムについては、近年特にフランス

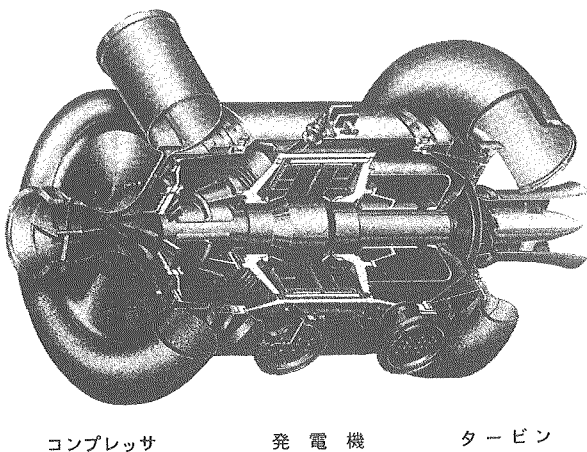


図11 密閉ブレイトンサイクル⁹⁾

において21世紀初頭に宇宙ロケットアリアンVで打ち上げるという構想の下に、ERATOプログラムという計画名で数多くの設計研究がなされてきた¹⁴⁾。この計画の中で検討された、一次系冷却材にはナトリウムを、二次系冷却材にはヘリウムを使用した宇宙炉システムの1例を図12に示す¹⁵⁾。ナトリウムとナックとの違いは余り大きな問題でないので、ここではその議論は省略する。

図12のシステムと図1に示した深海炉のシステムを比較してみると、一次系の機器は本質的に同じものであり、異なっているのは二次系の冷却器だけであるのがわかる。すなわち、図1の深海炉の場合は海水中に熱を放熱する冷却器があるのに対して、図12の宇宙炉の場合には熱放射で無限遠の宇宙空間に放熱するラジエータが設置されている。したがって、将来我が国で深海炉の開発のために図1に示すような地上の試験炉を製作して実験を行う際には、その試験の後に冷却器をラジエータと取り替えることによって、宇宙炉に関する実験も引き続いて行えることになる。

(3) 比較検討

上記で説明したリチウム冷却炉システムとナックあるいはナトリウム冷却炉システムを比較すると次のようになる。

表6に両者を比較して示す¹⁵⁾。ナック冷却炉はリチウム炉と比較して温度が低いので、臨界体積は窒化物燃料の場合よりも少し大きくなるが、酸化物燃料の使用も可能である。また構造材についても鉄ニッケル基合金の使用が可能である。液体金属技術についても現在までの経験が豊富である。リチウムの場合は原子炉を停止したときに固化するため運転を再開する場合には再熔融する必要があり、この技術の開発が必要である。

しかしナック冷却炉は逆に温度が低いために熱効率がリチウム冷却炉と比較して低く、またシステム

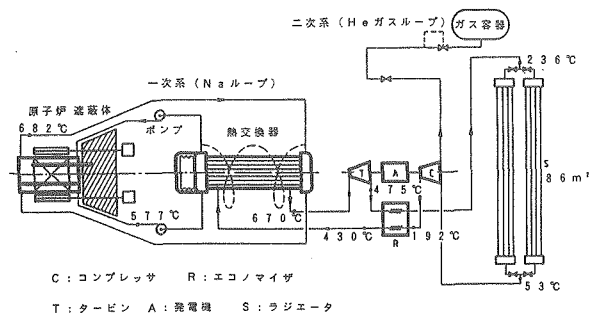


図12 NaK冷却型宇宙炉システム系統図

表6 ナック炉システムとリチウム炉システムの比較 (20kWeシステム)

	ナック炉	リチウム炉
最高温度	650℃以下	1, 150℃以下
燃料	酸化物	窒化物
構造材料	SS316	Mo-Re合金
液体金属技術	有	無 要再熔融技術
重量	2.2 t	2 t
最大発電量 (150㎡放熱板)	45kWe	130kWe
開発リスク	低	高

からの宇宙空間への放熱効率が悪くなるためラジエータが大きくなり、結果的に重量が重くなる。ロケットによる打ち上げには巨額の経費が必要であるので、わずかな重量の差でも大きな意味を持つ。

表6の最大発電量は、アリアンVロケットに搭載可能な放熱板の最大面積に対してどれだけの発電量の炉の設計が可能か検討したもので、リチウム冷却炉システムはナック冷却炉システムの約3倍の発電量になる。

以上総合して考えれば、ナック冷却炉システムはリチウム冷却炉システムより性能は落ちるが、開発リスクはずっと低いものであることがわかる。したがって、実際に我が国で宇宙炉計画が具体化したときには、まず最初にはナック冷却炉システムが採用される可能性が十分にあると考えられる。

3. コージェネレーション炉

3.1 システム概要

コージェネレーション炉は発電と地域暖房を同時に行う原子炉であり、技術者の不足しがちな大都会から遠く離れた、寒冷地の中小都市近郊での使用が期待されている。本研究では、高速炉を用いたガスタービン発電システムとした⁵⁾。上記中小都市の人口を2万~20万程度と想定し、1万kWe、5万kWe、10万kWeの3種類の発電規模のプラントにつき検討した。

一次系は以前に水素製造用に検討した高温高速炉を用いる¹⁶⁾。ここでは炉心主要目を表7として示す。この炉はボイド反応度が負であるとともに、炉容器の周囲に異常発生時に崩壊熱を除去する炉容器空気冷却システムを備えた、安全性に考慮したプラントシステムである。

二次系は深海炉と同様にHe-Xe混合ガスを使用した密閉ブレイトンサイクルとする。このシステムでは、これまでのFBRのようなナトリウム-水反応

表7 コージェネレーション炉炉心主要目

燃料	UN UO ₂ MOX
被覆管材	ハステロイ SUS Nb合金
冷却材	ナトリウム
炉心出力	300-400 MWt
炉心サイズ	直径約140cm ² (2領域炉心)
炉心高さ/直径	1/3-1/4
²³⁵ U濃縮度	18-38%
Pu富化度	22-32%

に対する配慮や水処理の必要がない。

二次系のガスタービン発電の熱効率を高くするためには高速炉の炉容器出口冷却材温度は高温にするのが望ましい。そのため当該温度は、鉄-ニッケル基合金で達成されうる最高温度と考えられる650~700℃とする。図13にコージェネレーション炉のシステム系統図を示す。深海炉および宇宙炉の場合と異なるのは、プレクーラからの除熱を冷却水を用いて行い、この排熱を地域暖房用に用いることである。これにより、システム全体の総合的な熱利用率は85%程度になると期待される。また、図13に示すようにシステムによっては熱効率をさらに上昇させるために、コンプレッサに中間冷却型のものを用いる場合もある。熱効率の計算結果を図14に示す。中間冷却型コンプレッサを用いた場合は、用いない場合に比較して、約3%熱効率が向上するという結果が得られた。

3.2 設計例

上記の3種類の発電規模のプラントにつき概念検討を行った。

(1) 10万および5万kWeシステム

一次系は両者とも2ループ、二次系は10万kWeシステムが4ループ、5万kWeシステムが2ループ、炉容器出口冷却材温度は両者とも700℃とす

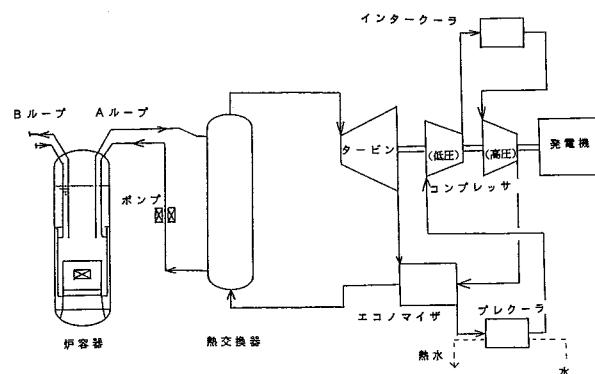


図13 コージェネレーション炉システム系統図

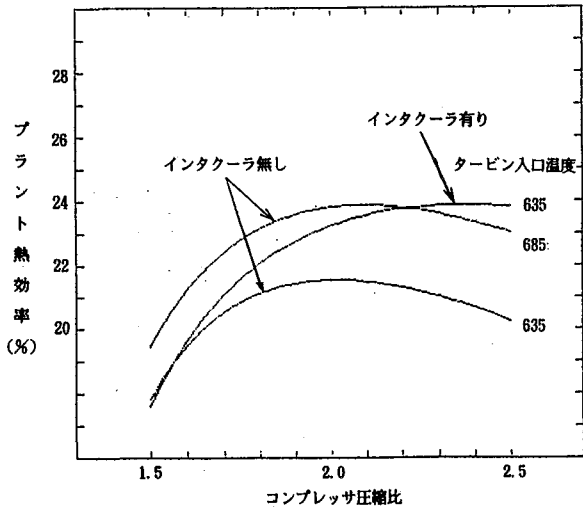


図14 コージェネレーション炉熱効率

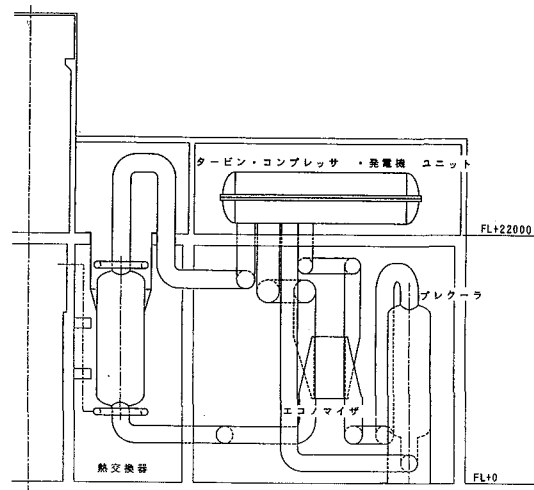


図16 コージェネレーション炉二次系立面図

る。また二次系のガスの循環に非中間冷却型コンプレッサを使用する。システムの熱効率は両者とも約24%となった。

二次系建屋の大きさは、前者では31m(幅)×40m(奥行き)×30m(高さ)、後者では31m(幅)×22m(奥行き)×30m(高さ)である。

このうち後者の5万kWeシステムの場合には、二次系は2.5万kWeシステムを2系統設置しているが、2.5万kWeシステムの1系統の機器配置につき、図15に平面図、図16に立面図を示す。また図17には発電量2.5万kWeのタービン・コンプレッサ・発電機の組み立て断面を示す。

(2) 1万kWeシステム

一次系、二次系とも2ループとし、炉容器出口冷却材温度を650℃とする。二次系では中間冷却型コンプレッサを使用する。これは1万kWeシステム

ではもともとシステム自体が小さいので、中間冷却型コンプレッサ使用しても余り建屋が大きくなることもないという判断によるものである。この結果炉容器出口冷却材温度は650℃という低温でも、システムの熱効率は約24%となった。

二次系建屋についての検討結果では、建屋の大きさは、31m(幅)×23m(奥行き)×30m(高さ)となった。上記のように本システムでは中間冷却型コンプレッサを使用したため、建屋の大きさは1万kWeシステムにもかかわらず5万kWeシステムの場合とほぼ同じになった。

4. 考察

4.1 可搬型炉

深海炉は将来最も実用化が見込まれるものである。我が国ではいま盛んに深海研究が行われているが、日本人は世界中で最も海に親しみを持っている民族である。したがってこのような炉の開発は日本

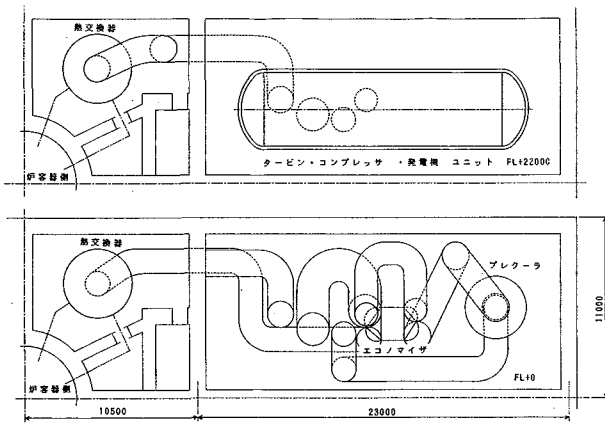


図15 コージェネレーション炉二次系平面図

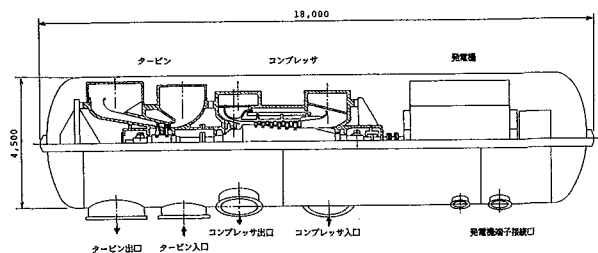


図17 コージェネレーション炉用タービン・コンプレッサ・発電機

がリーダシップをとって行えるものであり、それ故他の国の原子力情勢の変化に余り影響を受けず開発が行えるものである。

深海炉および本論文で取り上げた宇宙炉はナック冷却炉を用いているが、約30年前にナック冷却型の宇宙炉用試験炉はすでに米国で製作され、約2年間運転された実績がある¹⁷⁾。ただしこれは熱中性子炉で、燃料中に減速材のジルコニウムハイドライド(ZrH)を含む燃料を使用したきわめて特殊な原子炉である。米国で現在研究開発されている宇宙炉SP-100は、高濃縮窒化ウラン燃料が用いられた高速炉である。

2.2節で少し紹介したが、フランスの論文による技術難易度評価では、ナック冷却炉のシステムは、他の炉型のシステムと比較して開発が最も簡単であるとされている¹⁵⁾。新型原子炉の開発は簡単にこしたことはなく、したがってこのような技術難易度評価は誠に力づけられるものである。

深海用電源としての高速炉システムと、現在開発が検討されている非原子力システムとしては最も性能のよい固体電解質型燃料電池システムを、重量の点で比較して表8に示す¹⁸⁾。この表は固体電解質型燃料電池システムについては、かなり楽観的な仮定の下に計算した。電力消費量の少ない小型潜水船で固体電解質型燃料電池システムの方が軽量になっているものの、電力消費量の多い無人基地では高速炉システムの方が1桁軽くなっている。特に無人基地用の高速炉の場合は、100kWeで4年間連続運転という仕様のものであるので、この点を考慮するとその差はきわめて大きなものになる。

本論文は高速炉とガスタービン発電を組み合わせたシステムについての報告であるため、本論文の中では報告しなかったが、深海炉としては動力源としてだけでなく熱源としての利用も考えられる。すなわち、将来人類にとって有用な深海微生物が発見されたときに、深海で大量にこのような微生物を飼育する必要が生じると想定されるが、このような微生物飼育用の熱源が必要である。そのような高速炉システムを図18として示す⁷⁾。この設計では一次系には

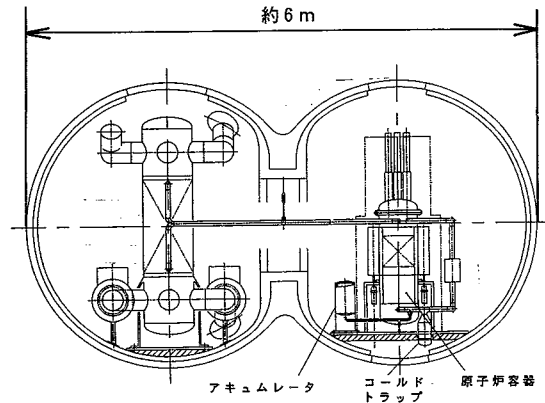


図18 熱源基地用高速炉システム⁷⁾

ナトリウム冷却高速炉、二次系にはヘリウムガスループを用いている。熱源基地の概念は図19に示す。熱源基地内には周囲の約2℃の栄養に富む海水を取り入れ、高速炉の熱で熱源基地内では40~80℃の温度にまで上昇させる。熱源基地の建屋の壁には、断熱性能の良い浮力材を用いている。このような飼育工場を大気圧下の地上で建設するには、数百気圧の領域を作り出すために数千あるいは数万トンの鋼材が必要となり、実質上は不可能と考えられる。

宇宙炉としての高速炉の利用については、最も問題になるのはロケットで打ち上げ失敗時の安全であろう。すなわち、本論文で説明したように宇宙炉の開発そのものは比較的容易でも、このような安全問題で国民の広い理解を得るにはかなり時間がかかりそうに思われる。

本報告ではガスタービン発電として密閉ブレイトンサイクルを採用したが、ヨーロッパの潜水船「サガI」では石油を燃料としたスターリングエンジンが搭載されている。ただ一般的に言ってスターリングエンジンの技術的完成度は密閉ブレイトンサイクルより低く、現在市販しているメーカーも見当たらない。しかし将来的にはスターリングエンジンの技術が十分完成すれば、密閉ブレイトンサイクルよりも小型の設計が可能となるという報告もある。

表8 高速炉システムと固体電解質燃料電池システムの重量比較¹⁸⁾

	小型潜水船	大型潜水船	無人基地
電源仕様	20kWe 7日間 深度6,500m	100kWe 20日間 深度3,000m	50kWe 1年間 深度6,000m
高速炉	14t	15t	38t
燃料電池	7t	26t	567t

4.2 コージェネレーション炉

コージェネレーション炉についてはその開発を本格的に開始しようとするとき、まず問題になるのはこのような大規模なガスタービン発電システムである。これを開発するにはかなりの予算が必要と考えられるので、その前に十分な検討が必要となる。

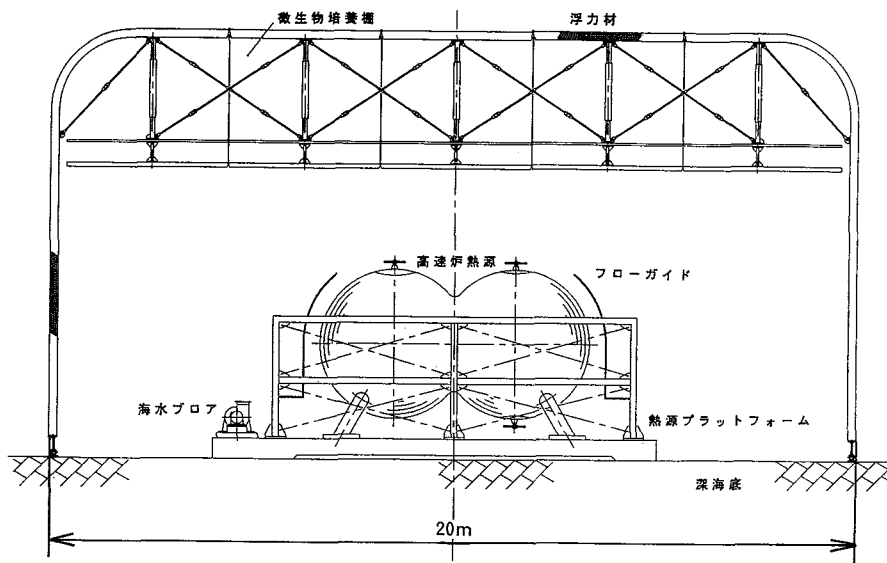


図19 深海熱源基地概念図⁷⁾

しかし、原子炉を用いた地域暖房の要望は、ロシアや中国等の広大な北方地域を有する国々で非常に強い。したがって将来の国際協力の点からも高速炉を利用した地域暖房システムについても、検討を続けるのが好ましいと考える。

4.3 スケジュール

以上検討してきた考え方にしたがって具体的に計画が立てやすい可搬型炉について、ナック冷却炉と密閉ブレイトンサイクルのシステムについての研究開発スケジュール案を図20に示す。本表では現時点からの経過年数で表わしたが、もし現時点から予備研究を始めるとすれば、2015～2020年に深海炉技術が確立しそうである。宇宙炉の方は2025年頃に技術の確立が見込まれる。

5. おわりに

液体金属高速炉とガスタービン発電を組み合わせたシステムにつき検討を行い次の結論を得た。

- ① このシステムは、深海用および宇宙用としての可搬型炉、およびコジェネレーション炉としての利用が可能である。
- ② このうち海底無人基地用の10～40kWeの深海炉の実現性が最も高い。
- ③ 宇宙炉の研究開発は、深海炉の研究開発と重なるものが多く、同時に開発を進めることが可能である。
- ④ コジェネレーション炉については実用化時期を予測するのは困難であるが、設計研究等を行うのが望ましい。
- ⑤ 現時点から研究を開始すれば、2025年頃に可搬型炉の技術の確立が見込まれる。

本研究を行うに当たり、深海炉に関しては海洋科学技術センター高川真一氏に技術的コメントを頂いた。深海底基地の重要性については、東京大学海洋研究所所長の瀬川爾朗教授および藤本博巳助教授より御教示頂いた。また東京大学生産技術研究所浦環教授には海中海底工学フォーラムに誘って頂き、深海研究全般についての知識獲得の機会を使って頂いた。

宇宙炉に関しては、宇宙科学研究所棚次亘弘教授より技術的コメントを頂いた。

さらに、解析作業の実施に際しては可搬型炉およびコジェネレーション炉全般にわたって、(株)三菱総合研究所、川崎重工業(株)および三菱原子力(株)の方々にご協力頂いた。また、密閉ブレイトンサイクルの熱効率の計算では、研修生の大阪大学大学院生岸本耕一氏の協力を得た。

以上の方々に対してここで謝意を表わします。

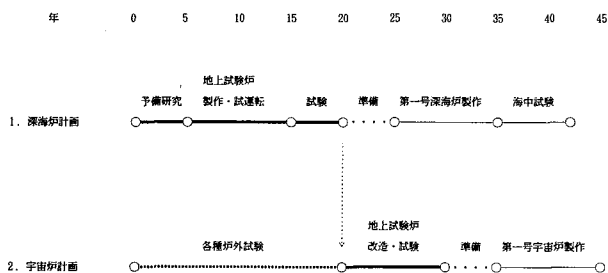


図20 可搬型炉スケジュール案

参考文献

- 1) 藤本、玉木、「概論：中央海嶺研究の新展開に向けて」、月刊 海洋、Vol.24, No. 9, pp.523-526, (1992).
- 2) 大坪、羽賀、「可搬型炉 液体金属冷却炉 高温高速炉概念の検討」、日本原子力学会 第23回炉物理・夏期セミナーテキスト、pp.170-180, (1991).
- 3) A.Otsubo, K.Haga, "Concepts of a High Temperature Fast Reactor," Proc. of The International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources, pp.235-244, (1991).
- 4) 大坪、羽賀、「高速炉を用いた深海用動力源の成立性」、日本原子力学会誌 Vol.34, No.10, pp.26-33, (1992).
- 5) 羽賀、大坪、「液体金属冷却高速炉のフロンティア研究」、日本機化学会 NEWS LETTER POWER & ENERGY SYSTEM 動力エネルギー部門ニューズレター 第5号、pp.4-5, (1992).
- 6) 浦 還 他、「深海調査用小型高温高速炉（動燃）：設計検討例」、海中ロボット技術の入門から応用まで一、社団法人 国際海洋科学技術協会、pp.214-215, (1993).
- 7) A.Otsubo, K.Haga, "Fast Reactor Systems for Deep Sea Research," Proc. of ICENES '93, September (1993), to be published.
- 8) 羽賀、大坪、野村「可搬型炉小型炉心の検討」、日本原子力学会 1992春の年会 要旨集 H 6 p.366 (1992).
- 9) "Space Power, 1990 and Beyond," Allied-Signal Aerospace Company のパンフレット、pp.41-60, (1990).
- 10) R.B.Bird, W.E.Stewart et al., Transport Phenomena, John Wiley & Sons, Inc., p.393 (1960).
- 11) K.Haga, M.Kambe et al., "An Application Study of Transportable Reactor to Lunar Base Power System," Acta Astronautica, Vol.26, No. 5, pp.349-357, (1992).
- 12) 羽賀、片岡、他、「FBR技術を適用した月面炉の検討(1)システム構成」、日本原子力学会 1993春の年会 要旨集 A57, p.57, (1993).
- 13) K.Haga, N.Nomura, et al., "Natural Circulation Analysis of a 300 kWe Lunar Base Reactor under Decay Power Level," Proc. of ICENES '93, (1993), to be published.
- 14) F.Carre, E.Proust et al., "Update of the Erato Program and Conceptual Studies on LMFBR Derivative Space Power Systems," Trans. 7th Symposium on Space Nuclear Power Systems, Conf-900109, pp.381-385, (1990).
- 15) F.Carre, J.Delaplace et al., "Utilisation de l'Energie Nucleaire pour la Production d'Energie Electrique dans l'Espace," Revue Generale Nucleaire, No. 2, pp.113-118, (1989).
- 16) 大坪、羽賀、「高温高速炉概念の検討」、動燃技報 No.78, pp.26-34, (1991年6月).
- 17) D.W.Staub et al., "SNAP Programs Summary Report," AI-AEC-13067, pp.61-86, (1973).
- 18) 大坪、「深海用高速炉システムと燃料システムの比較」、日本原子力学会 1993秋の大会 要旨集 E53, pp.267, (1993).



窒化物燃料による大型受動的安全炉心の検討

林 秀行

大洗工学センター技術開発部

資料番号：89-3

Study on Enhanced Safety Large FBR Core Concepts Using Mixed Nitride Fuel

Hideyuki Hayashi

(Technology Development Division, O-arai Engineering Center)

窒化物燃料を用いた大型受動的安全炉心概念の検討を行った。窒化物燃料を、その高热伝導度とNaとの両立性を活かしてナトリウムボンド型で用いればドップラー効果を有効に作用させることが可能なことがわかった。冷却材温度係数を低減したナトリウムプレナム付き偏平炉心、あるいは、ドップラー係数絶対値を大きくしたスペクトルシフト炉心の概念により、炉心湾曲による負の反応度効果を期待しなくとも、流量喪失スクラム失敗事象(ULOF)時の受動的炉停止が達成できる見通しを得た。

1. はじめに

新型炉開発においては、これまで以上の受動的安全性の強化が望まれている¹⁾。次世代高速炉開発においても受動的安全性の強化は重要な課題である。多重、多様な急速炉停止系によりスクラム失敗確率を設計基準外事象とするこれまでの設計思想に対し、より受動的な原理、単純なメカニズムによってプラントの安全性を確保するという考え方は、安全保障系、工学的安全施設の品質保証および保守・補修に由来する建設・運転コストを削減することに直結するものであり、軽水炉と経済性で競合可能な高速炉を実現するための手段の一つであると位置づけることもできる。

これまでの受動的安全炉の検討では、スクラム失敗事象(ATWS事象)を想定しても受動的原理により炉心出力が減少して安定冷却が可能となり、炉心崩壊事象を回避し得る概念(以後、受動的炉停止と呼ぶ)が指向されている。米国のPRISM(Power Reactor Inherent Safe Module)設計にみられるように、受動的安全性を強化する場合には、炉心反応度特性および熱除去の観点から小型炉が有利である。しかし、高速炉の実用化の方向性については、スケールメリットの追求が有力な選択肢であり、プラントの大型化により建設コストを低減する考え方

が依然として重要である。

本研究は、受動的安全性を強化した大型炉心概念を創出し、実用化に対する高速炉の多様な可能性を示すことを目的とした。

2. 受動的安全性強化の方向性

高速炉において受動的炉停止を達成しようとする場合に関連する反応度効果を模式的に表わしたのが図1である。反応度効果は炉心特性、燃料物性に係わるものと、炉心と原子炉構造との相対関係によるものとに大別できる。

炉心特性については、図に挙げたようにドップラー効果と冷却材密度変化による反応度効果が主要

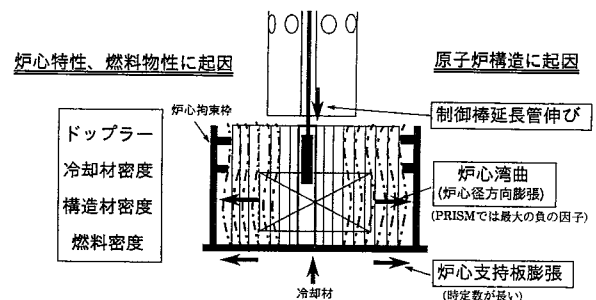


図1 高速炉の受動的炉停止に関連する反応度効果

なものである。ドップラー効果については過出力型事象においては常に負の反応度フィードバックを与えるが、流量喪失型事象の場合には、燃料の熱伝導度、通常時の線出力および燃料と被覆管のギャップコンダクタンスにより正負および大きさが変化し、一通りではない。冷却材密度変化は大型炉では一般的に正の反応度要因となっている。一方、原子炉構造との関係については、これまでの設計例では制御棒延長管の伸び、炉心湾曲、炉心支持板膨張が考慮されているが、この中では炉心湾曲反応度の重要度が大きい。

PRISM設計では、小型炉心とするとともに、燃料を熱伝導度の高い金属燃料としている。同設計におけるATWS事象解析で重要な点は、ドップラー効果等の直接的な反応度特性だけでなく、炉心湾曲による負の反応度効果を期待しており、これが事実上の支配因子になっていることである²⁾。

耐震設計条件が厳しい我が国においては、炉心を拘束棒で支持する方式がとられており、多数の集合体からなる大型炉心に対しては、湾曲による負の反応度効果を期待するのは難しい。また、PRISM設計のように原型プラントで受動的安全性を実証するというアプローチは大型炉心では現実的ではない。以上の観点から、本研究では、炉心湾曲反応度に期待せずに受動的炉停止を達成することを目標とした。なお、本研究では受動的炉停止の具体的な判断条件を①冷却材沸騰が生じないこと②燃料溶融が生じないこととした。

3. 窒化物燃料とその特長

窒化物燃料は、①重元素密度が高く高増殖性が得られる、②高熱伝導度により高線出力設計が可能で燃料加工コストを低減できる、③実績のある湿式再処理が適用可能である点が注目され、経済性の高い将来燃料として有力視されてきた。表1には、窒化物燃料の主要な物性について、酸化物および金属燃料と比較して示した。本研究では、窒化物燃料につ

表1 窒化物燃料の主要な物性

	窒化物	酸化物	金属
化学形態	(U,Pu)N	(U,Pu)O ₂	U-Pu-10%Zr
密度 (g/cm ³)	14.3	11.0	16.0
融点 (°C)	2500	2750	1080
熱伝導度 (W/cm ² °C)	0.186 (U _{0.8} Pu _{0.2})N 927°C	0.025 O/M=1.98 1000°C	0.251 800°C
Naとの両立性	良好	不良	良好

いて、経済性の向上というこれまでの位置づけを変更し、その高熱伝導度とナトリウムとの両立性の特長をすべて受動的安全性の強化に回すとの考え方をとっている。なお、窒化物燃料を使用する場合、天然窒素を用いるか¹⁵Nを100%近くまで濃縮して用いるかのオプションがあるが、本研究では¹⁴Cを発生させないとする方針により、¹⁵Nが100%として解析した。

4. 窒化物燃料による受動的安全性強化へのアプローチ

これまでの受動的安全プラントの設計例では代表的ATWS事象として、流量喪失スクラム失敗事象(ULOF)、除熱源喪失スクラム失敗事象(ULOHS)、過出力スクラム失敗事象(UTOP)が検討されている。UOHSでは炉心支持板の膨張反応度が早期に入りULOFよりもマイルドな事象となることが知られている。UTOPについては、制御棒1本当たりのワースを制限する、高信頼度のロッドストップ機構を用いる等の設計対応が考えられ、また、ULOF事象への対策により付随的に対応が図られる面がある。

本研究では、ULOF事象における受動的炉停止の達成を当面の目標として検討を進めた。

大型炉でULOF時の受動的炉停止を達成する場合にまず考慮すべき反応度要因は燃料温度変化によってきまるドップラー反応度フィードバックである。勿論、ドップラー係数は如何なる場合も負であり、ULOF時に負のドップラー反応度フィードバックを得るためには通常運転時の燃料温度を引き下げてULOF事象時に燃料温度が上昇するように推移させることが必須である。窒化物燃料は金属燃料と同様にナトリウムとの両立性が良好であり、ナトリウムボンド型燃料として用いることによりULOF時に負のドップラー反応度フィードバックを得ることが可能である。窒化物燃料でもヘリウムボンドとする場合にはギャップコンダクタンスが小さく負のドップラー反応度フィードバックを得ることはできない。

以上の検討を踏まえ、炉心湾曲反応度を期待せずに受動的炉停止を達成するために、本研究では、まず、ナトリウムボンド型窒化物燃料の採用を前提とし、線出力についても最大400W/cm程度とするものとした。

5. 受動的安全炉心概念の創出

5.1 受動的炉停止達成と炉心反応度特性

ナトリウムボンド型窒化物燃料を用いる場合、冷却材温度係数をどの程度まで減少させる必要がある

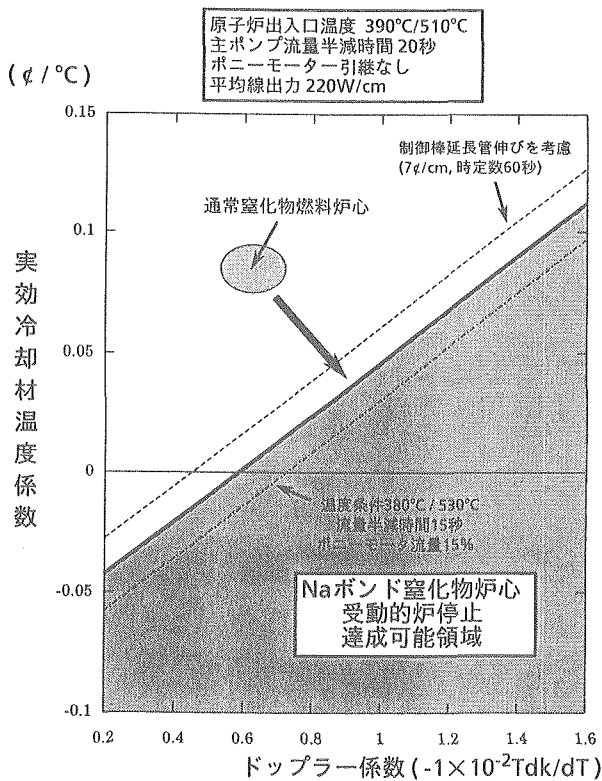


図2 ULOF時受動的炉停止達成可能領域
(炉心湾曲反応度を考慮しない)

か、定格時原子炉出入口温度条件、主ポンプ流量半減時間をどのように設定すべきかについては、あらかじめ炉心動特性コードを用いて、パラメータサーベイにより予測する必要がある。ULOF時の冷却材最高温度に対する冷却材温度係数、ドップラー係数、プラント条件の感度解析を実施して、セーフティマップとして作成したのが図2である。横軸、縦軸はそれぞれドップラー係数絶対値、実効冷却材温度係数を示している。実効冷却材温度係数とは本研究で便宜的に定義したものである。通常の冷却材温度係数は炉心体系の冷却材温度が一様に1℃変化した時の反応度として定義されるのに対し、実効冷却材温度係数は運転時に炉心上端の冷却材温度が1℃変化するとき生ずる反応度と定義した。これは冷却材温度変化は発熱部上端が最も大きく、過渡時の冷却材温度変化による反応度フィードバックの指標としては、運転時の冷却材温度上昇プロファイルを考慮する必要があるからである。実効冷却材温度係数を用いればNa密度係数の軸方向分布が著しく異なる炉心間の比較が可能である。つまり、上軸ブランケット削除型炉心等、Na密度係数軸方向分布が非対称な炉心を考慮したものであり、Na密度係数

軸方向分布が対称な炉心では実効冷却材温度係数は通常の冷却材温度係数のほぼ1/2である。

図に実線で示したが、このセーフティマップはプラント条件が原子炉出入口温度390℃/510℃、主ポンプ流量半減時間20秒、ポニーモーター引継なしをレファレンスとして示している。斜線部がULOF時受動的炉停止の達成可能領域を示している。また、同図には、従来の窒化物燃料炉心の反応度特性の概略位置を示したが、炉心湾曲反応度を期待せずに受動的炉停止を達成するための冷却材温度係数の低減幅、ドップラー係数絶対値の増加幅の概略が理解できる。

5.2 冷却材温度係数を低減した炉心の検討

ULOF時受動的炉停止達成への第1のアプローチとして冷却材温度係数を大きく低下させる概念を検討した。冷却材温度係数の低減は、高速炉開発の当初から検討されてきたナトリウムボイド反応度の低減と本質的に同じである。冷却材温度係数を低減する方法としては、炉心形状を扁平とする、内部ブランケットを配置する等により炉心部の中性子束分布の曲率を大きくし、中性子漏洩成分を大きくするのが有効である。本研究では、さらに冷却材温度係数を低減する方策として、炉心周囲にナトリウムプレナムを設置する概念を選定した。これは1990年のFBR安全性会議(米国、ユタ州、スノーバード)で、ナトリウムボイド反応度低減策としてロシアが提案したものであり、ボイド化時あるいは流量減少時のナトリウムの反射効果の減少を利用するものである³⁾。

図3には以上の方針のもとに作成した100万kW級のナトリウムプレナム付き扁平炉心の炉心配置を示した。表2には、炉心主要目を示した。冷却材温度係数については炉心部とナトリウムプレナム部の内訳および実効冷却材温度係数を示した。前述のように通常の定義では炉心部とナトリウムプレナム部の単純和により正の値となるが、ナトリウムプレナム部の冷却材温度変化が大きいことにより、実効冷却材温度係数は負となる。

また、同炉心に対してULOF時の炉心挙動を解析した例を図4に示した。同図は定格時原子炉出入口温度390℃/510℃、主ポンプ流量半減時間20秒、ポニーモーター引継なしの条件で解析したものである。ナトリウムボンド型燃料の採用によりドップラー反応度が負となるとともに、ナトリウムプレナムの効果により冷却材温度反応度フィードバックも負となっており、受動的炉停止が達成されている。

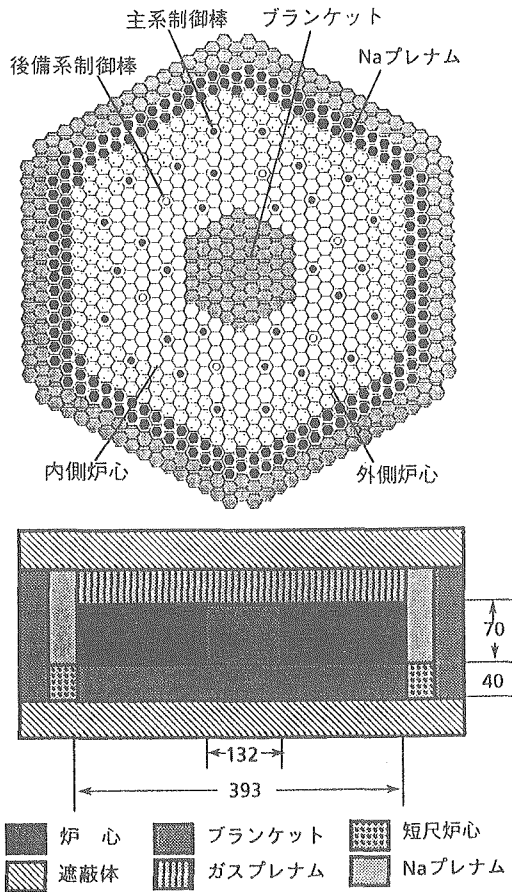
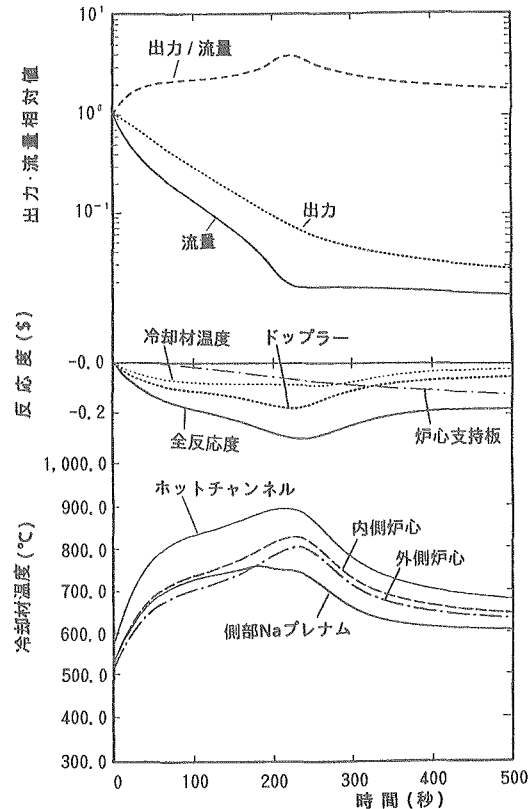


図3 Naプレナム付き偏平炉心炉心配置図



原子炉出入口温度 390°C/510°C
主ポンプ流量半減時間20秒
ボーンモーター引継なし

図4 ナトリウムプレナム付き偏平炉心のULOF時挙動

表2 Naプレナム付き偏平炉心主要目

原子炉熱出力 (MW)	2,600
運転サイクル (day)	365
炉心燃料交換バッチ	5
炉心燃料集集体数 (体) (内側炉心/外側炉心)	246/198
ブランケット集集体数 (体)	259
制御棒本数 (本) (主系統棒/後備系統棒)	30/6
最大線出力 (W/cm)	381
炉心平均線出力 (W/cm)	228
炉心取出平均燃焼度 (MWd/t)	128,000
増殖比	1.14
燃焼欠損反応度 (%ΔK/KK')	3.2
Pu富化度 (w/o) (内側炉心/外側炉心)	18.7/21.3
ピーク高速フルエンス (nvt)	4.7×10^{23}
ドップラー係数 (Tdk/dT) (炉心部)	-4.09×10^{-3}
冷却材温度係数 (c/°C) (炉心部) (Naプレナム部)	0.020 (0.113) (-0.093)
実効冷却材温度係数 (c/°C)	-0.038
燃料ピン径 (mm)	7.0
燃料スミア密度 (%TD)	80
集集体燃料ピン数 (本)	331
集集体配列ピッチ (mm)	161.0

5.3 ドップラー係数を増加した炉心の検討

(1) スペクトルシフト炉心のサーベイ

第2のアプローチとして、主にドップラー係数絶対値を増加させることにより受動的炉停止を達成する方法を検討した。ドップラー係数絶対値を増加させる代表的な方法としては、炉心スペクトルをソフトな方向にシフトする方法が考えられる。スペクトルシフトは炉心の増殖特性を悪化させるが、1.2程度の増殖比が確保できればFBR本来の目的は損なわれないと判断し、どの程度のドップラー係数の改善が可能かを検討した。減速材物質として水素化ジルコニウムを採用し、その添加割合と炉心燃焼特性および反応度特性の関係をサーベイした。水素化ジルコニウムの組成は西独の実験炉KNK-2での使用経験を基に $ZrH_{1.6}$ とした。表3は炉心高さ90cmの径ブランケットなし均質炉心の内側炉心に水素化ジルコニウムを添加する時の添加割合と炉心燃焼特性および反応度係数の変化を示したものである。同表に示されるように、水素化ジルコニウムの添加に従い、内部転換比の減少により燃焼反応度が増加することがわかる。増殖比については基準の1.185から

表3 ZrH_{1.6}を内側炉心の一様に添加した時の燃焼特性(100万kWeクラス炉心、炉心高さ90cm、径ブランケットなし)

ZrH _{1.6} 添加割合	0%	3%	6%	9%
炉心等価直径 (cm)	309	312	314	317
Pu富化度(w/o) (内側炉心/外側炉心)	12.0/21.1	13.6/21.3	14.7/21.4	15.5/21.9
燃焼反応度(%ΔK/KK')	1.46	2.34	2.90	3.48
増殖比(平衡サイクル)	1.185	1.122	1.081	1.040
炉心平均燃焼度(MWd/t)	121300	121300	120900	120300
ピーク高速フルエンス (nvt,E≥0.1MeV)	4.70×10 ²³	4.06×10 ²³	3.67×10 ²³	3.40×10 ²³
ドップラー係数(Tdk/dT) (炉心部)	-6.21×10 ⁻³	-9.84×10 ⁻³	-11.63×10 ⁻³	-12.91×10 ⁻³
実効冷却材温度係数 (c/°C)	0.087	0.072	0.065	0.060

減少していくが、添加割合9%でも1.040となっており、径ブランケットを配置すれば約1.2の増殖比が得られると予測できる。また、反応度係数についてみると、水素化ジルコニウムの添加に対するドップラー係数の感度は大きく、9%の添加により絶対値が2倍以上となっている。実効冷却材温度係数についても9%添加の場合、約30%の低減効果があることがわかる。

(2) 130万kWe級スペクトルシフト型窒化物燃料炉心

スペクトルシフト炉心に関するサーベイ結果に基づき、130万kWe級のスペクトルシフト型窒化物燃料炉心を設定した。図5には炉心配置図、表4には炉心主要目を示した。水素化ジルコニウムピンの集合体内配置については大きなサーマルスパイクを避けるとの考えから、できる限り均一な配置とするものとした。また、出力分布平坦化に関するサーベイの結果、内側炉心への水素化ジルコニウムの添加割合を約6%、外側炉心への添加割合を約3%としている。表4に示されるように、炉心平均燃焼度は約10万MWd/tとしたが、増殖比1.18、燃焼反応度2.9%Δk/kk'が得られている。高速中性子フルエンスについては、スペクトルシフトにより30%程度低下しており、高燃焼度化の観点からも好ましい結果となっている。反応度係数については、ドップラー係数、冷却材温度係数ともにサーベイ計算で予測された範囲にあり、ドップラー係数が $-13.3 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ と従来の炉心の約2倍、冷却材温度係数は0.100c/°C(実効冷却材温度係数0.050c/°C)と従来の炉心の30%減となっている。

6. おわりに

本研究で検討した2つの大型炉心概念について、その反応度特性をセーフティマップ上に表わしたも

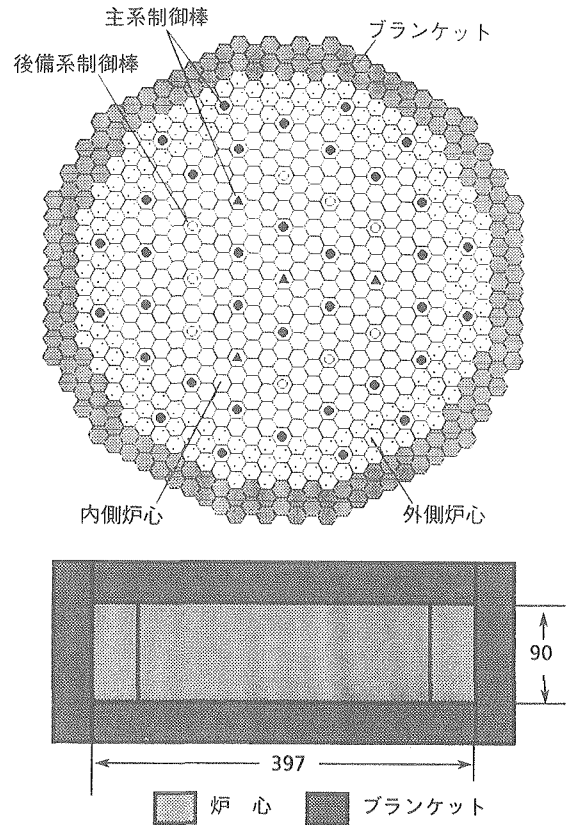


図5 1300MWe級スペクトルシフト炉心配置図

表4 1300MWe級スペクトルシフト炉心主要目

原子炉熱出力 (MW)	3,200
運転サイクル (day)	384
炉心燃料交換バッチ	4
炉心燃料集合体数 (体) (内側炉心/外側炉心)	276/186
ブランケット集合体数 (体)	174
制御棒本数 (本) (主系統棒/後備系統棒)	40/9
最大線出力 (W/cm)	380
炉心平均線出力 (W/cm)	223
炉心取出平均燃焼度 (MWd/t)	101,400
増殖比	1.18
燃焼欠損反応度 (%ΔK/KK')	2.9
Pu富化度 (w/o) (内側炉心/外側炉心)	15.2/19.8
ピーク高速フルエンス (nvt)	2.9×10 ²³
ドップラー係数 (Tdk/dT) (炉心部)	-13.3×10 ⁻³
冷却材温度係数 (c/°C)	0.100
実効冷却材温度係数 (c/°C)	0.050
燃料ピン径 (mm)	7.1
燃料スミア密度 (%TD)	80.5
集合体燃料ピン数 (本)	331
集合体配列ピッチ (mm)	167.3

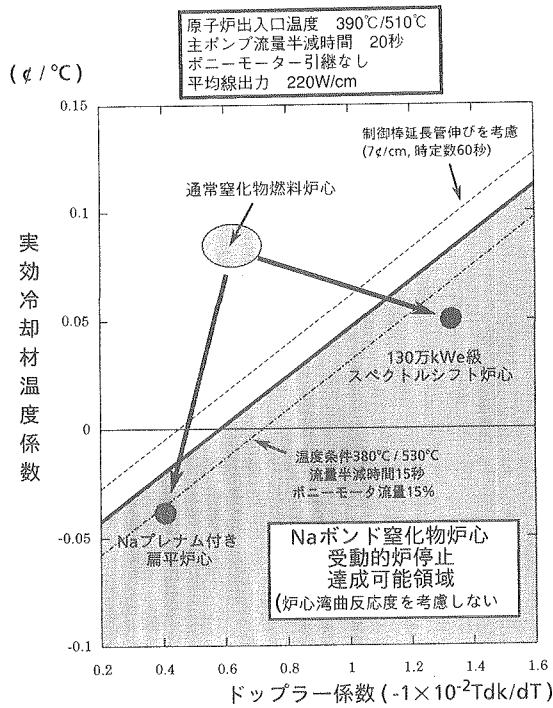


図6 大型受動的安全炉心の反応度特性

のが図6である。ULOF時受動的炉停止を達成するために、冷却材温度係数を大きく低下させたナトリ

ウムプレナム付き扁平炉心およびドップラー係数絶対値を大きく増加させたスペクトルシフト炉心が同図により特徴づけられている。以上のようにナトリウムボンド型窒化物燃料を用い、炉心反応度特性を調整することによって、炉心湾曲等の不確かさの大きな負の反応度効果に依存しなくとも受動的炉停止を達成できる見通しが得られた。2つの大型炉心概念の比較では、炉心形状のシンプルさ、炉心径の観点から、スペクトルシフト型窒化物燃料炉心が、より有望な炉心概念であると考えられる。今後、静特性、動特性に関する詳細検討を実施し、同炉心の詳細な特性を明らかにしていく必要がある。

参考文献

- 1) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Objectives for the Development of Advanced Nuclear Plants," IAEA-TECDOC-682, Vienna (1993).
- 2) E.L.Gluekler, N.W.Brown et al. "Safety Characteristics of a Small Modular Reactor," Proc. of Int. Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, Tennessee, U.S.A., April (1985).
- 3) V.I. Matveev, S.B. Bobrov et al. "Physical Grounds for Further Improvement of Fast Sodium Power Reactor Safety," Proc. of Int. Fast Reactor Safety Meeting, Snowbird, Utah, U.S.A., Oct. (1990).
- 4) W.F. Lyon et al. "Performance Analysis of a Mixed Nitride Fuel System for an Advanced Liquid Metal Reactor," Proc. of ANS Winter Meeting, Nov. (1990).
- 5) H.Hayashi, Y.Yamashita. "Study on Enhanced Safety Large FBR Core Concept," Proc. of ANP '92 Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Tokyo, Japan, Oct. (1992).



入量計量槽中のUおよびPu濃度 非破壊計量分析装置の開発 —リッチマンズデンシトメータの開発—

北川 修 阿部 勝男 黒澤 明
久野 祐輔 舛井 仁一

東海事業所再処理工場工務部

資料番号：89-4

Non-Destructive Assay System for Uranium and Plutonium
in Input Dissolver Solution of Tokai Reprocessing Plant
—The Development of Rich Man's Densitometer—

Osamu Kitagawa Katsuo Abe Akira Kurosawa

Yusuke Kuno Jin-ichi Masui

(Technical Service Division, Tokai Reprocessing Plant, Tokai Works)

リッチマンズデンシトメータは、1991年からJASPAS項目の1つとして、使用済燃料溶解液中のウランおよびプルトニウム濃度を迅速かつ精度良く分析できる非破壊分析装置として開発された。

本装置は、Kエッジデンシトメータ(KED)とエネルギー分散型蛍光X線分析装置(XRF)を組み合わせたものである。測定原理は、KED法によりウラン濃度を測定し、XRF法によりU/Pu比を測定して、この両者からプルトニウム濃度を求めるものであり、保障措置上有効な技術と考えられる。本稿においては、本技術の紹介を行うとともに、使用済燃料溶解液を用いた試験についても併せて報告する。

1. はじめに

1991年からJASPAS（日本の対IAEAへの保障措置技術開発支援計画）項目の1つとして、使用済燃料溶解液中のウランおよびプルトニウム濃度を迅速かつ精度良く分析できる非破壊入量計量分析装置（リッチマンズデンシトメータ）の開発を進めている。

再処理工場における入量計量管理分析（使用済燃料をせん断、溶解した後、核物質量を確定するために行われる測定）は、再処理工場の核物質収支を把握する上で重要な分析であり、保障措置上においても重要な分析項目の一つである。

現在、主工場の入量計量槽からサンプリングされた試料は、施設計量管理分析に使用される一方、IAEAおよび国の査察官の立会いのもとで査察分析試料を調整・取去し、各々の分析所において分析される。ここで得られた結果をもとに再処理工場の計量報告値の検証が行われている。図1に入量計量管理分析に係わる施設分析および査察分析の実施体制を示す。

入量計量に係わる施設側分析は、使用済燃料溶解液中の核物質の測定として最も信頼性が高い手法と

考えられる同位体希釈質量分析法(IDMS)で行われているが、この方法は分析結果を得るまでに数日から1週間ほど要する上、分析作業に熟練性が要求されるという短所も有する。また査察分析においては、試料の輸送等から分析結果を得るまでに2～3カ月を要するため、保障措置上の適時性の確保（プルトニウムは1カ月以内が要求される）および保障措置の効率化の観点からも、IAEAより現場での迅速な測定手法の開発が求められている。

このような背景から入量計量/査察分析の迅速化および省力化を図るため、リッチマンズデンシトメータを開発した。

なお、本装置はX線発生装置を使用しない非破壊分析装置として、米国と共同開発しているブアマンズデンシトメータ¹⁾に対し、リッチマンズデンシトメータと命名された。

2. 装置

使用済燃料溶解液の非破壊測定装置として、Kエッジデンシトメータ(KED)とエネルギー分散型蛍光X線装置(XRF)を組み合わせたハイブリッドKED/

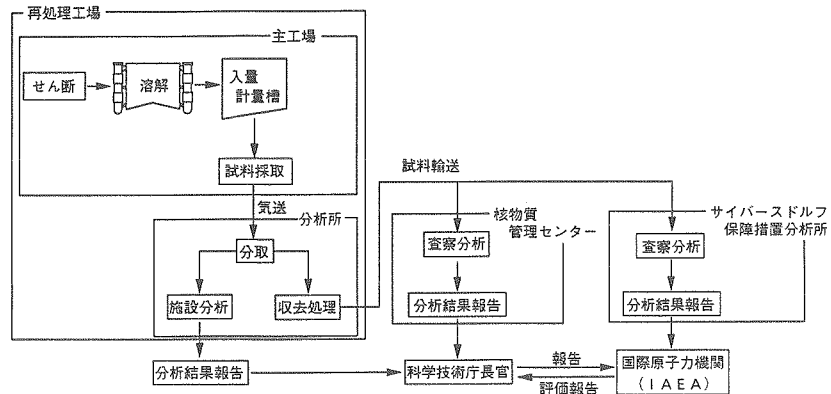


図1 入量計量分析の実施体制図

XRF装置が独国KfKで開発され²⁾、現在は仏国UP3での実査察分析に使用されている。この装置は、KED法でウラン濃度を測定し、XRF法でU/Pu比を測定して、この両者の測定結果からプルトニウム濃度を求めるものである。

我々は上記装置を参考として、①操作性を考慮して測定セルをフロー・タイプとする、②既設の高放射性試料分析セル内空間（1 m幅×0.6 m奥×1 m高）へ設置するため小型化を図る、③エネルギー校正（チャンネル数とX線エネルギーの関係の校正）に鉛のX線を使用することにより他のRI線源の使用を回避する、④保守性を高めるため一般に市販されている装置を無改造で使用する等を考慮しつつ、リッチマンズデンシトメータの設計・製作を独自で行った。

図2は、本装置の測定部を示したものである。装置は鉛遮蔽体の中にコンパクトに設置され、中央に設置されたX線管球、両側に設置されたKED用とXRF用のゲルマニウム検出器、2つの測定セルそしてコリメータ等で構成されている。測定セルはフロータイプになっており、試料を吸い上げることでKED用およびXRF用の測定セルに充填される

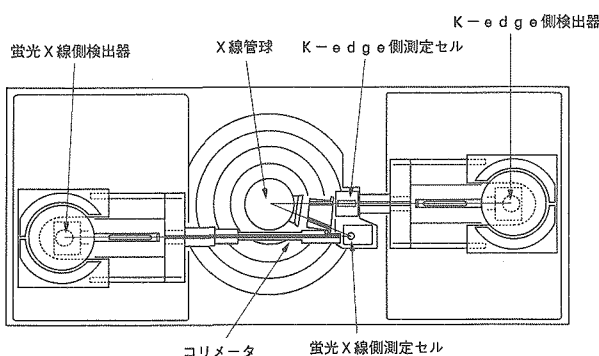


図2 ハイブリッドデンシトメータ測定部

が、必要試料量はわずか8 mlである。

X線管球から発生した連続X線は、コリメータによりKED測定用とXRF測定用に分けられ、試料で満たされた各々の測定セルに照射される。25mm長のKED用測定セルを透過したX線は、エネルギーフィルタおよび直径1 mm以下のコリメータを通過した後、KED用ゲルマニウム検出器で測定される。

一方、XRF用測定セル内のウラン、プルトニウムは連続X線で照射され、これにより発生した蛍光X線は、150度の角度をもって取り出され、KED部と同様にコリメートされた後、XRF用ゲルマニウム検出器で測定される。

3. 方法

3.1 Kエッジデンシトメータ(KED)

図3は、実際に東海再処理工場での溶解液(PWR燃料、燃焼度27000MWD/t、ウラン濃度188g/l、プルトニウム濃度1.6g/l)を測定して得られたKED検出器でのスペクトルであり115.6keVにウランのK吸収端が確認できる。

ウラン濃度は、K吸収端の高エネルギー側の計数値

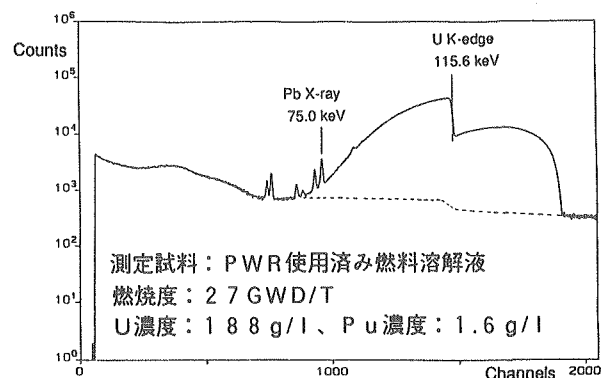


図3 K-edgeスペクトル

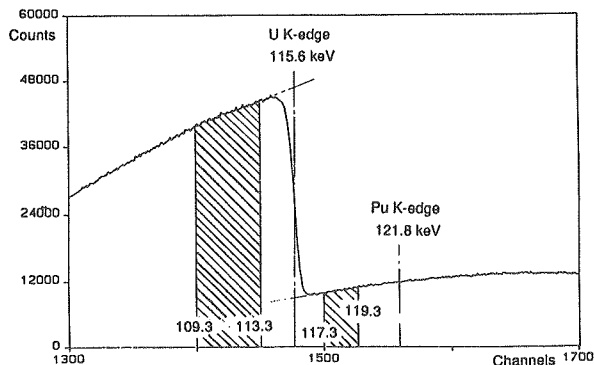


図4 外挿法による計数値の決定

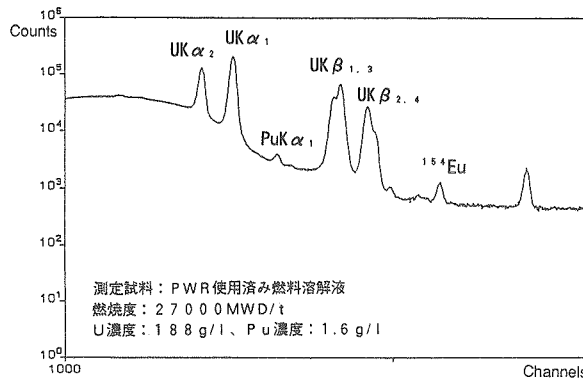


図6 XRFスペクトル

C(Eu)と低エネルギー側の計数値C(EI)の比と比例するため、次式で計算される。

$$U(g/l) = 1/(\Delta\mu \cdot d) \cdot \ln(C(Eu)/C(EI))$$

ここで、 $\Delta\mu$ はエネルギーEuおよびEIにおける質量吸収計数の差、dは測定セルの長さである。

図4に示したように、ウランのK吸収端前後に109.3~113.3keVと117.3~119.3keVのウィンドウを設定し、それぞれのウィンドウ内でチャンネル数-カウント数の関係を1次の最小二乗法でフィッ

ティングし、その結果をK吸収端エネルギーまで外挿し、それぞれの交点をC(Eu)、C(EI)とし、この値を計算に用いる。

エネルギー校正は、連続X線によりコリメータ等から発生する鉛のK α_1 -X線(74.97keV)と、図5に示すようにK吸収端近傍のスペクトルを2次微分することにより求めたウランのK吸収端(115.6keV)を用いて行われる。また、照射X線によるコンプトン散乱等から生じるバックグラウンド成分は、MGAコード³⁾として知られているプルトニウムの γ 線スペクトル解析用ソフトウェアでの手法を参考にし、測定スペクトルから差し引くことで補正される。

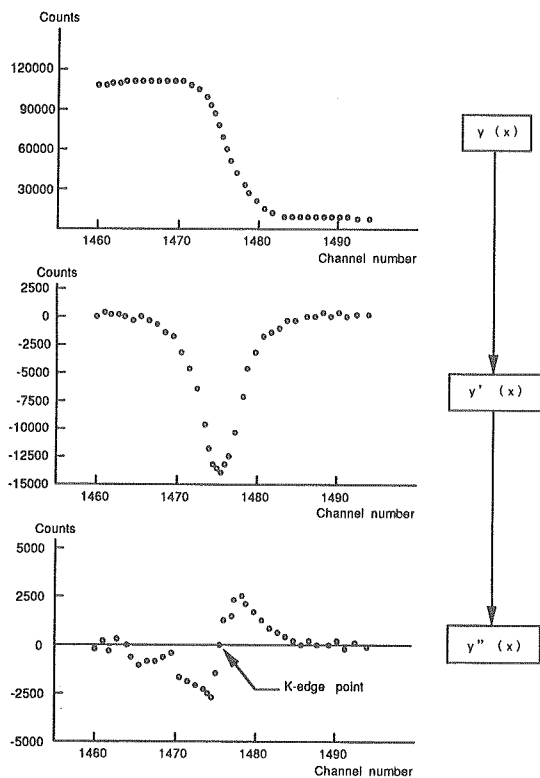


図5 微分によるK-edgeポイントの決定

3.2 エネルギー分散型蛍光X線分析法(XRF)

KEDスペクトルと同様の溶解液を測定したXRFスペクトルを図6に示した。測定対象となるU-K α_1 (98.44keV)およびPu-K α_1 (103.76keV)の特性X線のピークが確認できた。

U/Pu比の算出方法を以下に示す。

- (1) エネルギー校正は、ウランのK α_1 、K α_2 、およびK β_1 を用いて行う。
- (2) バックグラウンド補正は、KEDの場合と同様に行う。
- (3) バックグラウンドを差し引いたスペクトルからU-K α_1 およびPu-K α_1 X線のピークネット値を算出する。
- (4) 全計数効率比Fは、測定セルの形や検出器の特性に依存するので、標準試料等の測定による校正で決定する。

したがって、U/Pu比は次式で計算される。

$$\frac{U}{Pu} = \frac{A(U)}{A(Pu)} \cdot \frac{P(U(K\alpha))}{P(Pu(K\alpha))} \cdot \frac{F}{R_{U/Pu}}$$

ここでAは質量数、Pはピーク面積(ネット)、F

表1 K-edge法の繰り返し精度

	ln [C (El)/C (Eu)]
1	1.5157
2	1.5101
3	1.5102
4	1.5139
5	1.5175
6	1.5092
7	1.5076
8	1.5155
9	1.5105
10	1.5134
平均	1.5124
標準偏差	0.217%
測定時間	: 1000秒(LT)
U濃度	: 182.5g/l

表2 XRF法の繰り返し精度

	ピーク面積比 (U/Pu)
1	197.7
2	193.4
3	196.2
4	201.4
5	202.0
6	198.4
7	200.1
8	191.9
9	198.1
10	194.2
平均	197.3
標準偏差	1.730%
測定時間	: 3000秒(LT)
U濃度	: 182.5g/l
Pu濃度	: 1.540g/l

は全計数効率比、 $R_{U/Pu}$ は蛍光X線の励起確率比²⁾である。

4. 実験および結果

測定の再現性を評価するために、PWR燃料の溶解液 (U濃度182.5g/l、プルトニウム濃度1.54g/l) を用いて、10回繰り返し測定を行った。この結果を表1および表2に示す。KED法では、1000秒測定で再現精度約0.2%と良好な結果が得られたが、XRF法では、3000秒測定で再現精度約1.7%であった。

これについては、第15回ESARDA (欧州保障措

置研究開発協会) ミーティングでも報告したが、X線管球と測定セル間の距離を短縮することや測定セルとコリメータのジオメトリを調整することにより、プルトニウム濃度測定精度は、査察側から求められている1%以下を達成できるものと考え、X線管球の変更および図7に示すような測定部の改造を実施し、ホット試験2を行った。

その結果を表3に示す。KED法では、改造前と同様に1000秒測定で再現精度約0.2%と良好な結果が得られ、XRF法では、1000秒測定で再現精度約1.0%、3000秒測定では約0.7%と、ともに良好な結

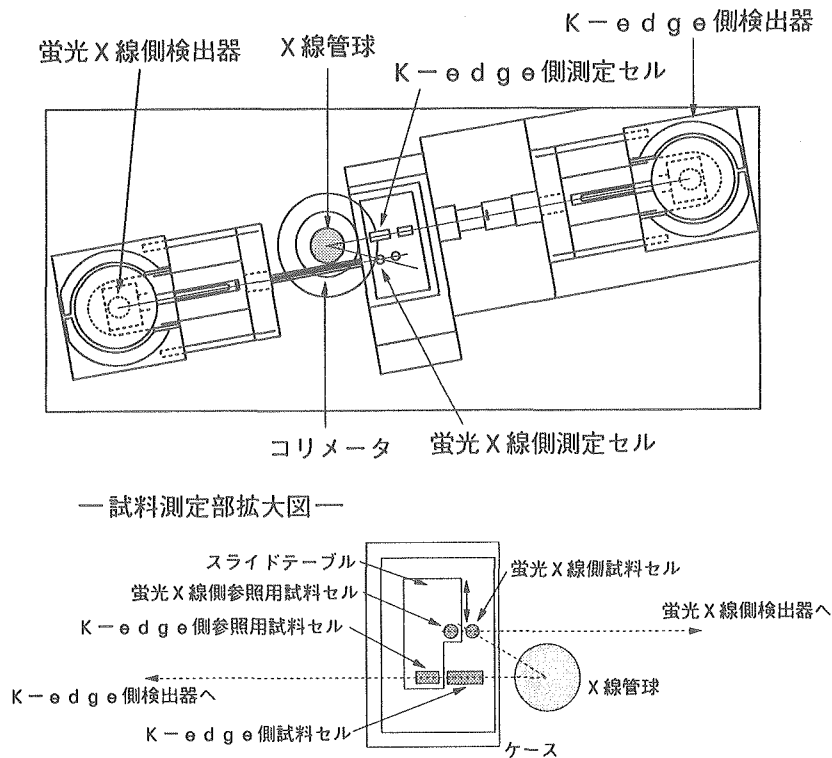


図7 改造後のリッチマンズデンシトメータ測定部

表3 改造後の繰り返し精度

	K-edge法	XRF法
	U(g/l)	U/Pu比
1	197.80	155.0
2	197.38	155.4
3	197.66	155.7
4	197.84	155.6
5	197.05	158.9
6	196.44	154.6
7	197.13	158.5
8	197.56	155.3
9	197.26	156.3
10	197.32	157.7
平均	193.32	156.3
標準偏差	0.216	0.981
測定時間	1000秒(LT)	

果を得ることができた。

ウラン、プルトニウム濃度およびU/Pu比の異なる溶解液を本装置で測定し、従来法であるIDMS法と比較した結果を表4に示す。ウラン濃度およびプルトニウム濃度測定結果は、ともにIDMS法との平均偏差が1%以下と良好な一致を示した。

5. おわりに

使用済燃料溶解液中のウランおよびプルトニウム濃度を精度良く、迅速に測定できるリッチマンズデンストメータを開発することができた。KED法によるウラン濃度測定では、約0.2% (1000秒測定)、KED法とXRF法を組み合わせたプルトニウム濃度測定では、約0.7% (3000秒測定) と良好な再現精度で測定できた。これは、KED法およびXRF法を保障措置査察分析のみならず、施設計量管理分析と

表4 IDMS法と本法との比較

	U濃度 (g/l)			Pu濃度 (g/l)		
	IDMS	KED	R%	IDMS	XRF	R%
1	183.2	183.44	0.131	1.535	1.551	1.042
2	192.3	192.74	0.229	1.620	1.641	1.296
3	190.7	190.01	-0.362	1.613	1.639	1.612
4	178.6	178.39	-0.118	1.506	1.475	-2.058
5	186.1	185.73	-0.199	1.551	1.535	-1.032
6	194.9	194.64	-0.133	1.656	1.655	-0.060
7	188.3	187.95	-0.186	1.589	1.585	-0.252
平均			-0.091			-0.078
標準偏差			0.19%			1.25%

$$R\% = \frac{(KED \text{ or } XRF - IDMS)}{IDMS} \times 100$$

しても適用できる可能性を示していると評価できる。

さらに、これまで2~3カ月を要していた保障措置査察分析を約3時間に短縮することが可能になり、保障措置の適時性を満足できるものと考えられる。

本装置は、94年中にフィールド試験を実施し、同年中に実査察分析に適用される予定である。

参考文献

- 1) 西田恭輔、佐藤宗一、S.T.Hsue、R.Gunnink他、：プルトニウム濃度測定法の開発—プルトニウム濃度測定法の開発—、動燃技報No.86、P65 (1993)。
- 2) H.Ottmar、H.Eberle : The Hybrid K-Edge/K-XRF Densitometer、KfK 4590 (1991)。
- 3) R.Gunnink、W.D.Ruther : A Program for Computer Peak Groupings for Gamma and X-Ray Energies and Intensities、UCRL-52917(1980)。
- 4) 北川修、阿部勝男、黒澤明、他：非破壊入量計量分析装置による入量計量槽中のUおよびPu濃度分析法の開発、第14回核物質管理学会、日本支部年次大会、1993年大会論文集



MOX燃料電解溶解技術開発

木原 義之 都所 昭雄 大高 昭博*
小笠原誠洋*

東海事業所核燃料技術開発部

* 検査開発係

資料番号：89-5

Development of Electrolytic Dissolution of MOX Fuel

Yoshiyuki Kihara Akio Todokoro Akihiro Ohtaka*
Masahiro Ogasawara*

(Nuclear Fuel Technology Development Division, Tokai Works

* Inspectional Development Corporation)

二酸化プルトニウム(PuO_2)を硝酸に溶解する方法の一つとして電解溶解法がある。この溶解法は、II価の銀イオン(Ag^{2+})を酸化剤として用いるもので、硝酸銀の電解酸化反応で生成する Ag^{2+} により、 PuO_2 (IV価)から PuO_2^{2+} (VI価)へ酸化することで PuO_2 の溶解を促進させる方法であり、室温で完全に溶解できる優れた方法である。われわれは、プルトニウム燃料製造施設での混合酸化物(MOX)の溶解およびPu系固体廃棄物の除染等、様々な分野へ本法を適用するための研究を進めている。今回は、種々の PuO_2 含有率のMOX粉末を用いた試験の結果、 PuO_2 溶解速度に及ぼす UO_2 の影響について報告する。

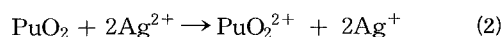
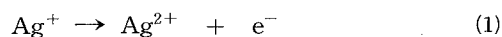
1. はじめに

硝酸中において、二酸化プルトニウム(PuO_2)が Pu^{4+} イオンとなる溶解生成反応の自由エネルギー(ΔG°)は、 $+32.04\text{kJ/mol}^{1)}$ であることから、 PuO_2 は、硝酸にきわめて溶解し難い金属酸化物の一つである。

PuO_2 の硝酸への溶解技術向上のために様々な研究が行われている²⁾。その一つとして硝酸にフッ化水素酸を添加する方法があるが、溶解速度が時間経過とともに著しく低下する³⁾、あるいはPuを精製するときのフッ化物イオンの除去が困難⁴⁾等の理由で工学規模での利用には課題がある。また、硝酸-フッ化水素酸にヒドラジンを添加することで、PuがIII価まで還元されるために、溶解速度が向上する⁵⁾という報告例もある。

一方、電解酸化反応で生成する Ag^{2+} 等の酸化剤を用いる PuO_2 の溶解法(電解溶解法)に関する研究が、Fontenay-aux Roses研究所⁶⁾、Oak Ridge国立研究所⁷⁾、および日本原子力研究所^{4),8)}で行われている。この方法は、(1)式に示す反応で生成したII価の銀(Ag^{2+})が、(2)式に示す反応で PuO_2 を PuO_2^{2+} まで酸化することで硝酸への溶解が進行するものであ

り、室温における溶解速度が速いだけでなく、(1)式の反応で Ag^{2+} を再生できる利点を有している。



われわれは、この電解溶解法をプルトニウム燃料スクラップからのPu回収のための溶解および PuO_2 付着固体廃棄物の除染技術等に適用するための開発を進めている。プルトニウム燃料製造施設では PuO_2 - UO_2 混合酸化物(MOX)として取り扱うことが多く、これらに適用する場合の溶解対象はMOXとなる。したがって、種々の PuO_2 含有率となるよう機械混合したMOX粉末を用いた溶解試験の結果、 PuO_2 の溶解速度に及ぼす UO_2 の影響が明らかになったので報告する。

2. 試験

2.1 溶解試料

溶解に用いた試料は、 PuO_2 粉末と UO_2 粉末を所定の PuO_2 含有率となるようそれぞれ秤量し、機械混合した。 PuO_2 粉末は、しゅう酸沈澱法で酸化物

表1 溶解試料の粉末物性

項目	PuO ₂	UO ₂
転換時の熱処理温度 (°C)	800	850
比表面積 (m ² /kg)	7.74 × 10 ³	1.30 × 10 ³
平均粒径 (μm)	1.10	1.30
Pu, U含有率(%)	85.4	87.7

に転換したものであり、約3%の²⁴¹Amを含む。UO₂は、マイクロ波加熱直接脱硝法で酸化物に転換したものであり、天然ウランである。それぞれの粉末物性を表1に示す。

2.2 試験装置および条件

試験装置は、図1に示すように溶解槽と定電流発生装置から構成されている。溶解槽は、陽極槽と陰極槽がAl₂O₃製の隔膜(細孔5μm)で隔たれており、陽極槽の外側には陽極電解液を恒温にするための冷却ジャケットを取り付けている。定電流発生装置は、高砂製作所製SX 035-30型を使用した。これらの仕様を表2に示す。

試験は、PuO₂含有率をパラメータとしてPuO₂の溶解速度を測定する試験と陽極電解液遊離酸濃度をパラメータとしてAg²⁺の生成速度を測定する試験の2種類を実施した。

いずれの試験においても陽極電解液の硝酸銀濃度は0.15mol/l、陰極電解液には4mol/l硝酸溶液を用い、陽極電解液を回転子で攪拌しながら印加電流5.6A(電流密度824A/m²)、温度25°Cで定電流電解を行った。時間毎に陽極電解液をサンプリングし、Ag²⁺濃度あるいはPu、U、遊離酸濃度を分析した。なお、陽極電解液量は0.8l、陰極電解液は0.2lとし、サンプリング後の液量が一定となるよう陽極電解液を添加した。Ag²⁺の生成速度を測定する試験では、陽極電解液遊離酸濃度を1、2、3、4mol/lとした。PuO₂の溶解速度を測定する試験の条件

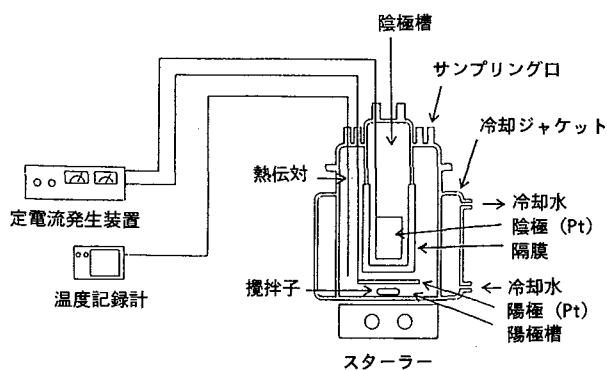


図1 電解溶解試験装置概略図

表2 試験装置の仕様

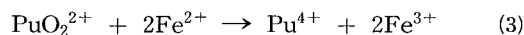
〔溶解槽〕	
陽極材質	Pt
陽極面積 (m ²)	6.8 × 10 ⁻³
陽極槽体積 (ℓ)	1.5
陰極材質	Tiに2μmPtコーティング
陰極面積 (m ²)	2.24 × 10 ⁻²
陰極槽体積 (ℓ)	0.33
〔定電流発生装置〕	
型式	SX 035-30
出力電圧(V)	max. 30
出力電流(A)	max. 30

は、表3に示すように設定した。

なお、硝酸は関東化学(株)製特級(d=1.38)、硝酸銀は関東化学(株)製(純度99.9%)を使用した。

2.3 分析方法

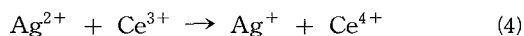
Pu濃度は、Puの原子価をVI価に調整したのち、0.05mol/l硫酸第一鉄(II)アンモニウム溶液を過剰に添加し、



の反応で消費した残りのFe²⁺を0.05mol/l重クロム酸カリウム溶液で滴定して分析⁹⁾した。

遊離酸濃度およびU濃度は、0.1mol/l水酸化ナトリウム溶液を用いた中和滴定で遊離酸濃度を求めたのち、過酸化水素を添加してウランを沈澱させ、遊離した酸根を再び0.1mol/l水酸化ナトリウム溶液を用いた中和滴定でU濃度を求める、中和滴定—過酸化水素沈澱アルカリ中和滴定法¹⁰⁾で分析した。

Ag²⁺濃度は、試料に0.1mol/l硝酸セリウム(III)溶液を添加し、



の反応により生成したCe⁴⁺を0.01mol/lしゅう酸ナトリウム溶液で滴定⁷⁾して分析した。

滴定装置は、平沼産業(株)製平沼自動滴定装置COM-TITE-900を使用し、電極はPu濃度分析用として堀場(株)製白金複合電極#6810-06Tを、Pu濃度以外の分析用には平沼産業(株)製白金電極PT-301を使用した。

表3 PuO₂の溶解速度測定試験条件

PuO ₂ 重量 (kg)	33 × 10 ⁻³
PuO ₂ 含有率 (%)	100, 50, 30, 20
陽極電解液遊離酸濃度 (mol/l)	4

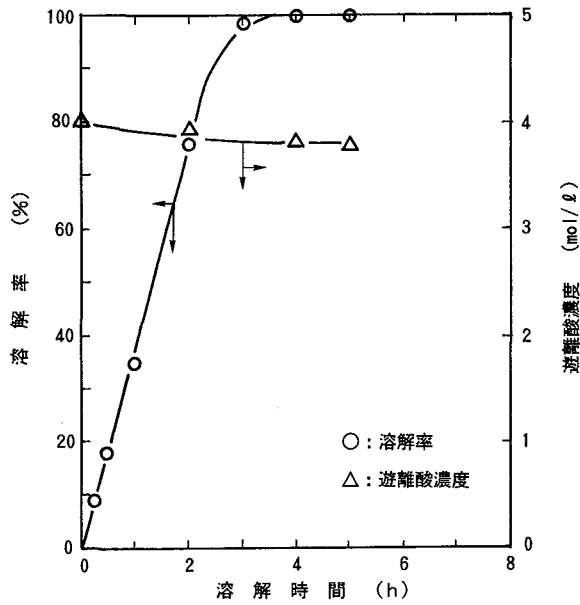


図2 PuO₂粉末溶解挙動

3. 試験結果および考察

表3に示した条件で測定したPuO₂、UO₂の溶解挙動および遊離酸濃度変化について、PuO₂のみの結果を図2に、MOXの結果を図3に示す。いずれの条件においてもPuO₂は完全に溶解したが、PuO₂の溶解速度はUO₂に影響を受けていることがわかる。すなわち、PuO₂のみのときの溶解速度は一定であるにもかかわらず、MOXのときのPuO₂の溶解はUO₂の溶解が終了に近づいたあたりから始まり、

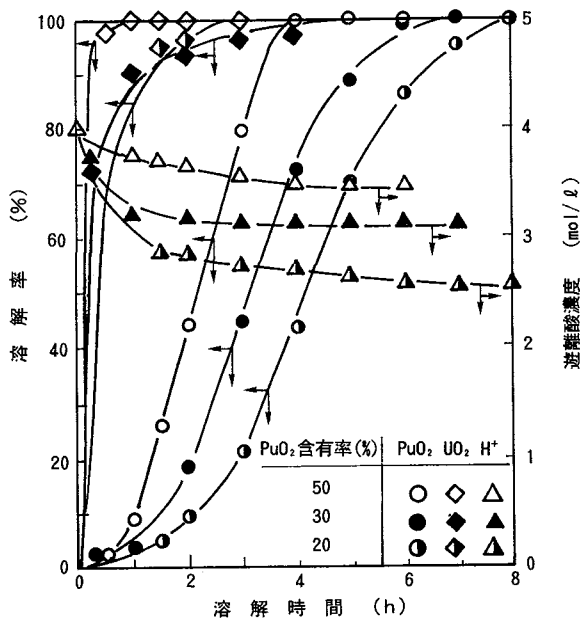


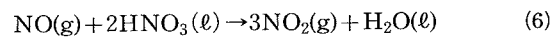
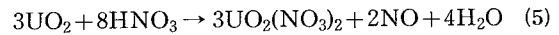
図3 MOX粉末溶解挙動

表4 PuO₂の溶解速度

PuO ₂ 含有率 (%)	PuO ₂ 溶解速度 (kg/h)	
	(実測値)	(計算値)
100	11.9×10^{-3}	11.5×10^{-3}
50	11.0×10^{-3}	10.6×10^{-3}
30	9.6×10^{-3}	9.4×10^{-3}
20	8.1×10^{-3}	7.9×10^{-3}

直線の傾きから求めた溶解速度は表4に示すように、UO₂の比率が高くなるほど遅くなった。

UO₂の溶解反応はAg²⁺に関係なく速やかに進行し、NO_xを発生する。桜井ら¹¹⁾は、(5)式に示す反応で生成したNOの一部が(6)式により速やかにNO₂になると報告している。本試験においても図3に示すように、UO₂の溶解に伴って遊離酸濃度が減少した。



PuO₂の溶解速度を律速するAg²⁺の生成速度⁴⁾は、図4に示すように陽極電解液遊離酸濃度に比例して速くなった。Ag²⁺の濃度を $1 \times 10^{-2} \text{ mol/l}$ 程度として温度を25℃に保ち、時間経過とともにAg²⁺の濃度変化を測定した結果、図5に示すように遊離酸濃度が高いほどAg²⁺は安定であった。このためAg²⁺の生成速度は、遊離酸濃度に比例するものと考えられる。

すべてのUO₂が(5)式にしたがって溶解したものと

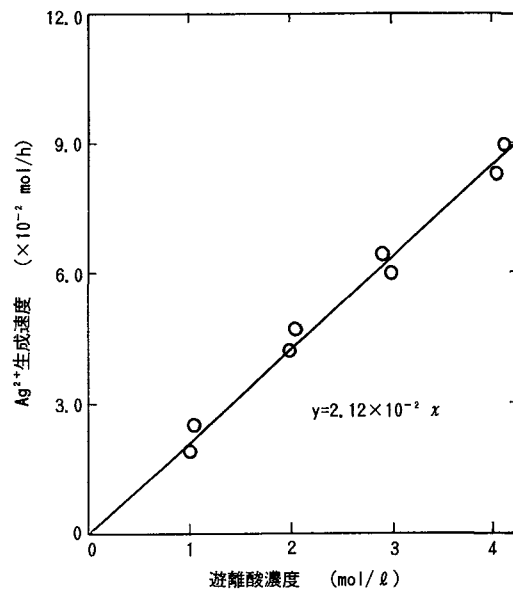


図4 Ag²⁺生成速度と遊離酸濃度の関係

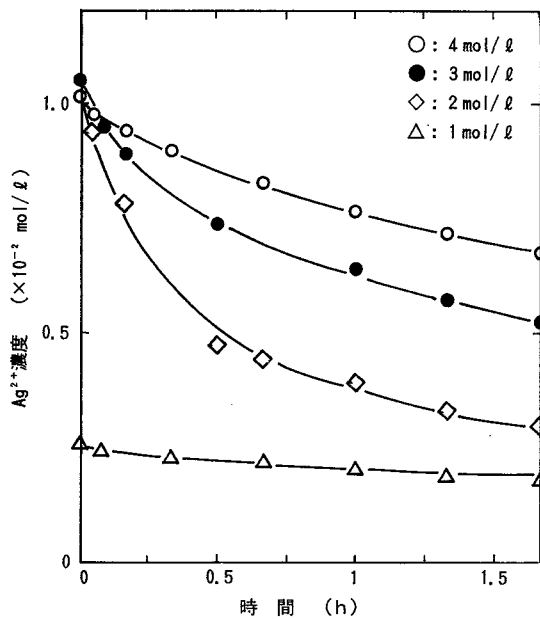


図5 Ag^{2+} 濃度変化への遊離酸濃度の影響

仮定したときの遊離酸濃度における Ag^{2+} の生成速度を図4中に示した直線の式から求め、(2)式に基づき、 PuO_2 1モルの溶解に Ag^{2+} 2モルが必要として計算した PuO_2 の溶解速度は、表4に示すように実測値と良く一致した。

以上から、 PuO_2 の溶解速度が UO_2 比率が高くなるに従い遅くなるのは、 UO_2 の溶解により遊離酸濃度が低下し、 Ag^{2+} の生成速度が遅くなるためと考えられる。

また、溶解反応初期において PuO_2 の溶解開始が遅れる原因は、 Ag^{2+} を含む硝酸溶液に亜硝酸の分解で生成した NO_x ガスをパージしたところ Ag^{2+} が

速やかに還元されたことから、(5)、(6)式に示す UO_2 の溶解で発生する NO_x ガスにより Ag^{2+} が還元されるためと考えられる。

4. おわりに

Ag^{2+} を酸化剤として用いる電解溶解法により、種々の PuO_2 含有率となるよう機械混合したMOX粉末を溶解した結果、 PuO_2 の溶解速度に及ぼす UO_2 の影響について、溶解初期においては、 UO_2 の溶解に伴い発生する NO_x ガスにより Ag^{2+} が還元されるために PuO_2 の溶解は進行せず、また、 UO_2 の溶解による遊離酸濃度の低下により Ag^{2+} の生成速度が遅くなるために PuO_2 の溶解速度が遅くなることが明らかになった。

参考文献

- 1) C.Madic, M.Lecomte, et al., "Mechanism of the Rapid Dissolution of PuO_2 under Oxidizing Conditions, and Applications," RECOD'91, Proceedings Vol.2, 715 (1991).
- 2) J.L.Ryan, L.A.Bray, "Actinide Separations," ACS Symp. Ser. 117, 499 (1980).
- 3) O.K.Tallent, J.C.Mailen, "Study of the Dissolution of Refractory PuO_2 in Nitric-Hydrofluoric Acid Dissolvents at 100°C," Nucl. Technol., 32, 167 (1977).
- 4) 桜井 聡、館盛 勝一、他、"電解酸化法による二酸化プルトニウムの溶解、(I) 溶解条件の検討とスケールアップ予備試験," 日本原子力学会誌, 31 (11), 1243 (1989).
- 5) Mrs. A.M.Shakila, T.G.Srinivasan, et al., "Dissolution of PuO_2 in HNO_3 - HF - N_2H_4 Medium," Nucl. Technol., 79, 116 (1987).
- 6) J.Bourges, C.Madic, et al., "Dissolution du Bioxyde Plutonium en Milieu Nitrique per L'argent (II) Electrogener," CEA-CONF-8280 (1985).
- 7) F.M.Scheitlin, W.D.Bond, "Recovery of Plutonium from HEPA Filters by $\text{Ce}(\text{IV})$ -Promoted Dissolution of PuO_2 and Recycle of the Cerium Promoter," ORNL/TM-6802 (1980).
- 8) 桜井 聡、館盛 勝一、他、"電解酸化法による二酸化プルトニウムの溶解、(II) スケールアップ実験と精製法," 日本原子力学会誌, 35 (2), 147 (1993).
- 9) G.W.C.Milner, A.J.Wood, AERE-R4975 (1965).
- 10) K.Motojima, K.Izawa, Anal. Chem., 36, 733 (1964).
- 11) T.Sakurai, A.Takahashi, et al., "The Composition of NO_x Generated in the Dissolution of Uranium Dioxide," Nucl. Technol., 83, 24 (1988).



高レベル放射性廃棄物の地層処分における緩衝材中の水分の気・液二相移動

竹内 真司 原 啓二*

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：89-6

Two-phase Water Movement in Buffer Material for Geological Isolation of High-level Radioactive Waste

Shinji Takeuchi Keiji Hara*

(Waste Technology Development Division, Tokai Works
* Radioactive Waste Management Project)

高レベル放射性廃棄物の地層処分において、処分初期の緩衝材中で予想される熱-水-応力連成現象の解析に資するため、このうちの水分移動に関して圧縮ベントナイトの水分ポテンシャルおよび水分拡散係数を測定し、乾燥密度および温度による変化を調べた。その結果、水分ポテンシャルおよび水分拡散係数は、顕著な乾燥密度依存性および温度依存性を示した。また実験値の水分拡散係数は理論式から求めた水分拡散係数と一致し、圧縮ベントナイト中の水蒸気と液状水の二相移動を証明した。

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物の地層処分に際し、人工バリアのひとつである緩衝材に圧縮ベントナイトを用いることが考えられている。この緩衝材中では廃棄体の定置後、廃棄体からの放熱、周辺岩盤からの地下水の浸入そして地圧や膨潤圧等が相互に作用した熱-水-応力連成現象が生ずることが予想される。このうち地下水の浸入は、緩衝材に膨潤圧を発生させたり、伝熱性を変化させる等熱移動や圧力に影響を及ぼす大きな要因となると考えられる。

一般に、不飽和ベントナイト中の水是水蒸気と液状水の二相で移動すると言われている^{1),2)}が、両者を明確に分けて取り扱うことが難しいことから、一般に両者を合わせた見かけの水分拡散係数（以下水分拡散係数）を用いた拡散モデルでその移動が解析される例³⁾が多い。しかしこのような簡易モデルでは、熱や応力との連成現象を詳細に把握することが困難なため、そのモデル化においては、水蒸気と液状水の二相流の取り扱いが必要となる。

本研究では、不飽和圧縮ベントナイト中の水分ポテンシャルと水分拡散係数を測定し、それらの乾燥密度依存性および温度依存性を調べた。さらに得ら

れた水分拡散係数について、Philip & de Vries式⁴⁾およびDarcy式を用いてその妥当性を検討し、ベントナイト中の水の移動形態について考察した。

2. 測定原理

2.1 水分ポテンシャル

一般にベントナイト中の水のポテンシャルエネルギー Ψ と相対湿度 P/P_0 の間には次の関係がある⁵⁾。

$$\Psi = \frac{RT}{M} \ln\left(\frac{P}{P_0}\right) \quad (1)$$

ここで Ψ はベントナイト中の単位質量当たりの水分ポテンシャル、 M は水の分子量、 R は気体定数、 T は絶対温度、 P および P_0 はその温度における試料の水蒸気圧と飽和水蒸気圧である。

本試験で水分ポテンシャル測定のために用いたサイクロメータは熱電対サイクロメータと呼ばれるもので、ナノボルトメータに接続された熱電対の接点を湿球として試料と平衡にある水蒸気の相対湿度を求めたものである（図1）。得られた相対湿度を用いて(1)式により試料中の水分ポテンシャルを算出する。

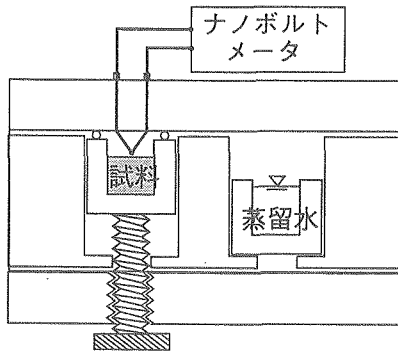


図1 水分ポテンシャル測定装置
(熱電対サイクロメータ)

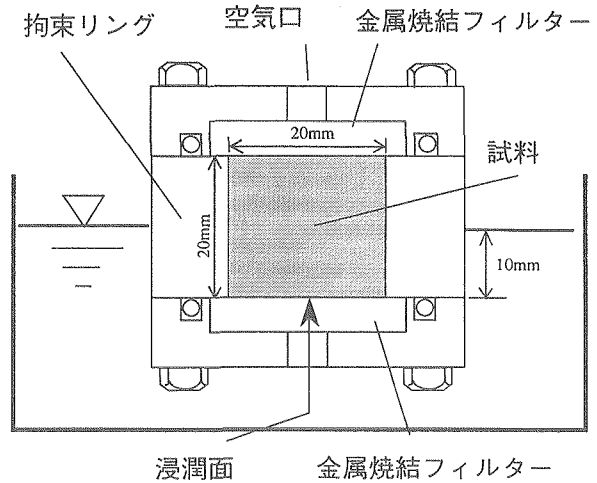


図2 浸潤試験装置

2.2 水分拡散係数

不飽和ベントナイト中の等温条件下の水の移動は水蒸気移動にしても、液状水移動にしてもDarcy型の式を用い、次式で表わされる。

$$q = -D \frac{\partial \theta}{\partial Z} \quad (2)$$

ここで、 q はフラックス、 D は水分拡散係数、 θ は体積含水率（試料中の水の体積／試料の体積）、 Z は試料の浸潤面からの位置である。

したがって、試料中のある位置 Z_i に着目した場合、時刻 t_1 から t_2 における水分拡散係数 D は、後述する浸潤試験によって得られる水分分布曲線を用いて、次式により計算することができる⁶⁾。

$$D = \frac{\int_{Z_i}^{\ell} (\theta_{t=t_2} - \theta_{t=t_1}) dz}{\frac{1}{2} \left\{ \left(\frac{\partial \theta}{\partial Z} \right)_{Z=Z_i}^{t=t_2} + \left(\frac{\partial \theta}{\partial Z} \right)_{Z=Z_i}^{t=t_1} \right\}} \times \frac{1}{t_2 - t_1} \quad (3)$$

ここで t は浸潤時間、 ℓ は試料の長さ、 $Z_i (0 \leq Z_i \leq \ell)$ は試料底からの位置を示す。

3. 実験

3.1 水分特性試験

試料は例としてNa型ベントナイト(クニゲルV1TM)を用いた。あらかじめいくつかの段階で水分調整したベントナイト試料を直径13mm、高さ9mmの大きさに所定の乾燥密度で成型し試験に供した。これらの

表1 水分特性試験の試験条件

試料	クニゲルV1		
温度(°C)	25	25	60
乾燥密度(g/cm ³)	1.6	1.8	
初期体積含水率(cm ³ /cm ³)	0.16~0.20		

試料の相対湿度をサイクロメータを用いて測定し、(1)式によりポテンシャルエネルギーを算出し、これと炉乾燥(110°C、24h)によって得られる水分量との関係をもとめた。試験条件を表1に示す。

3.2 浸潤試験

試料は同じくクニゲルV1TMである。試験装置の概略図を図2に示す。ステンレス製の拘束容器(内径20mm、肉厚10mm、高さ20mm)内でベントナイト試料を直径20mm、高さ20mmの大きさに所定の乾燥密度で成型した。本装置の下端を水中につけて、下部から水を浸入させた。所定の浸潤時間経過後に試料を10分割し、各々の体積含水率をもとめた。試験条件を表2に示す。

4. 試験結果

4.1 水分特性試験

試験で得られた水分ポテンシャルと水分量(含水比および体積含水率)の関係(水分特性曲線)を図3、4に示す。図中横軸のサクシオンは水分ポテンシャルを圧力水頭の単位[cm]で表わしたものである。図3aにサクシオンと含水比(試料中の水の質量/乾燥試料の質量)との関係を示す。これより試料の乾燥密度によらず、水分特性曲線は点線で示し

表2 浸潤試験の試験条件

試料	クニゲルV1	
温度(°C)	25	40, 60
乾燥密度(g/cm ³)	1.0, 1.6, 1.8	1.8
浸潤時間(h)	4, 8, 16, 24, 48, 72	
初期体積含水率(cm ³ /cm ³)	0.16~0.20	

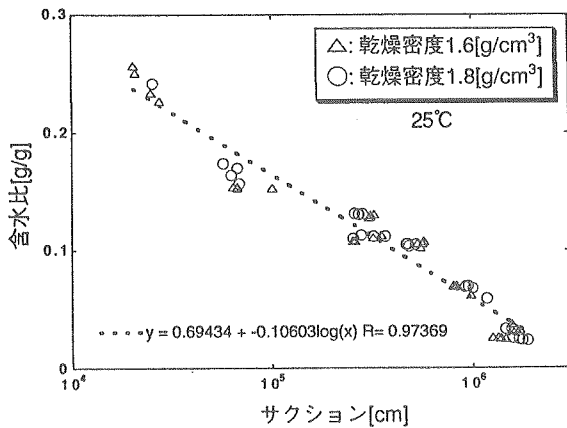


図3a 水分特性曲線 (サクシオンと含水比の関係)

た一本の線で表現できることがわかる。すなわち、含水比を軸にとった場合、水分特性曲線には乾燥密度依存性が見られないことがわかる。

図3bにはサクシオンと体積含水率の関係を示す。ここで実線は一般によく用いられる van Genuchten式⁷⁾を適用した近似曲線である。ただし、乾燥密度1.0 [g/cm³]のものについては、測定値がないため、図3aの関係をもとに換算し、推定した。図3bより水分特性曲線は顕著な乾燥密度依存性を持つことが読み取れる。すなわち低水分域では乾燥密度の増加に伴いサクシオンは高くなり、逆に高水分域では乾燥密度の増加に伴いサクシオンは低くなる。また図4より温度の上昇に伴いサクシオンは低くなることが読み取れる。

4.2 浸潤試験

試験の結果得られた水分分布曲線の一例(乾燥密度1.6g/cm³)を図5に示す。図5に示した実験値をみると、時間の経過に伴って試料全体に水分が増加

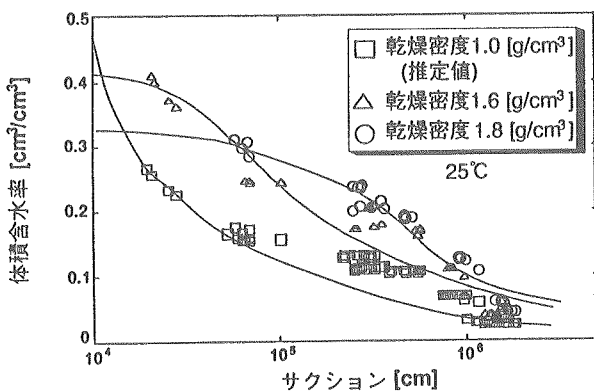


図3b 水分特性曲線 (乾燥密度による変化)

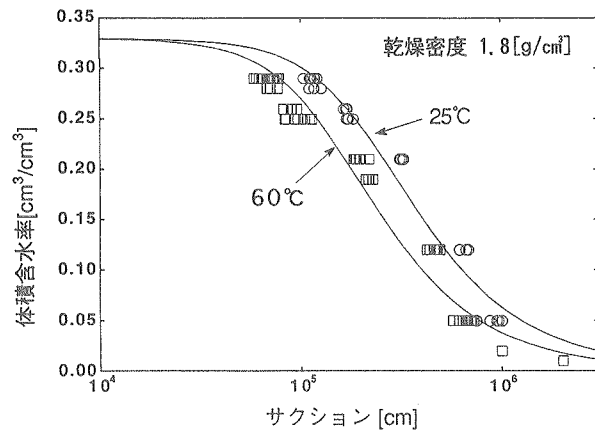


図4 水分特性曲線 (温度による変化)

していく様子が読み取れる。図5に示した乾燥密度1.6g/cm³以外の条件においても同様の傾向を示す。これを基に(3)式を用いて水分拡散係数を算出した結果を図6、7に示した。図6より水分拡散係数は体積含水率に依存して変化し、ある体積含水率に対して最小値を持つU字型の分布を示すことがわかる。さらに、乾燥密度の増加に伴って水分拡散係数の最小値も増加することがわかる。また、図7より温度の上昇とともに水分拡散係数の最小値は上昇することがわかる。

5. 考察

5.1 解析に用いる水分拡散係数の検討

既述のように水分拡散係数は体積含水率に対してU字型の分布を示すことがわかった。ここでは得られた水分拡散係数の分布のうち、解析に用いるのに最も適当な水分拡散係数と体積含水率の関係を得るために、図6、7に実線で示した水分拡散係数を用い、有限要素法により時間毎の水分分布を計算し、これが試験で得られた水分分布を再現するかどうかを調べ

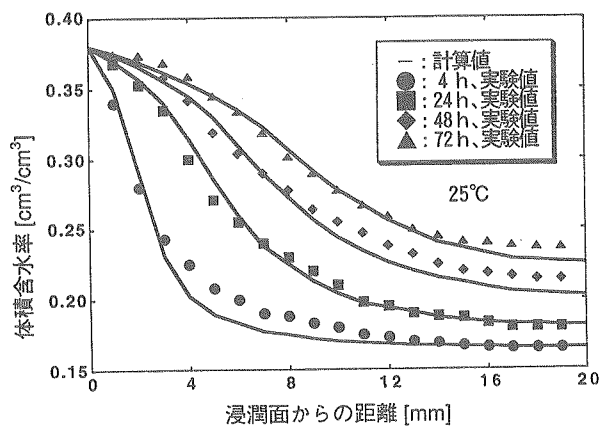


図5 水分分布曲線 (乾燥密度1.6g/cm³)

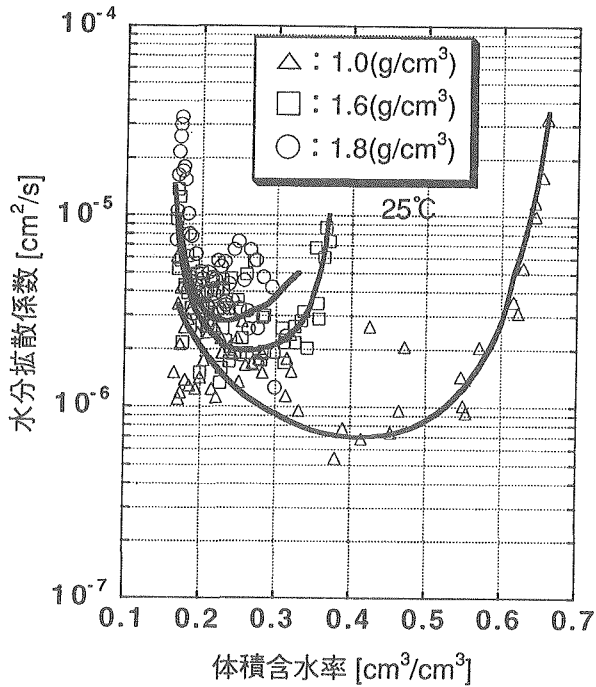


図6 水分拡散係数 (乾燥密度による変化)

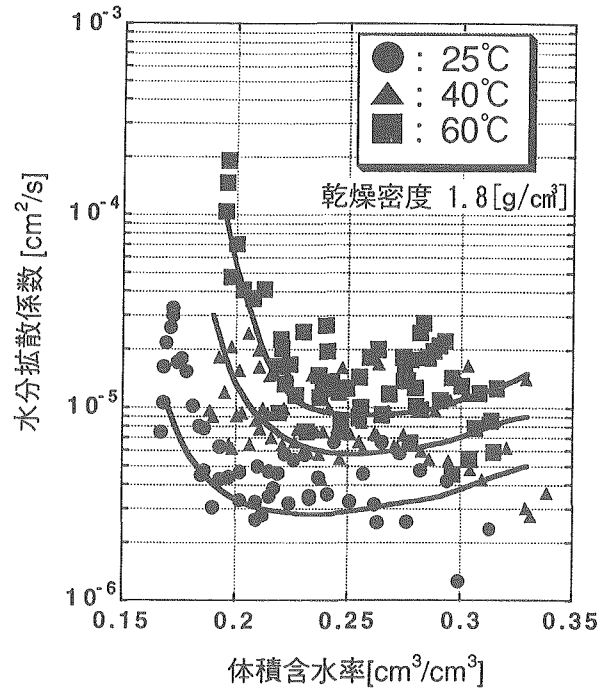


図7 水分拡散係数 (温度による変化)

た。水分分布は一般に一次元で解析されるので、連続式

$$\frac{\partial \theta}{\partial t} + \frac{\partial q}{\partial Z} = 0 \quad (4)$$

に(2)式を代入した次式を解くことによりもとめた。

$$\frac{\partial \theta}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial Z} \left(D \frac{\partial \theta}{\partial Z} \right) \quad (5)$$

解析結果の一例を図5に実線で示した。これより、計算値は実験値をよく再現していることがわかる。他の条件においても同様にして実験値を再現する水分分布を得た。

5.2 水分拡散係数の乾燥密度依存性、温度依存性の検討

ここでは、水分拡散係数の乾燥密度依存性および温度依存性について検討する。今回の試験のような等温条件下では、水移動は水分勾配のみによって行われると考えられる。通常土中水は水分の少ない領域では水蒸気移動が卓越し、水分の多い領域では液状水移動が卓越するとされている。そこで本研究では、水蒸気移動の場合の水分拡散係数は一般に広く用いられる Philip & de Vries式⁴⁾を用い、液状水の場合はDarcy式を用い検討を行った。すなわち水蒸気移動の場合の水分拡散係数は、

$$D_v = a \tau D_a \nu \rho^* h_r \frac{M}{RT} \frac{\partial \Psi}{\partial \theta} \quad (6A)$$

で表わせる。ここで、 D_v は水分勾配に依存する水蒸気の水分拡散係数、 a は気相率、 τ は屈曲度、 D_a は空気中の水蒸気の拡散係数、 ν はマスフロー・ファクターと呼ばれ、 $P/(P-P_v)$ (P : 全圧、 P_v : 水蒸気分圧)で表わされる。また、 ρ^* は飽和水蒸気濃度、 h_r は相対湿度である。また、 Ψ は試料中の水の全ポテンシャルを表わし、空気と水の界面が存在することに起因するマトリック・ポテンシャル、重力ポテンシャル、水が溶質を含むことに起因するオスモティック・ポテンシャルの和として表わされる。しかし本試験に用いたベントナイト試料の場合、重力ポテンシャルはマトリック・ポテンシャルに比べて小さく無視して考えることができる⁶⁾。さらに浸透圧の寄与は小さいため、オスモティック・ポテンシャルも無視して考えることができる。したがって次式が成立する。

$$D_v = a \tau D_a \nu \rho^* h_r \frac{M}{RT} \frac{\partial \psi}{\partial \theta} \quad (6B)$$

ここで、 ψ はマトリック・ポテンシャルを表わす。

一方、液状水移動はダルシー式により

$$q = -k \frac{\partial \Psi}{\partial Z} \quad (7)$$

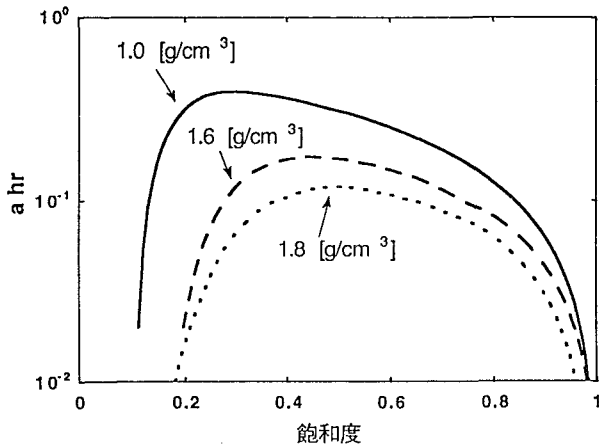


図8 a hrの乾燥密度依存性

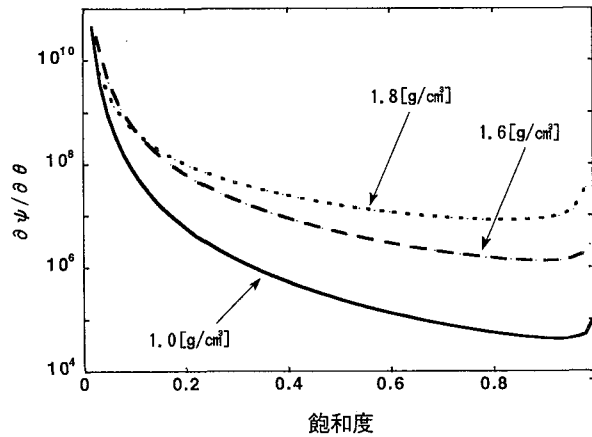


図9 水分特性曲線の傾きの乾燥密度依存性

で表わせる。

ここで、 k は不飽和透水係数である。また既述のように全ポテンシャル Ψ はマトリック・ポテンシャル ψ のみを考えればよいから次式が成立する。

$$q = -k \frac{\partial \psi}{\partial \theta} \cdot \frac{\partial \theta}{\partial Z} = -D_e \frac{\partial \theta}{\partial Z} \quad (8)$$

ただし、

$$D_e = k \frac{\partial \psi}{\partial \theta} \quad (9)$$

ここで、 D_e は水分勾配に依存する液状水の水分拡散係数を表わす。

(1) 乾燥密度依存性

ここでは、水分拡散係数の乾燥密度依存性について検討するために、実測値の水分拡散係数を水蒸気の水分拡散係数と液状水の水分拡散係数に分離し、水蒸気の水分拡散係数には(6)B式を、液状水の水分拡散係数には(9)式を適用して、両式を構成する各項の乾燥密度に伴う変化を検討した。ここで水分拡散係数の分離については、飽和点(乾燥密度 $1.0 \text{ [g/cm}^3\text{]}$)における実験値の飽和体積含水率は $0.68 \text{ [cm}^3\text{/cm}^3\text{]}$ 、 $1.6 \text{ [g/cm}^3\text{]}$ では $0.38 \text{ [cm}^3\text{/cm}^3\text{]}$ 、 $1.8 \text{ [g/cm}^3\text{]}$ では $0.33 \text{ [cm}^3\text{/cm}^3\text{]}$)においてはすべてが液状水の移動であること、また水分拡散係数の最小値ではPhilip (1955)⁸⁾を参考にして水蒸気と液状水は同量ずつ寄与すると仮定し、この2点を結ぶことにより液状水の水分拡散係数とした。また水蒸気の水分拡散係数は全体の水分拡散係数から液状水の水分拡散係数を差し引くことにより求めた。

まず水蒸気の水分拡散係数については、(6)B式において気相率 a と相対湿度 h_r の積は乾燥密度の上昇

に伴って減少する(図8)。またこの $a h_r$ と水分特性曲線の傾き $\partial \psi / \partial \theta$ を除いた項、 τ 、 D_a 、 ν 、 ρ^* 、 M 、 R 、 T のうち屈曲度 τ には計算の結果顕著な乾燥密度依存性が認められず、その他の項、 D_a 、 ν 、 ρ^* 、 M 、 R 、 T は温度一定では変化しないため、 $\tau D_a \nu \rho^* M / R / T$ の乾燥密度に伴う変化はほとんど無いことがわかる。さらに水分特性曲線の傾き $\partial \psi / \partial \theta$ は乾燥密度の上昇に伴って増加する(図9)。したがって水蒸気の水分拡散係数の乾燥密度依存性は水分特性曲線の傾き $\partial \psi / \partial \theta$ の乾燥密度依存性が大きく寄与していることがわかった。また液状水の水分拡散係数については、(9)式において不飽和透水係数 k は乾燥密度の上昇に伴って減少するが、水分特性曲線の傾き $\partial \psi / \partial \theta$ は乾燥密度の上昇に伴って増加する(図9)。したがって液状水の水分拡散係数の乾燥密度依存性についても水分特性曲線の傾き $\partial \psi / \partial \theta$ の乾燥密度依存性が大きく寄与していることがわかる。

(2) 温度依存性

水分拡散係数の温度依存性の検討については、乾燥密度 1.8 g/cm^3 、温度 25°C における水分拡散係数を基に、(6)B式、(9)式を用いて算出した屈曲度 τ 、不飽和透水係数 k を用いて 40°C 、 60°C の水分拡散係数を算出し実験値と比較した。ここで 40°C 、 60°C の水分拡散係数を算出する際に、屈曲度 τ は温度によらず一定であること、さらに不飽和透水係数 k は温度変化に伴う水の粘性係数および密度の変化に伴って変化すると仮定した。

結果を図10に示す。これより実験値と計算値はほぼ一致し、水分拡散係数の温度依存性は(6)B式および(9)式を用いて説明できることがわかった。

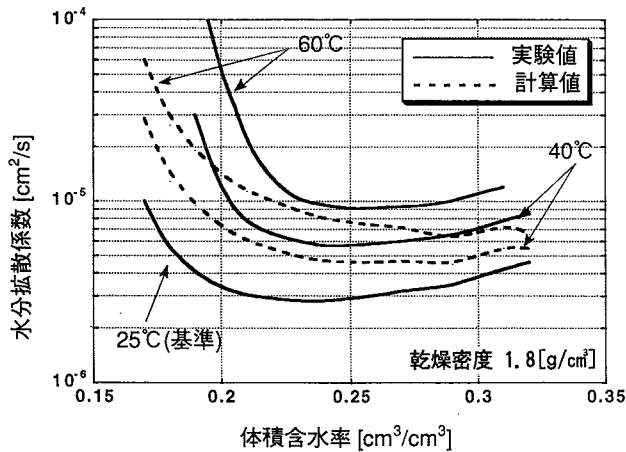


図10 水分拡散係数の温度依存性の検討

6. おわりに

6.1 結論

本研究の結果、以下のことが明らかになった。

- ① 緩衝材の候補材である圧縮ベントナイト中の水分ポテンシャルおよび水分拡散係数を測定した。その結果、水分ポテンシャルと体積含水率の関係で示した水分特性曲線は顕著な乾燥密度依存性、温度依存性を示した。また水分拡散係数は体積含水率に依存して変化し、ある体積含水率に対して最小値を持つU字型の分布を示した。さらに、水分拡散係数は乾燥密度および温度の増加に伴って増加した。
- ② 水分拡散係数の実験値に Philip & de Vries 式および Darcy 式を適用することにより、水分拡散係数の乾燥密度依存性および温度依存性を

説明することができ、圧縮ベントナイト中の水分の気・液二相移動が説明できた。

6.2 今後の予定

今後は実際の処分環境で想定される温度勾配の効果や緩衝材の膨潤の影響を考慮した、水移動のモデル化を行う予定である。

6.3 謝辞

本研究を行うにあたり、東京大学の中野政詩教授には実験装置の使用にあたり、便を図って頂くとともに終始貴重な意見を頂いた。また、地層処分開発室の藤田朝雄氏、菅野毅氏には日常より貴重な議論をして頂いた。さらに同室の鈴木英明氏、松本一浩氏には実験に関して協力をして頂いた。以上の方々には心より感謝致します。

参考文献

- 1) 中野政詩：土の物質移動学、東京大学出版会、189、(1991)。
- 2) 中野政詩、雨宮 悠他：拘束された不飽和粘土の浸潤と膨張圧、農業土木学会論文集、112、55-66 (1984)。
- 3) L.Borgesson : Water flow and swelling pressure in non-saturated bentonite clay barriers, Engineering Geology, 21, 229-237 (1985)。
- 4) J.R.Philip, D.A.de Vries : Moisture Movement in Porous Materials under Temperature Gradient, Trans. Am. Geophy. Union, 38, (2) 222-232 (1957)。
- 5) 塩沢 昌：サイクロメータによる土壤水のポテンシャル測定、土壤の物理性、62、53-61 (1991)。
- 6) 中野政詩、雨宮 悠他：不飽和粘土の浸潤と膨潤、農業土木学会論文集、100、8-16 (1982)。
- 7) van Genuchten, M.Th. ; A closed-form equation for predicting the hydraulic conductivity of unsaturated soils, Soil Sci. Soc. Am. J., 44 ; 892-898 (1980)。
- 8) J.R.Philip : The concept of diffusion applied to soil water, Proc. Nat. Acad. Sci. India, 2A, 93-104 (1955)。



国際会議

海外派遣等

平成5年10月から12月までの間の国際会議の開催および参加、動燃事業団への主要外国人の来訪および海外派遣は次のとおりである。

(1) 国際会議

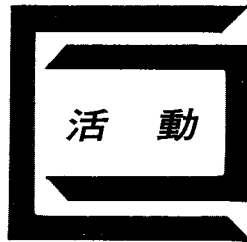
期 間	開 催 場 所	会 議 名 お よ び 内 容
10/26~29	東海・釜石	〔“DECOVALEX”ワークショップ〕 スウェーデン国家原子力発電検査庁(SKI)が中心となり実施されている放射性廃棄物の地層処分研究プログラムである“DECOVALEX”の定期会合
11/8~9	東 京	〔PNC/NAGRA中間報告会〕 PNC/NAGRA放射性廃棄物管理分野に関する協力協定に基づく共同研究の今年度の研究についての中間報告
11/11~12	釜 石	〔釜石原位置試験国際シンポジウム〕 国内外の専門家による原位置試験に関する各国の現状と計画についての情報交換
11/9~10	東 京	〔日欧高速炉運営委員会定期会合〕 日本高速炉運営委員会(PNC, JAERI, JAPC, CRIEP)と欧州高速炉運営委員会(仏CEA, 独KfK, 英AEA)との高速炉の研究開発協力に関する覚書に基づく定例会議
11/12	米 国	〔PNC/DOE保障措置協力調整グループ会合〕 PNC/DOE保障措置技術開発協力協定に基づく協力についてのレビューおよび今後の計画についての検討
11/15~18	東 海	〔地層処分研究開発国際ワークショップ〕 国内外の専門家による地層処分研究開発に関する各国の現状と計画についての情報交換
12/7~9	東 海	〔ガラス溶融炉技術開発に関する情報交換会議〕 PNC/KfK高レベル放射性廃棄物管理分野に関する協力協定に基づく定例会議

(2) 海外派遣・留学

派 遣・留 学 先	期 間	人 数	目 的
米国 マサチューセッツ工科大学	1993. 10. 1~1994. 9. 30	1名	日本のプルトニウム利用計画に対する各国の反響の解析(共同研究)
イタリア イスブラ研究所	1993. 12. 1~1994. 11. 30	1名	核燃料物質輸送容器の超音波封印に関する技術開発(共同研究)
フランス カダラッシュ研究所	1993. 11. 14~1994. 12. 13	1名	CABRI FAST 計画(共同研究)
フランス エコールポリテクニク	1993. 12. 10~1994. 12. 9	1名	レーザ生成プラズマの原子過程に関する理論および実験的研究(留学)

(3) 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 先	訪 問 者
10/28	もんじゅ	欧州高速炉電力グループ(EFRUG) 5名
11/1 2 5	東 海 本 社 もんじゅ	米国 国務省 ケネディー核不拡散政策および原子力問題前大使
11/24 29	東 海 もんじゅ	フランス原子力安全関係省庁間委員会(CISN) ギザール事務局長 他3名
11/22 25	東 京 東 海	フランス放射性廃棄物管理機構(ANDRA) シュヴァリエ国際部プロジェクトマネージャー 他5名
12/16	もんじゅ	米国エネルギー省(DOE) ノルトン民生用原子炉部次長 他1名



外部発表

特許・実用新案

■外部発表

平成5年10月～12月において外部発表を終了したものは次のとおりである。

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
新しいFBRの展開をめざす「常陽」MK-III計画	月刊「エネルギー」10月	動燃	須田 忠義
動燃の研究炉	日刊工業新聞社「原子力工業」11月号	同上	柳沢 務
Behavior of mixed-oxide fuel elements during an over power transient	Journal of Nuclear Materials	"	浅賀 健男 鹿倉 栄
Evaluation of driver fuel performance in the Joyo MK-II core	同上	"	浅賀 健男 桂川 正巳 岩永 繁 他
Tube manufacturing and mechanical properties of oxide dispersion strengthened ferritic steel	"	"	鶴飼 重治 原田 誠 井上 賢紀 他
Alloying design of oxide dispersion strengthened ferritic steel for long life FBRs core materials	"	"	鶴飼 重治 原田 誠 井上 賢紀 他
Fuel-sodium reaction product and its influence on breached mixed-oxide fuel pins	"	"	鶴飼 重治 有井 祥夫
高純度化によるA1203の耐ナトリウム腐食特性の改善	日本セラミックス協会第6回秋季シンポジウム	"	平川 康 吉田 英一 館 義昭 加納 茂機
各種セラミックスの高温ナトリウムによる腐食特性の評価	同上	"	館 義昭 吉田 英一 平川 康 加納 茂機
Fuel-Coolant Interaction Studies at PNC Relevant to Fast Reactor Safety	Int. Seminar on Physics at Vapor	"	近藤 悟 小西 賢介 守田 幸路 他
常陽における中性子利用(照射試験実績と照射技術の高度化)	第6回中性子利用ワーキンググループ	"	宮川 俊一
Development of Level-1 PSA Tools at PNC	第2回日韓PSAワークショップ	"	日置 一雅
Seismic Response Analysis of PEC Reactor Core Mock-up	「高速炉耐震解析コード相互比較研究」に関する研究調整会議	"	森下 正樹
Mod. 9 Cr-1Mo鋼のクリープ疲労評価	第31回高温強度シンポジウム	"	青砥 紀身 和田 雄作

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
SUS304の破損機構を考慮した新概念延性消耗則	第31回高温強度シンポジウム	動燃	和田 雄作 青砥 紀身 上野 文義
原子力プラントの地震PSAに基づく耐震安全裕度の改善	第12回材料・構造信頼性シンポジウム	同上	山口 彰
Concept of Design Criteria of Low Dose Irradiation for FBR Structural Materials	FBR炉内構造物の設計クライテリアに及ぼす低線量照射効果専門委員会	"	青砥 紀身 和田 雄作
Effect of Neutron on Creep Properties of FBR Grade 316 Stainless Steel	同上	"	青砥 紀身 柴原 格 和田 雄作
FBR炉容器内液面揺動現象の数値解析	第48回筑波混相流エネルギー談話会	"	山口 彰
FBR技術を適用した月面炉の検討(3)―遮蔽解析	日本原子力学会1993年秋の大会	"	大坪 章 野村 紀男 羽賀 一男
高速炉用機器信頼性データベースの開発(5) 故障率の不確定性の分析	同上	"	栗坂 健一
高速炉プラントの地震システム解析手法の開発	"	"	中井 良大
自律型運転制御プロトタイプシステムの開発	"	"	佐伯 昭 大草 淳一 遠藤 昭
原子力用材料データフリーウェイの開発(第6報)データ入出力機能の整備とその利用例について	"	動燃 金材技研 原 研 東 大	上野 文義 藤田 充苗 中島 甫 岩田 修一
1次冷却系線源(炉内ソースタム)挙動解析コードTRACERの開発	"	動燃	宮原 信哉 宮木 和美
深海動力源用高速炉システムと燃料電池システムの比較検討	"	同上	大坪 章
窒化物燃料による大型高速炉の高度受動的炉停止	"	"	林 秀行 前田 清彦
2次系・削除用2重管蒸気発生器の研究(5)小型2重管蒸気発生器熱流動特性評価	"	"	佐藤 博之 谷田部敏男 仲井 悟
高速炉炉心用改良鋼とその挙動(6)ナトリウム環境効果	"	"	伊藤 卓志 吉田 英一 小林十思美 他

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
ニューラルネットワーク駆動型ファジィ推論を用いた空冷冷却器温度制御の研究	日本原子力学会 1993年秋の大会	動燃	大草 淳一 磯崎 和則 佐伯 昭 遠藤 昭
高速実験炉「常陽」のカーガス浄化系の開発	同上	同上	磯崎 和則 伊藤 和寛 茶谷 恵治 他
「常陽」における制御棒操作自動化・システムの開発	〃	動燃 東芝	寺門 嗣夫 阿部 定好 大野 真他
「常陽」燃料溶解限界線出力試験の実施(II)	〃	動燃	龍田 栄一 北村 了一 飛田 公一 他
JASPER実験解析-炉内燃料貯蔵設備の遮蔽特性評価-	〃	動燃 IJS	庄野 彰 池上 徹雄 根目 沢重紀
2次系削除用2重管蒸気発生器の研究(4)リーフ検出システムの開発・内管リーフ要素試験評価	〃	動燃	中垣 正悟 木曾原直之
ナトリウム用電磁流量計出力計算コード開発	〃	同上	寺田 正文 田辺 裕美
高速炉プラントにおける熱流動-構造設計評価法の開発(1)平滑部材熱過度強度因子の影響評価	〃	〃	笠原 直人 永田 敬
高速炉における自然循環崩壊熱除去に関する研究(V)-炉心プレナム相互作用-	〃	〃	小林 順 上出 英樹 家田 芳明
冷却材温度ゆらぎ周期の解析的評価手法の開発(III)液体金属流における温度ゆらぎ特性の検討	〃	〃	村松 寿晴
MA(マイナーアクチナイド)消滅高速炉の核特性に対するMA断面積不確かさの影響評価	〃	動燃 東芝原子力 技術研究所	若林 利男 岡山 公明 川島 正俊
高速炉炉心用改良鋼層蘇の挙動(3)高速炉炉心材料のクリープ特性	〃	動燃	岡田 浩一 鶴飼 重治 鹿倉 栄
Fe-Ni基オーステナイト鋼の開発	〃	動燃	西野 俊夫 鶴飼 重治 村田 純教 他
酸化物分散強化型フェライト鋼の開発(日本原子力学会平成5年秋の大会指定テーマ「高速炉炉心材料開発の進展」)	〃	動燃	井上 賢紀 神戸製鋼所 住友金属工業 阿佐部和孝 他
Pu再分布の解析(1)	〃	動燃	石井 哲哉 水野 朋保 浅賀 健男 鹿倉 栄
高速炉炉心改良とその挙動(5)燃料と被覆管の科学的相互作用	〃	同上	小山 真一 吉持 宏 三次 岳志 野村 茂雄
被覆管硬さ測定による高速炉燃料ピンの炉内照射温度評価	〃	〃	吉持 宏 三次 岳志 小野瀬庄二 野村 茂雄
高速炉炉心改良鋼とその挙動(4)引張試験、急速・加熱バースト試験による短時間強度特性	〃	〃	大森 雄 吉武 庸光 大原 清海 柴原 裕
高速炉炉心改良鋼とその挙動(2)オーステナイト鋼のスエリング	〃	〃	赤坂 尚昭 小野瀬庄二 丸山 忠司 柴原 裕

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
高速炉炉心用改良鋼とその挙動(1)高速炉炉心材料開発計画の概要	日本原子力学会 1993年秋の大会	動燃	鹿倉 栄 鶴飼 重治 柴原 裕 永井修一朗
高速炉炉心用改良鋼とその挙動(7)燃料ピンおよび集合体としての照射挙動	同上	同上	鶴飼 重治 岩永 繁 鹿倉 栄 林 秀行
CABRI-2炉内試験総合評価(1)破損前燃料挙動の解釈とモデル化	〃	〃	佐藤 一憲
CABRI-2炉内試験総合評価(2)破損後物質を同モデルの改良と適用	〃	〃	川田 賢一 佐藤 一憲 丹羽 元
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その44)ナトリウム純化系運転試験	〃	〃	長谷川重信
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その45)冷却系組合わせ試験	〃	〃	田辺 道夫
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その46)プラント制御系試験	〃	〃	田畑 勇一
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その47)制御棒駆動機構Na中作動試験	〃	〃	山之内郁夫
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その48)電源喪失試験	〃	〃	池本 俊幸
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その49)蒸気発生器回り水・蒸気系運転試験	〃	〃	中川 堅一
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その50)ナトリウム注入後の原子炉格納容器漏洩率試験	〃	〃	富樫 義則
高速増殖原型炉もんじゅの建設(その51)性能試験計画と概要	〃	〃	中島 文明
高速増殖原型炉もんじゅの総合機能試験の成果	〃	〃	佐藤 勲雄
高速炉の自然循環除熱研究-自然循環除熱と崩壊熱除去系の信頼性-	日本機械学会 第71回全国大会	〃	佐藤和二郎 家田 芳明 上出 秀樹
2次ナトリウム系削除型FBR用2重管蒸気発生器システムの開発	同上	〃	田辺 裕美 仲井 悟 谷田部敏男 他
セラミックスの微細構造への熔融ナトリウムの影響	日本金属学会 秋期大会	動燃	館 義昭 加納 茂機 黒田光太郎 大飼 隆志 他
炭窒化物強化型高速炉用オーステナイト合金の設計	同上	動燃	西田 俊夫
超高温用Nb基およびMo基合金の高温特性	〃	動燃	館 義昭 加納 茂機 井上 聡 他
d電子論によるNb基およびMo基合金における合金元素の評価	〃	動燃	館 義昭 加納 茂機 井上 聡 他
高速炉構造用316のクリープ疲労評価	第71期材料力学 部門講演会	動燃	青砥 紀身 小井 衛 小峰 龍司 和田 雄作

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
高速炉構造用316の高温特性に及ぼすナトリウム環境効果の影響	第71期材料力学部門講演会	動燃	小林 十思美 浅山 泰 伊藤 卓志 和田 雄作
高速炉構造用316の高温特性に及ぼす中性子照射効果	同上	同上	阿部 康弘 青砥 紀身 柴原 格
SUS304の長期間クリープ疲労損傷条件における粒界損傷の発生・成長メカニズムに関する検討	"	"	上野 文義 青砥 紀身 和田 雄作
高速炉構造用316の高温特性	"	"	小峰 龍司 青木 昌典 加藤 章一 青砥 紀身
過渡熱力を受ける平滑部材の歪み集中評価法	"	"	笠原 直人 永田 敬 石崎 公人
等価弾成中実板による多孔板の非弾性解析法	"	"	笠原 直人 岩田 耕司 永田 敬
西オーストラリアにおけるウラン探鉱のための物理探査—ルーゲル地域で行ったケーススタディとしての物理探査手法の検討—	第89回学術講演会	"	山岸 明子 長谷川 健 仙波 毅
探鉱設計支援システムの開発	資源関係学協会合同秋期大会	"	鈴木 一
ウラン鉱床基底風化花崗岩におけるウラン系列核種の挙動	1993年度日本地球化学会年会	"	瀬尾 俊弘 金井 豊 奥山 康子 坂巻 幸雄
(広がる安定同位体の利用) 7. 宇宙物理、素粒子物理、核医学、量子科学における安定同位体の利用	日本原子力学会誌Vol.35, No.11	"	矢戸 弓雄 米川 茂 須藤 取 山口 大美
東海再処理工場の査察活動合理化検討	第14回INMM(日本)	"	岩本 友則
ステンレス鋼とバルブメタルの合金の腐食特性	第40回腐食防食討論会	"	武田誠一郎 永井 崇之 竹内 正行 田中 康正
再処理工場における焼却施設の概要と運転実績	日本原子力学会1993年秋の大会	"	中西 政博 加藤 修司 野島 康夫 坪 茂
ソルトフリー電解槽の開発(II)—アニュラ型電解槽によるソルトフリー試薬分解試験—	同上	"	紙谷 正仁 鷺谷 忠博 上田 吉徳 田中 康正
有機溶媒法によるリサイクル技術の研究—2. 新型燃料の処理	"	"	堀江 水明
高減容固化体の構造と物性(1)単純化した複合酸化物の構造	"	"	堀江 水明
N,N'-TETRAALKYL MALONAMIDEによる硝酸溶液からのランタノイド(3)およびウラニル(6)イオンの抽出特性に関する基礎的研究(2)	"	"	小沢 正基 駒 義和
共除染工程におけるNpの酸化還元反応の解析	"	"	小泉 健治 小沢 正基
使用済燃料せん断片の性状調査	"	"	吉岡 龍司 大谷 吉邦 小形 佳昭
東海再処理工場におけるインストラクション技術の開発(IV)	"	"	巖瀬 弘樹 田口 克也 清水 甫

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
東海再処理工場・ウラン脱硝施設の脱硝塔連続処理運転の確立	日本原子力学会1993年秋の大会	動燃	渡辺 敦 内田 豊実 松田 昇 他
東海再処理工場におけるヨウ素除去技術の開発—吸着材比較試験—	同上	同上	伊波 慎一 野上 隆雄 小松 久人
清澄工程バルブの開発(II)—セラミックバルブの評価試験—	"	"	大関 達也 大高甲子久 小松 久人
高放射性溶液中の微量プルトニウム濃度分析法の開発—同位体希釈 α スペクトル解析法—	"	"	駿河谷直樹 阿部 勝男 鎌田 正行 舛井 仁一
γ 線照射下における硝酸溶液中での金属材料の腐食挙動(II)—液性変化—	"	"	竹内 正行 永井 崇之 武田誠一郎 田中 康正
DCP発光分析法による不溶性残渣の分析法開発	"	"	石井 清登 青瀬 晋一 菅沼 隆 他
アクチノイド元素の光化学分離について基礎研究(V) Npの光酸化還元反応	"	"	森本 恭一 和田 幸男
圧力晶析法による抽出溶媒からのnドデカン分離技術の開発	"	"	根本 剛 都所 昭雄
硝酸銀を添着した疎水性吸着剤によるヨウ素吸着—ヨウ素吸着に対する硝酸銀分散の影響—	"	"	伊波 慎一 小松 久人
高放射性溶液中の微量プルトニウム濃度分析法の開発—同位体希釈の α スペクトル解析法—	"	"	駿河谷直樹 阿部 勝男 鎌田 正行 舛井 仁一
使用済燃料せん断片の性状調査	"	"	吉岡 龍司 大谷 吉邦 小形 佳昭
動的換気系評価コードRIDOの整備	"	"	野尻 一郎 成田 脩
東海再処理工場機械処理工程におけるインセルクレーンの改良	"	"	高田 尚三 吉岡 龍司 伊藤 信一 他
FBR燃料溶解液中の129I分析法の開発(1)	"	"	篠崎 忠宏 菅沼 隆 岡本 文敏 富樫 昭夫
熱間等方圧加圧法による再処理プラント用異材継手の開発(1)—製造技術の検討—	"	"	武田誠一郎 田中 康正 永井 崇之
熱間等方圧加圧法による再処理プラント用異材継手の開発(2)—接合材の性能評価—	"	"	武田誠一郎 田中 康正 永井 崇之
熱間等方圧加圧法による再処理プラント用異材継手の開発(3)—応力解析—	"	"	武田誠一郎 田中 康正 永井 崇之
小型酸回収蒸発器によるTi-5%TaおよびZrの耐食性評価試験(第4報)—25,000時間運転実績—	"	"	竹内 正行 永井 崇之 武田誠一郎 田中 康正
MIP/TOFMSを用いた分子レーザー法分離特性試験	"	"	中澤 修 須藤 取 川上 重秋 島崎 善広
100Hzラマンレーザーシステムの動作特性	"	"	宮本 泰明 新田 秀行 川上 重秋

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
日負荷追従運転時のMOX燃料棒の挙動(4)	日本原子力学会 1993年秋の大会	動燃	菊池 圭一 植松 真一 中江 延男
有機溶媒法によるリサイクル技術の研究(1)構想	同上	同上	堀江 水明
有機溶媒法によるリサイクル技術の研究(3)分離メタルの処理	"	"	堀江 水明
有機溶媒法によるリサイクル技術の研究(4)ハルのリサイクル	"	"	堀江 水明 岸本洋一郎
マイクロ波加熱脱硝装置用オートチューナの開発	"	"	加藤 良幸 田中 泉 都所 昭雄
FBR高燃焼用被覆管(ODCフェライト鋼)の溶接技術開発(その2)超音波探傷法による溶接部検査技術の開発(1)	"	"	西山 元邦 上村勝一郎 関 正之 飛田 典幸
FBR高燃焼用被覆管(ODCフェライト鋼)の溶接技術開発(その1)パルス磁気溶接技術開発(1)	"	"	関 正之 上村勝一郎 飛田 典幸 西山 元邦
光化学選択効果によるウラン同位体の挙動(1)	"	"	佐藤 宗一 久野 祐輔 舛井 仁一 他
ノンスラッジ廃液処理プロセスの開発(2)-カラム式不溶性タンニンによるPu吸着挙動-	"	"	沼田 浩二 根本 都所 昭雄
国内外の高レベル放射性廃棄物処分研究の現状と動向	日本原子力学会「高度化原子燃料サイクル技術研究」専門委員会	"	佐々木憲明
放射性廃棄物ガラスの溶融技術	第32回 ガラスセミナー	"	虎田真一郎
高レベル放射性廃棄物ガラスの熱伝導率	第29回 熱計測討論会	"	河村 和広 大内 仁
湿式核種分離技術開発の現状	原子力学会「消滅処理」研究専門委員会報告書	"	小沢 正基
A Perspective on the Management of Radioactive Wastes from Nuclear Fuel Cycle in JAPAN	INC '93	"	佐々木憲明
Current Status and Future Program of In Situ Experiment of KAMAISHI	釜石国際シンポジウム	"	武田 精悦 大澤 英昭
地層処分を科学的に解明する	原子力工業 Vol.39, No.12	"	大和 愛司 佐々木憲明
オクロ天然原子炉-最近の調査結果と高レベル放射性廃棄物地層処分についての意義-	日本原子力学会誌 Vol.35, No.11	"	山川 稔
高レベル放射性廃棄物の地層処分研究の成果を集約する研究施設 本格稼働した動燃事業団「地層処分基盤研究施設」	電気情報 11号	"	石川 博久
Third Phase Formation in CMPO Mixed Solvent	第12回 溶媒抽出討論会	"	駒 義和 小沢 正基 根本 慎一
The High-Level Radioactive Waste Management Program in JAPAN	第15回 日韓原子力産業セミナー	"	増田 純男
高レベル放射性廃棄物の地層処分におけるオーバーバックの長期寿命予測	各種表面処理材の耐食性評価 第9回例会	"	石川 博久

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
地層処分基盤研究施設の概要と研究計画について	放射性廃棄物管理専門研究会	動燃	石川 博久
The Use of carborne gamma ray data for the studies of the natural radioactive	IAEA Technical Committee Meeting	同上	永崎 靖志 落合 洋治 相馬 丞 坪田 浩二
放射性廃棄物処理処分の概要	第2回原子力エネルギーシステムシンポジウム	"	大沢 正秀
Sorption mechanism of Pu, Am and Sodium-bentonite	第17回 放射性廃棄物管理のための科学的シンポジウム	"	澁谷 朝紀 油井 三和 吉川 英樹
NaCl-NaHCO ₃ -Na ₂ CO ₃ 水溶液中における炭素鋼の局部腐食発生臨界電位の検討	第40回 腐食防食討論会	"	谷口 直樹 本田 明
Estimation of Static Fatigue Behavior of Ceramic Materials as Candidate Overpack Materials	MRS '93 FALL MEETING	"	本田 明 石川 博久 間野 正
Current Status and Future Plans of R&D on Geological Disposal of HLW in JAPAN	地層処分研究開発国際ワークショップ	"	佐々木憲明
Research and Development on Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste ; First Progress Report	同上	"	宮原 要
Sorption mechanism of Pu, Am and Se on Sodium bentonite	第17回 米国材料学会放射性廃棄物管理のためのシンポジウム	"	澁谷 朝紀 油井 三和 吉川 英樹
Migration behavior of Pu released from Pu-doped glass in the compacted bentonite	MIGRATION '93	"	芦田 敬 油井 三和
核燃料施設における呼吸保護具	第6回「呼吸保護に関する国際会議」	"	大関 清秋 秋山 聖光 石田順一郎
Analytical Technology in PNC	原子力研究交流制度の派遣に基づくセミナー	"	青瀬 晋一
FPの消滅処理研究-理論研究および核データ測定-	「消滅処理」研究専門委員会	"	原田 秀郎 高橋 武士 加瀬 健
Overview of Partitioning and transmutation Study in PNC	核種分離・消滅処理に関する専門家会議	"	谷 賢 小沢 正基 若林 利男
傾斜構造体の3次元熱応力モデルに関する研究(その3)	第6回傾斜機能材料シンポジウム	"	西田 俊夫 原田 誠 鹿倉 栄他
α/β 分別測定を用いた241Pu定量法	第35回 環境放射能調査研究成果発表会 論文詳録集	"	植頭 康裕 飛田 和則 吉崎 裕一 清水 武彦
ノルウェーおよびロシアによるバレンツ海およびカラ海における環境影響調査「極地域における環境放射能に関する国際会議」に参加して	第35回 環境放射能調査研究成果発表会	"	片桐 裕実
Evaluation of water Chemistry in Near-Field by Using Reaction-Path Calculation:Effect of Dissolved Iron from Overpack/HLW Borosilicate Glass on Ligand Concentrations	同上	"	牧野 仁史 宮原 要 岩田 浩

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
リニアメントによる岩盤中の割れ目特性の推定(1)ーリニアメントと対応する割れ目の特性ー	日本原子力学会 1993年秋の大会	動燃	小出 馨 若松 尚則 柳沢 孝一
堆積岩中の物質移行に関する研究ー移行経路の構造とウランの分布との相関についてー	同上	同上	兄玉 京子 野原 壯 吉田 英一
OECD/NEAアリゲーターリバーアナログ国際共同研究(ARAP)ーオーストラリア、クンガラウラン鉱床地下水中のコロイド研究ー	"	"	瀬尾 俊弘
高レベル廃液からのTRU元素の湿式分離研究(VIII)ー被抽出アクチニドの水溶液への回収ー	"	"	駒 義和 野村 和則 友広 淳也 他
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	"	"	長谷 文昌 石井 清登 青砥 晋一 他
誘導型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
加速器を利用した99Tcの消滅処理	"	"	加瀬 健
コールドクルーシブル誘導溶接法の金属廃棄物への適用研究	"	"	小林 洋昭 五十嵐 寛 大内 仁
電解法による高レベル廃液からのルテニウム除去試験(II)	"	"	花本 行生 河村 和広 虎田真一郎 大内 仁
可溶性成分を含むスラッジの水熱ホットプレス法による固化	"	"	飯島 和毅 福本 雅弘 宮本 陽一
クリプトンガスのイオン注入固定化試験(VI)	"	"	林 晋一郎 宮本 陽一 中西 芳雄
花崗閃緑岩中のCs, Ni, Smの拡散機構に関する研究	"	"	佐藤 治夫 吉川 英樹 油井 三和 澁谷 朝紀
性能評価に用いるためのベントナイトおよび岩石中での核種の分配係数の設定	"	"	澁谷 朝紀 佐藤 治夫 油井 三和
人口バリア材料によるpH, Eh緩衝性維持時間に関する検討	"	"	柴田 雅博 佐々木康雄 油井 三和
ベントナイトー水反応に関する研究(その2)ーベントナイト間隙水のpH決定要因に関する検討ー	"	"	佐々木康雄 柴田 雅博 油井 三和
緩衝材のクリーブを考慮したオーバーパックの空間的安定性	"	"	杉田 裕 藤田 朝雄 土井 基尾

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
高レベルガラス固化体浸出液中の放射性コロイドの特性測定	日本原子力学会 1993年秋の大会	動燃	油井 三和 芦田 敬
物理モデルによるガラス溶融炉内熱流動解析	同上	同上	高蒲 康夫 五十嵐 寛 大内 仁
ゲートモニタ点検方法の改善	QCサークル大会	"	長谷川市郎
Some Experiences in Environmental Radiation Monitoring around TOKAI REPROCESSING	IRPA(国際放射線防護学会) アジア地区会議	"	飛田 和則 住谷 秀一 好宏 直行 園尾 桜井
アジア諸国に対する放射線安全に関する教育・訓練	ASIA CONGRESS ON RADIATION	"	北原 義久 桜井 直行 亀井 満
消滅処理における加速器の役割	第21回 日本アイソトープ・放射線総合会議	"	谷 賢
Modeling of dynamic gas lensing effect on beam quality control of nuclear power	'93 OSA Annual Meeting and Exhibition	"	鈴木 栄二
大強度CW電子線形加速器用クライストロン出力窓の開発	日本原子力学会 1993年秋の大会	動燃	平野耕一郎 江本 隆 佐藤 勇 高エネルギー物理学研究所 東 芝
エネルギー解析型中性子線量当量率計の開発	同上	動燃	橋本 周 鳥居 建男 安藤 秀樹 道川 太一
シンチレーションファイバースモニタの開発	"	動燃	鳥居 建男 野崎 達夫 江本 武彦 安藤 秀樹
大強度CW電子線形加速器の開発ー設計の妥当性評価ー	"	同上	尾下 博教 遠山 伸一 野村 昌弘 他
ファインマンーα法による低実効増倍率測定(2) 中性子バックグラウンドの影響	"	"	大谷 暢夫
ハンディターミナルの放射線管理への応用	"	"	猿田 順一 石田順一郎 大峰 守 森藤 将之
プルトニウム燃料施設(PFPF)における査察の実施方法	第14回核物質管理学会日本支部年次大会	"	青木 勲 山本 裕 高橋 三郎
動燃事業団における核物質計量管理データベースの開発	同上	"	秋葉 光徳 広沢 尚教

■特許・実用新案

平成5年10月より12月の間に登録および承継された特許・実用新案は次のとおりである。

種類	登録番号	登録年月日	発 明 の 名 称	備 考
特 許	1694122	4. 9. 17 (5. 5. 24)	高速増殖炉の制御棒位置検出装置	㈱東芝より持分承継
特 許	1739612	5. 2. 26 (5. 5. 24)	液体サンプリング容器のニードル部密閉装置	千代田化工建設㈱より持分承継
特 許	1672281	4. 6. 12 (5. 4. 19)	ライニング設備	㈱東芝より持分承継
特 許	1801846	5. 11. 12	空气中放射能の監視装置	
特 許	1795944	5. 10. 28	循環材浄化装置	
特 許	1805661	5. 11. 26	縦型回転体の軸受装置	
特 許	1795948	5. 10. 28	把持具における爪開閉装置	㈱エイ・ティ・エスと共有
特 許	1715579	4. 11. 27 (5. 5. 24)	鉄鋼材料に添加するためのフェロボロン	川崎製鉄㈱より持分承継
特 許	1795950	5. 10. 28	電解還元による使用済核燃料の再処理方法	
特 許	1793267	5. 10. 14	液体金属受容器	
特 許	1791463	5. 10. 14	炉心構成要素の挿入角度修正機構	
特 許	1793542	5. 10. 14	高速増殖炉における液体金属浄化装置	
特 許	1793544	5. 10. 14	液体ナトリウムの流動閉鎖装置	
特 許	1791508	5. 10. 14	電磁流量計	
特 許	1805707	5. 11. 26	液体金属用サンプリング装置	
特 許	1719825	4. 12. 14 (5. 5. 24)	解体物破砕装置	三井造船㈱より持分承継
特 許	1798097	5. 11. 12	破損燃料要素の診断方法	
特 許	1792363	5. 10. 14	連続使用型液体中接続装置	
特 許	1801928	5. 11. 26	フランジ開口治具	
特 許	1750955	5. 4. 8	原子炉使用済燃料溶解設備	三菱化成㈱、三菱重工㈱と共有
特 許	1794699	5. 10. 14	石英ガラス系光伝送体	三菱電線工業㈱と共有
特 許	1685669	4. 8. 11	漏洩ナトリウム収納装置	㈱東芝と共有
特 許	1787708	5. 9. 10	ファイバースコープ保持装置	㈱キューアイ、原子力技術㈱と共有
特 許	1783112	5. 8. 31	燃料集合体の検査装置	富士電機㈱と共有
特 許	1755275	5. 4. 23	マスターマニプレータ	㈱明電舎と共有
特 許	1806139	5. 11. 26	構造物の異常診断方式	三井造船㈱と共有
特 許	1788245	5. 9. 10	シール構造	日本バルカー工業㈱、飯田パッキン工業㈱と共有
実用新案	1911645	4. 6. 11 (5. 4. 19)	異常検出装置	㈱東芝より持分承継
実用新案	1974180	5. 7. 14	輸送用断熱カバー	三菱重工㈱と共有
カナダ	1298923	1992. 4. 14 (1993. 6. 1)	Process for Treating Waste Water Containing Uranium and Fluorine	ユニチカ㈱より持分承継
ドイツ	3804431	1993. 6. 24	Verfahren zum Behandeln von radioaktivem flüssigem Abfall	
アメリカ	5252258	1993. 10. 12	Method of Recovering and Storing Radioactive Iodine by Freeze Vacuum Drying Process	
ドイツ	4015785	1993. 7. 22	Elektrischer Schmelzofen zum Verglasen von Abfall	
イギリス	2242061	1993. 10. 27	Method of Treatment of High-Level Radioactive Waste	
アメリカ	5254075	1993. 10. 19	Internal Circulation Type Centrifugal Extractor	
アメリカ	5250166	1993. 10. 5	Method of Recovering Palladium by Electrolysis and Apparatus Therefor	城北化学工業㈱と共有

■特許・実用新案紹介

ガラスレベル検出方法

(特許第1691929号)

1. 本発明の背景

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

一般のガラス溶融炉では、溶融ガラスの温度分布や組成が炉内で均等に变化し、溶融ガラスを炉内のガラス量に比して少量かつ連続して引き出すので電気式レベル計が使用されているが、これはガラスの電気抵抗値の急激な変化でレベルを検出するための第1と第2の電極の他に、温度、材質変化を補正するための第3の電極を設け真のレベルを検出している。

放射性廃液をガラス固化体にするセラミックメルト（以下ガラス溶融炉という。）にあつては、温度変化は炉内の場所により異なり、これらを全部補正するには補正電極を多数本要することになる。しかし炉内容量は、キャニスタ1本分の溶融ガラスを引き出すと通電発熱を確保するために、最小限必要な溶融ガラスが残る程度の小容量であるから、電極は多数本設ける余地はない。

本発明は、これらの状態を改善し構成が簡易で、ガラス溶融炉の小型化がはかられ、ガラスレベルを正確に検出する方法に関するものである。

2. 本発明の内容

本発明は、ガラス組成や温度とは無関係にガラスレベルを正確に検出するガラス溶融炉のガラスレベル検出方法であつて、ガラス溶融炉内の検出すべき基準レベル面に第1の電極を、溶融ガラス内に第2の電極をそれぞれ配置し、両電極間の電気抵抗値を検出する方法にして、前記電気抵抗値の変化の速度を微分演算回路を介して検出するようにし、変化率の最大値を示す時点をもってガラスレベルが基準レベル面と一致した瞬間であることを特徴とするガラスレベル検出方法である。

3. 特徴と効果

本発明は、上述したように溶融ガラスの電気抵抗値の変化を微分演算回路で演算して変化率を検出するようにし、変化率の最大値をもってガラスレベルが検出すべき基準レベル面と一致した瞬間であるとするものであり、温度や組成による抵抗値の変化を補正する必要がなく、したがって補正用の電極を要しないから図1に示すブロック結線図のように、構成が簡易でガラス溶融炉を小型化することができるという優れた効果がある。

動燃事業団では、本発明の基本的な原理を「ガラス固化技術開発施設」（平成4年4月完成）の主要工程であるガラス溶融炉に採用している。

なお本発明は、日本電気硝子株式会社と共同で成されたものである。

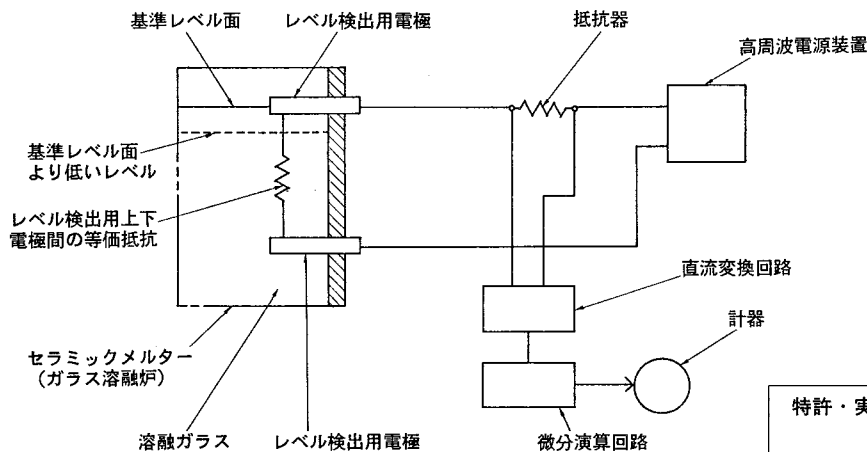


図1 「ガラスレベル検出方法」のブロック結線図

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 1994. 3 No. 89
平成6年3月発行

©1994 POWER REACTOR AND NUCLEAR FUEL
DEVELOPMENT CORPORATION

禁無断転載

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

印刷 株式会社 菜根出版
東京都千代田区平河町1-8-13

Development of SIMMER-III: A Coupled Neutronics-Thermohydraulics Computer Code for FBR Safety Analysis

Satoru Kondo Yoshiharu Tobita Koji Morita
Noriyuki Shirakawa

PNC Technical Review No. 89 p. 19 — 29 (1994)

The development of a SIMMER-III computer code is in progress to investigate postulated core disruptive accidents in liquid-metal fast breeder reactors (LMFBRs). SIMMER-III is a two-dimensional, three-velocity-field, multiphase, multicomponent, Eulerian, fluid-dynamics code coupled with a space- and energy-dependent neutron dynamics model. In the present report, the physical models, numerical algorithms and code features of SIMMER-III are described along with the code assessment analyses. The SIMMER-III code is expected to significantly improve the flexibility and reliability of LMFBR safety analyses.

Key Words: Computer Code, LMFBR, Safety Analysis, Multiphase Flow, Multicomponent System, Fluid Dynamics, Neutronics, Numerical Algorithm, Code Assessment.

Non-Destructive Assay System for Uranium and Plutonium in Input Dissolver Solution of Tokai Reprocessing Plant

— The Development of Rich Man's Densitometer —

Osamu Kitagawa Katsuo Abe Akira Kurosawa
Yusuke Kuno Jin-ichi Masui

PNC Technical Review No. 89 p. 48 — 52 (1994)

A nondestructive assay system for the accountability of uranium and plutonium in input dissolver solution of a nuclear reprocessing plant, named "Richman's Densitometer", has been developed at the Tokai Reprocessing Plant (TRP). The development of this system has been carried out as a part of Japan Support Program for Agency Safeguards (JASPAS).

The system is divided into two nondestructive assay parts, K-edge densitometer (KED) and X-ray fluorescence (XRF) spectrometer. The K-edge densitometry is used to determine the uranium concentration, whereas XRF analysis is used to determine U/Pu weight ratio. The plutonium concentration can be calculated from both the measurement results. The principal of richman's densitometry and the experimental results are discussed in this paper.

Key Words: Dissolver Solution, Non-Destructive Assay, K-Edge Densitometer, X-Ray Fluorescence, Hybrid, Rich Man's Densitometer, Tokai Reprocessing Plant.

Study on Gas Turbine Power Generation Concept of Fast Reactor

Akira Otsubo Kazuo Haga Nobutada Sekiguchi

PNC Technical Review No. 89 p. 30 — 41 (1994)

Conceptual study was performed on the system consisting of a liquid metal cooled fast reactor and a gas turbine power generation loop for primary and secondary systems respectively. It was attempted to develop new regions of fast reactor usage.

A transportable reactor system was proposed for the deep sea and the space, and a cogeneration system of both electric power generation and local heating for cold districts.

A development schedule was planned for the transportable reactor system with the expectation of the earliest practical use.

The establishment of a deep sea reactor technique was predicted in 20 to 30 years according to the schedule.

Key Words: Fast Reactor, NaK, Unmanned Base, Transportable Reactor, Deep Sea, Space, Cogeneration Reactor, Local Heating, Closed Brayton Cycle.

Development of Electrolytic Dissolution of MOX Fuel

Yoshiyuki Kihara Akio Todokoro Akihiro Ohtaka
Masahiro Ogasawara

PNC Technical Review No. 89 p. 53 — 56 (1994)

A method of electrolytic dissolution has been studied to dissolve plutonium dioxide in nitric acid. This dissolution uses Ag^{2+} as an ionic catalyst to oxidize $PuO_2(IV)$ to $PuO_2^{2+}(VI)$. Ag^{2+} is generated by electrolysis of silver nitrate.

This method is to be developed for dissolving mixed oxide, or decontamination of plutonium contained in solid wastes in plutonium fuel fabrication facility. This report summarizes the effect of UO_2 on PuO_2 dissolving velocity with wide range of the MOX in ratio of Pu to U.

Key Words: Plutonium Dioxide, Uranium Dioxide, Mixed Oxide, Dissolution, Nitric Acid, Silver Nitrate, Electrolysis, Ag^{2+} .

Study on Enhanced Safety Large FBR Core Concepts Using Mixed Nitride Fuel

Hideyuki Hayashi

PNC Technical Review No. 89 p. 42 — 47 (1994)

Large FBR core concepts using mixed nitride fuel were surveyed from the viewpoint of the enhancement of passive safety. Sodium-bonded type of fuel, which suits the compatibility with sodium and the high conductivity of the nitride fuel, were selected to make Doppler reactivity negative at ULOF. Passive shutdown at ULOF can be performed in two large FBR core concepts without the negative reactivity feedback caused by core bowing. One is a flatten core with sodium-plenum which has low coolant temperature coefficient, the other is a spectrum-shifted core to enlarge Doppler coefficient.

Key Words: Nitride Fuel, Sodium-Bonded Type Fuel, Passive Safety, Passive Shutdown, Sodium Plenum, Spectrum-Shift Zirconium Hydride, Core Bowing, ULOF, Doppler, ATWS.

Two-phase Water Movement in Buffer Material for Geological Isolation of High Level Radioactive Waste

Shinji Takeuchi Keiji Hara

PNC Technical Review No. 89 p. 57 — 62 (1994)

After the setting of the high level radioactive waste, a coupled thermal-hydro-mechanical phenomenon may occur in the buffer material. In order to contribute to modeling of the T-H-M process, the effect of the dry density and temperature of unsaturated compacted bentonite on water potential and water diffusivity was examined.

The results are as follows; the water potential and water diffusivity vary depending on the dry density and temperature of unsaturated compacted bentonite. It is found that the dry density and temperature dependences of the water diffusivity obtained from the experiments can be explained with theoretical equations for water vapor and liquid water. Therefore two phase water movement in unsaturated compacted bentonite was verified.

Key Words: Geological Isolation, Buffer Material, Coupled Process, Compacted Bentonite, Two-phase Water Movement, Water Potential, Water Diffusivity, Psychrometer, Dry Density Dependence, Temperature Dependence.

動力炉・核燃料開発事業団

本 社	東京都港区赤坂1-9-13 三会堂ビル	〒107	TEL (03)3586-3311
人形峠事業所	岡山県苫田郡上斎原村1550	〒708-06	TEL (0868)44-2211
中部事業所	岐阜県土岐市泉町定林寺園戸959-31	〒509-51	TEL (0572)54-1271
東海事業所	茨城県那珂郡東海村大字村松4-33	〒319-11	TEL (0292)82-1111
大洗工学センター	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002	〒311-13	TEL (0292)67-4141
敦賀事務所	福井県敦賀市木崎65-20	〒914	TEL (0770)23-3021
新型転換炉 ふげん発電所	福井県敦賀市明神町3	〒914	TEL (0770)26-1221
高速増殖炉 もんじゅ建設所	福井県敦賀市白木2-1	〒919-12	TEL (0770)39-1031
<海外事務所>			
WASHINGTON	PNC Washington Office Suite715, 2600 Virginia Avenue, N. W., Washington D.C.20037 U. S. A.		TEL 202-338-3770 FAX 202-333-1097
PARIS	PNC Paris Office 4-8, Rue Sainte-Anne, 75001 Paris France		TEL 1-4260-3101 FAX 1-4260-2413
北京	北京事務所 中華人民共和国 100004 北京市朝陽区東三環北路5号 北京發展大廈602房間		TEL (1)501-0564 FAX (1)501-0566
VANCOUVER	PNC Exploration(Canada)Co. Ltd. 2401-650, West Georgia Street, Box 11571 Vancouver Centre, Vancouver, B. C. V6B 4N8 Canada		TEL 604-681-6151 FAX 604-682-3452
SYDNEY	PNC Exploration(Australia)Pty. Ltd. 16th Floor, Royal Exchange Bldg., 56 Pitt Street, Sydney, N. S. W. 2000 Australia		TEL 2-241-1594 FAX 2-251-1584
PERTH	PNC Exploration(Australia)Pty. Ltd. Perth Branch 26 Lyall Street, South Perth W. A. 6151		TEL 9-474-1120 FAX 9-474-3709