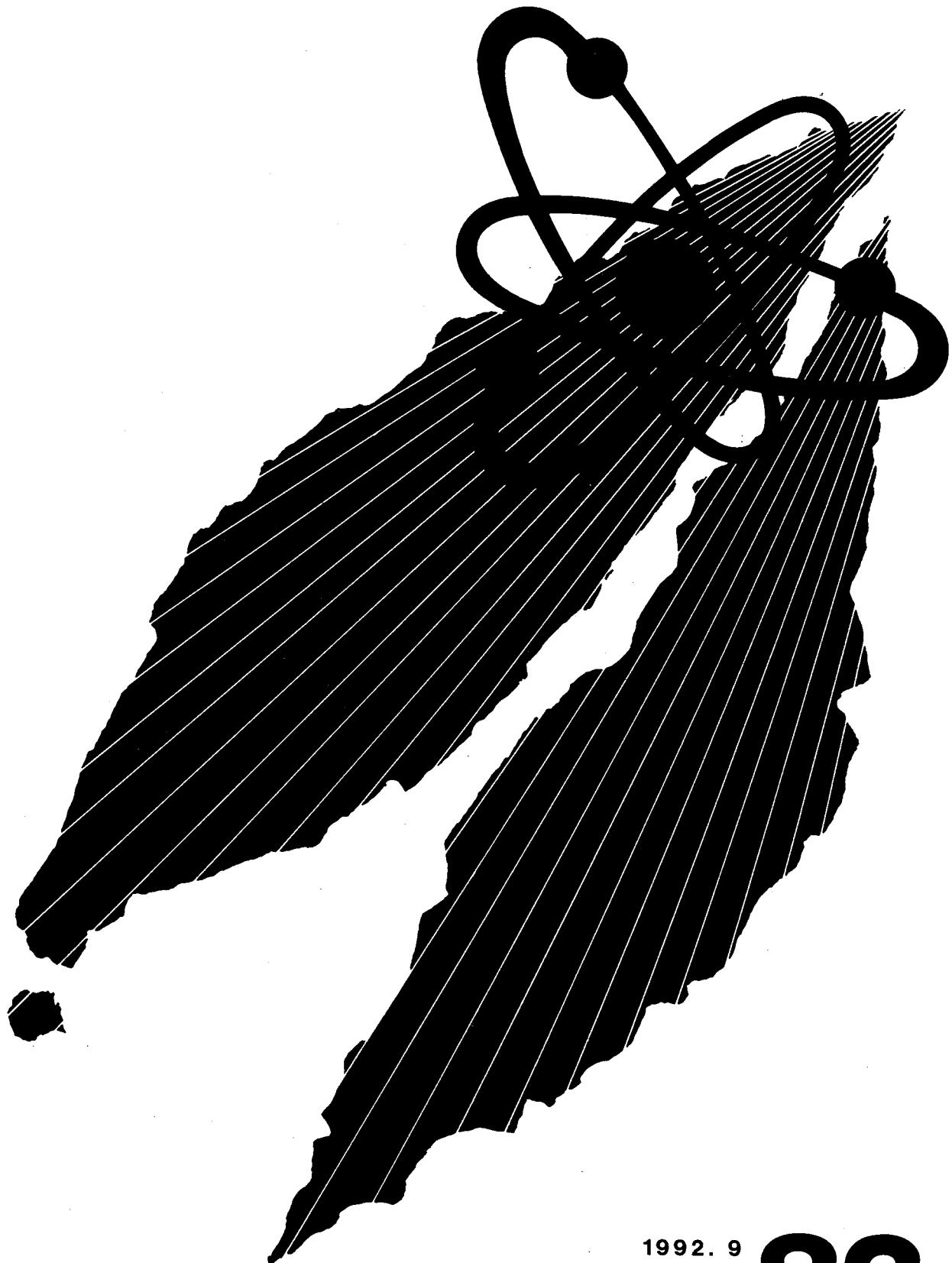


動燃技報

PNC Technical Review



1992. 9
No. 83

概況

新型転換炉の開発	1
高速増殖炉の開発	3
核燃料サイクルの開発	7
再処理技術の開発	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	17

技術報告

「ふげん」における燃料交換作業支援システムの開発	19
西村 弘林 省一 佐野 一哉 宝珍 浩仁 井口 幸弘	
自律型運転制御システムの開発	34
遠藤 昭 渡辺 兼秀 三木 哲志 姫野 嘉昭	

技術小論

希ガス気泡に随伴するよう素のナトリウム中への移行挙動	46
下山 一仁 石川 浩康 宮原 信哉	
有用金属回収・利用技術研究の現状	51
川瀬 啓一 岡田 浩 和田 幸男 岸本 洋一郎	
ソルトフリー電解酸化槽工学試験	55
鶴谷 忠博 上田 吉徳 河田 東海夫	
大型廃液貯槽遠隔点検システムの開発	62
平山 卓 野島 康夫 石川 一夫 小坂 哲生 小川 敏	
核物質計量管理システムの開発	67
広沢 尚教 鹿島 貞光 秋葉 光徳	
アフリカ南部の探鉱プロジェクト開拓 -地質学的アプローチから-	70
高橋 修	

国際協力

国際会議、海外派遣等	77
------------	----

活動

外部発表・特許・実用新案	78
--------------	----

正 誤 表 (動燃技報 No.83)

頁	行	誤	正
46 p 要旨	6	$3.31 \times 10^{-3} (\text{m/s})$	$3.39 \times 10^{-3} (\text{m/s})$
50 p 左	4	同 上	同 上
50 p 左	5	同 上	同 上
50 p 右	8	同 上	同 上



新型転換炉の開発

1. 原型炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所（定格出力16.5万kW）は、運転計画に基づき平成4年4月26日に原子炉を停止し第10回定期検査を開始した。6月末現在定期検査期間中の主要作業を終了し、今後格納容器漏洩率試験等の設備、機器の機能確認試験を実施して7月中旬には原子炉を再起動させる予定である。

第10回定期検査では、原子炉施設や蒸気タービン等の各設備の点検・検査を行うとともに、燃料集合体224体のうち38体を新燃料に取り替えた。また、改造工事として、湿分分離器や原子炉給水系配管の浸食対策等の経年変化対策工事の他、原子炉給水制御装置の更新に合わせ、その性能向上のため事業団が開発したファジィ制御装置を設置した。

4月3日、4月14日、5月22日には新燃料輸送を実施し、それぞれ混合酸化物燃料18体、二酸化ウラン燃料30体、特殊燃料3体を受け入れた。また、4月17日には使用済燃料輸送を実施し、使用済燃料34体および照射後試験用燃料1体（照射用セグメント燃料集合体）をそれぞれ動燃東海再処理工場および原研東海研究所へ搬出した。

平成4年度第1四半期の運転実績は以下のとおりである。

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
4年4月	100,738	612	85.0	84.8
4年5月	0	0	0	0
4年6月	0	0	0	0
合計	100,738	612	28.0	28.0

2. 研究開発

新型転換炉に関する研究開発は、大洗工学センターの四つの実規模開発試験施設および原型炉「ふ

げん」を中心として展開している。

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

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

2.1 設計研究

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

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

2.2 炉物理研究

ATRのクラスタ型燃料格子の計算精度向上を目指して開発している詳細格子計算コードMESSIAHの核データライブラリに關して、現状のENDF/B-IIIライブラリを国内で開発されたJENDL-IIIライブラリに更新するための改良整備を実施し、ライブラリの違いによる評価検討を行った。

高速炉燃料再処理施設の実用化に向けて設計、運転管理を行うための基盤的技術である臨界安全管理手法を確立するための炉物理研究を実施している。この一環として、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、DCA

2 概況

の改造に係わる設置変更許可申請が審査中である。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。

2.3 伝熱流動研究

ATRのクラスタ型燃料体の熱流動評価手法の高度化を目指して開発してきた三流体モデルに基づく詳細サブチャンネル解析コードFIDASの公開の準備を進めた。また、スペーサ形状がCHFおよび液膜厚さに及ぼす影響を測定する試験を開始した。

2.4 安全性研究開発

ATRにおいて事故がある程度設計基準事象を超えて、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。冷却材喪失を起因とするシビアアクシデントに関しては、解析手法の開発が終了し、現在水素の格納容器内挙動および燃焼に関する解析を継続して実施している。

反応度事故を起因とする事象の評価手法確立のための解析コード整備を行っている。解析コード整備に関しては、燃料溶融挙動、模擬溶融燃料を用いた圧力管破損実験、圧力管破損による一次冷却材の重水中噴出実験およびそれによる負の反応度投入量実験評価に基づきモデルを構築中である。また、カランドリアタンクへの衝撃等を解析できるようにするためのモデル開発を行うと同時に、カランドリアタンクへの衝撃応答実験解析の準備を行った。

「ふげん」一次系化学除染法の開発の一環として、原子炉内に燃料を装荷した状態で系統化学除染を行う際の除染剤の燃料集合体構成部品に及ぼす影響を調べるために、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。130°Cで化学除染を施した燃料集合体を炉心冷却水流動条件を模擬した高温高圧二相流水下で2,000時間におよぶ耐久試験を行いトータル試験時間8,500hrに達した。

2.5 部品・機器試作開発

圧力管集合体をコンポーネントテストループに装荷し、炉心を模擬した流動条件下で耐久試験を行

い、トータル試験時間14,300hrに達した。燃料フレッティング摩耗予測コードの開発として、疵の深さと摩耗量との相関を求めるための解析を実施し、解析コードの改良を行っている。また、フレッティング摩耗特性に及ぼす因子を定量的に求めるための試験装置の設計を行った。圧力管余寿命評価手法の開発については、解析コードのモデル化および解析を行っている。

2.6 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監視試験片の照射後試験計画を作成するとともに、試験実施の準備を行っている。

(2) MOX (ATR用) 燃料のR&D

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、電発からの受託研究として「ふげん」で燃焼度約24,400 MWd/tまで照射された36本燃料集合体の照射後試験を原研東海研究所で実施中である。

大洗工学センターにおける破壊照射後試験を実施するため、燃料輸送の準備を進めている。

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に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33,000MWd/tまでの燃料棒内圧データ等の燃料挙動データの整理を行っている。また、セグメント燃料棒の出力急昇試験については、燃料設計における健全性を保証し得る有効なデータを取得するため、試験計画、試験条件および試料採取計画の検討を終えた。

照射済実証炉燃料の破損しきい値を求めるためのNSRR照射試験について、今年度分の作業計画について原研との調整を行っている。

(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4年3月14日から開始した100MW第24サイクル定格運転を順調に行い、5月5日に終了した。

その後、燃料溶融データを取得するための特殊試験として6月16日、17日に第2回目の高線出力試験(第24'サイクル運転)を実施した。

照射試験関係では、上述の試験の他、「もんじゅ」燃料高燃焼度確証試験および実証炉以降を対象とした高性能燃料開発のための照射試験、さらに日仏交換照射試験、受託照射試験等の各種照射試験を継続している。

許認可関係では、限界照射試験用燃料、炭窒化物燃料、フェライト鋼反射体等について、新たに設置変更許可を取得するために、5月22日に変更申請(その14)を行った。

2. 高速増殖原型炉もんじゅの建設および試運転

高速増殖原型炉もんじゅの建設工事は、平成4年6月末現在の総合進捗率が約98% (臨界で100%)に達した。

土木・建築・機電の各工事従事者は6月末現在全体で約860名であった。

(1) 試運転状況

原子炉構造設備において、原子炉容器および入口配管ISI機器作動試験を4月から開始し、継続実施している。原子炉冷却系統設備では、5月に1次系の補助配管の振動試験を実施し所定の振動特性を確認した。また、1次系主循環ポンプ特性試験を継続実施している。2次系では、4月より開始した系統内へのNa充填は6月に完了し、引き続き2次系主循環ポンプ特性試験および配管振動試験を継続実施している。燃料取扱・貯蔵設備では、燃料出入機によるNa中燃料移送試験を継続実施している。電気計装設備では、原子炉保護系の系統試験を継続実施し、所定の動作機能を確認した。

(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原型炉技術の総合評価、②原型炉の高度化((a)情報化・運転制御(b)信頼性(c)炉心燃料(d)保守・管理(e)安全)、③原型炉を利用した技術開発について計画的具体化等を開始した。このうち原型炉の高度情報化については、データベースの構築、データ収録システムの開発を進めている。

(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。

② 土木工事

敷地の仕上げ工事(造成、道路)を継続実施した。

③ 建築工事

固体廃棄物貯蔵庫の新設工事を継続実施した。

5月27日付で、施設名称を「高速増殖炉もんじゅ発電所」から「高速増殖原型炉もんじゅ」に変更した。

3. FBRプラント設計研究

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検討も進めている。

中小型炉の設計研究については、大型炉の補完という目的にしたがって、安全性の一層の向上に主眼を置くとともに、新型燃料を含む先端技術を積極的

に採り入れたプラント概念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行っている。

4. 炉物理研究開発

炉心解析法の開発では、3次元6角体系用輸送ノード法計算コードの開発およびマルチバンド法による高速炉体系での共鳴現象の計算手法の開発を進めている。また、大型炉用修正炉定数に関する研究については、昨年度までの第1段階の整備に引き続き、燃焼特性も含めた修正炉定数の整備を開始した。さらに、現状では不確定幅の大きい燃焼特性に対する解析精度向上を目指して、日本では「常陽」でしか得られない燃焼特性データに対する解析評価を進めている。

模擬臨界実験では、日本原子力研究所との共同研究としてFCAによる窒化物燃料炉心臨界実験を3カ年計画で開始した。

遮蔽研究では、日米共同大型炉遮蔽ベンチマーク実験(JASPER計画)を実施しており、ギャップストリーミング実験および中性子検出器応答実験を終了し、新遮蔽材透過実験を開始した。また、それらの実験結果の解析・評価を進めている。

5. 機器研究開発

ナトリウム冷却系機器の開発に関しては、配管ベローズ継手(42B)について、長時間ナトリウム中耐久試験後の材料検査を実施している。また、コンパクト高性能電磁ポンプの開発として、耐熱コイルの基礎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、自己作動型炉停止装置のナトリウム中熱過度応答試験等の結果を評価するとともに、大型炉におけるシステム概念を検討している。

蒸気発生器およびプラント冷却システムの研究開発については、二重伝熱管型蒸気発生器の伝熱流動特性を把握するため、小型二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ている。また、内外管リーク検出特性を把握するための要素試験を実施している。

供用期間中検査装置の開発に関しては、原子炉容

器廻り検査装置のシステム機能試験を行った。また一次主配管検査装置を用いて「もんじゅ」の供用前検査に適用した。蒸気発生器伝熱管検査装置(渦電流方式)を用いて「もんじゅ」蒸気発生器伝熱管の供用前検査を実施し、その結果の解析を実施している。また、これらの成果を踏まえて検査装置の改良を進めている。

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フェライト鋼については、強度異方性を改善するための合金設計および加工法の改善を実施中である。また、ミクロ組織と強度特性の関連についての検討を実施した。改良オーステナイト鋼については、その最適化を図るために合金設計に基づき被覆管の試作を行い、強度データ取得を開始した。高Ni合金については、炭窒化物析出強化型と γ' 析出強化型合金の強度データ取得とともに、電子顕微鏡によるミクロ組織観察を行い組織安定性を継続して評価した。

被覆管材料の照射試験としては、「常陽」とFFTFCにおいて、改良SUS316鋼、改良オーステナイト鋼、高強度フェライト鋼等の照射を実施している。改良SUS316鋼については、405°Cにおいて $3.9 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ (E>0.1MeV)までのデータを取得した。また、改良オーステナイト鋼では、 $2.8 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ (E>0.1MeV)までの材料照射データが得られており、これらの照射試験結果に基づき、材料強度基準(案)を継続して策定した。

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FFTFCにおいて、改良SUS316鋼、改良オーステナイト鋼被覆管燃料集合体を昭和62年11月より照射している。改良SUS316鋼被覆管燃料集合体は12Aサイクルをもって照射試験を終了した。到達燃焼度は「もんじゅ」の目標燃焼度を上回る147,000MWd/tを達成した。一方、改良オーステナイト鋼被覆管燃料集合体は、平成4年3月末まで照射を継続したが、FFTFCがスタンドバイ状態となつたため、照射が中断している。FFTFCで照射した仕様緩和燃料の大洗での照射後試験が終了し、評価および報告書の作成を行った。日米共同で実施しているEBR-II運転信頼性試験(過渡過出力試験(TOP)と破損燃料継続照射試験(RBCB))では、長寿命燃料を対象としたPhase-IIのTOP試験では、燃焼度約170,000MWd/tまで照射された改良SUS316鋼被覆管燃料および燃焼度約50,000MWd/tまで照射された改良オーステナイト鋼、フェライト/マルテンサイト鋼被覆管燃料に対し実施した

過渡過出力試験の照射後試験をまもなく開始する予定である。Phase-IIのRBCB試験では、破損燃料ピンの溶融限界照射試験結果に基づき、破損燃料ピンの熱的挙動を継続して評価した。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PNC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、平成5年7月頃のフルパワー達成と同時に開始することで準備を進めている。「常陽」における高線出力照射試験(PTM-2)を平成4年6月17日に実施し、ピーク線出力600W/cmを越える高線出力での照射を実施した。また、改良オーステナイト鋼被覆管を用いた燃料ピン照射等を継続実施した。

燃料集合体の開発に関しては、「常陽」ドライバ燃料集合体の照射後試験結果に基づき、総合的な燃料集合体の挙動解析評価を実施した。

制御棒の開発については、高性能制御材としてB₄Cサーメット等の第一次炉外評価を終了した。このうちの主な試作材について、照射挙動を評価するために、B₄Cパウダー、黒鉛ペレット照射材の物性評価を継続中である。

燃料ピン挙動解析コードCEDARの定常条件解析能力の向上を図った新バージョン確定作業を実施している。

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の改造を継続して実施した。燃料ピン挙動解析コードについては、高燃焼度下での定常、過渡時の解析精度向上のための改良を進めている。また、破損燃料挙動解析コードSAFFRONについては、クリープを組込んだ3次元解析機能の検証を継続して実施した。

スエリング・シミュレーションコードについては、各要素過程のモデルの統合化を実施し、計算コードを作成し、パラメータの感度解析を開始した。

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進めている。

新型燃料照射試験については、原研との炭・窒化物燃料の基礎照射試験に関する共同研究を継続して実施し、照射燃料ピンの詳細仕様を検討した。

燃料集合体の輸送技術開発については、原型炉照射後試験用燃料輸送容器の「核燃料輸送物設計承認申請」を科技庁に行い、安全審査が開始された。

「もんじゅ」等の大型集合体の照射後試験施設については、1995年操業開始に向けて、1、2階の

柱、壁のコンクリート打設を終了し、3F床の鉄筋工事を行っている。また、セルについては、1階床のライニングメッシュ、排気配管施工を行っている。内装、試験機については、契約に基づき製作のための設計打合せおよび設計図書の検討を開始した。

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等非線形構造解析技術の高度化を進めている。また、構造強度評価エキスパートシステムの開発を進めている。

構造物要素強度試験に関しては、非軸対称シェル構造座屈試験を実施し結果の整理を進めている。

構造物強度確性試験については、タガ締め応力場における溶接クリープ強度データ、およびSUS316FR鋼の溶接部強度データを取得するため、溶接容器モデルの熱過度強度試験等を実施している。

耐震構造試験については、機器上下免震構造の縮小モデル試験の準備を行っている。

構造健全性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するための評価手法の確立のため、円筒容器試験体について試験後亀裂進展データを評価した後、さらに亀裂進展試験を継続実施している。

大気中およびナトリウム中構造材料試験に関しては、SUS304、改良SUS316および高クロムモリブデン鋼の材料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。

構造材料の照射試験に関しては、「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試験に関しては、燃料被覆管のナトリウム中の腐食、クリープ、引張試験を実施している。

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からの熱の逃げ方や、それに伴

うナトリウムの流れ方の変化を詳細に解明する自然循環崩壊熱除去特性試験装置の性能試験を行った。

炉体構造水流試験においては、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、熱流動挙動を調べる炉心プレナム相互作用基礎水試験の実験・解析を実施している。

プラント過度応答試験では、37本ピン束供試体を用いて実施した高出力条件下での配管大口径破損時熱過度試験結果およびこれまでの試験結果を基に実機に対する総合評価を継続して実施している。

熱流動安全解析コードの開発に関しては、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ために開発した応力代数式モデルの改良・検証を温度ゆらぎ試験結果を基に進めた。集合体内単相サブチャンネル解析コードASFREについては、ワイヤスペーサモデルおよび乱流混合モデルの改良と検証をプラント過度応答試験の結果を用いて行うとともに、計算手法の改良を継続して進めている。集合体内沸騰解析コードSABENAについては、プラント過度応答試験の沸騰データに基づく検証を進めている。

炉心の安全評価研究では、炉心物質移行挙動試験については、仮想的炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の炉容器内保持能力を評価するため、高温模擬試験装置(MELT-II)を用い、融体ジェットの冷却材中への浸入長さ等を明らかにする溶融ジェット-冷却材相互作用試験を実施するとともに、炉心プール内での熱流力挙動を解明するための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修・整備を進めるとともに、炉心崩壊過程解析コードSIMMER-IIIの開発として核計算部、流体力学部等の各要素モデルの開発を欧州の研究機関と共同で実施している。

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度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に、国際共同で実施してきたCABRI-2計画を3月で終了し、成果の国際的総合評価作業を進めている。CABRI-2試験に引き続き、新しくCABRI-FAST試験について欧州と合意に達し、1992年度からの実施に向けた検討を開始した。

SCARABEE炉内試験では、隣接集合体への破損伝播を模擬したPI-A試験の解析評価および解析モデルの機能検証・改良を進めるとともに、隣接集合

体への融体放出を模擬したPV-A試験の解析評価を進めている。

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、地震等の外的要因に係わるレベル1 PSA評価を進めている。また、運転保守要領の検討に資するため、試験間隔等をパラメータにした感度解析を実施している。さらに、PSAを運転安全管理に利用するためのリビングPSAシステムの開発整備を進めている。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を行い、事故シナリオの検討を進めている。また、信頼性データベースの拡充を図っており、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。

FBR安全性試験炉の設計研究としては、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。

プラントに係わる安全研究としては、燃料からのFP放出挙動試験として、コールド試験装置を用い、FPのNaベーパー中の物理的・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の総合評価を進めている。混合エアロゾル試験では、ヨウ素フィルタ試験を進めている。解析コードについては、3次元ナトリウム燃焼解析コードSOLFASの開発を進めており、エアロゾル霧囲気下での輻射熱伝達モデルの組込み、ガス物性値の温度依存性の考慮等の改良を進めている。

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、高温ラップチャ型破損の解析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」初装荷用MOX燃料の製造を継続した。

(2) ATR燃料の開発

第19回取替燃料（29体）の製造を継続した。

(3) プルトニウム燃料の利用技術開発

1) 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の開発を実施している。

2) プルサーマル照射試験

電力との共同研究で進めている敦賀炉照射試験については、照射後試験（非破壊試験）および一部の燃料要素切断試料について、照射後破壊試験を実施し、データ解析を行っている。

ドッドワード炉（BWR仕様）およびハルデン炉（PWR仕様）での照射については継続中であり、BR-2炉照射用MOX燃料については、ベルギーのモル研究所において、照射のための準備作業を継続している。

動燃独自で実施しているハルデン炉照射（IFA-565）は照射を継続している。

また、新規に実施するMOX-ガドリニア燃料の照射リグの設計の検討を終了し、設計図を作成した。

(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）において、「もんじゅ」初装荷用原料の混

合転換を継続した。

「もんじゅ」原料の転換量は、累積で約2,000kg Puとなった。

(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、スクリュー方式による小型脱硝装置を用いて、マイクロ波を脱硝部へ集中照射する試験を実施し、良好な結果を得た。さらに、照射効率を向上させる目的で、スクリューのセラミックス化を検討・製作した。

(3) 湿式回収技術開発

湿式回収精製設備については、硝酸溶液を用いて各工程の性能確認試験を実施した。また、装置・設備の老朽化対策を継続した。

湿式回収脱硝設備については、硝酸ウラニル溶液を用いたマイクロ波加熱試験を継続し、脱硝条件等の確認、および脱硝粉末の物性改良評価試験を継続実施した。また、プルトニウム試験の準備として、精製プルトニウム・ウラン混合溶液を受け入れて、貯槽類の攪拌濃度分布試験を実施した。

湿式回収試験設備については、抽出工程試験のための硝酸ウラニル溶液を受け入れ、ウラン試験を実施し、設計フローシートの性能確認を実施した。

(4) プルトニウム混合転換装置の開発

低温処理技術開発として、低温領域における溶媒および硝酸の気液平衡データを作成した。

また、混合転換基礎試験として、硝酸プルトニウム溶液の脱硝メカニズム等の解明試験を継続するとともに、これまでのデータのまとめを実施した。さらに、マイクロ波の加熱応用を図るための基礎試験に着手した。

3. ウラン転換

(1) 回収ウラン転換技術開発

回収ウラン転換実用化試験（電力共研）に向けて、科学技術庁への許認可申請（事前説明）および

8 概況

岡山県との環境保全協定に係わる新設協議（事前説明）を継続実施した。

(2) 金属ウラン転換基礎試験

溶融塩電解精製試験については、混合塩脱水装置の製作と塹化イットリウム(YN)の電解試験および

その評価分析を行った。また、酸化還元試験では、ウラン酸化物の溶解条件の調査を実施した。

（核燃料サイクル技術開発部）
（核燃料施設計画部）



再処理技術の開発

1. 再処理工場の現状

平成4年1月23日より開始した92-1キャンペーンを5月29日に終了した。なお、本キャンペーンでは、約52.8トンの使用済燃料を行った。

2. 再処理技術の開発

(1) 高信頼性機器の開発

新材料を用いた酸回収蒸発缶小型モックアップ試験設備の長期耐久試験を実施した。また、6月より中間検査を開始した。

(2) 前処理工程の高度化技術開発

軽水炉燃料再処理技術の改良・高度化等に対応した新型プロセス機器の開発および施設設計研究を終了した。

(3) 供用期間中検査技術開発

セル内の機器を遠隔で点検するための試験装置のモックアップ試験を開始した。

(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実施し、要素試験を開始した。

3. 高速炉燃料再処理技術開発

(1) プロセス技術開発

1) 前処理工程技術開発

レーザー解体試験装置の製作のため、機器構造に関する設計検討を実施した。清澄装置の開発について、高速回転下における清澄性能を調べるための試験を継続実施した。

2) 主分離工程技術開発

遠心抽出器については、RETF機の詳細設計に基づき、試作機の仕様検討を実施した。また、電解酸化槽工学試験のデータを整理し、報告書を作成した。

(2) 材料技術開発

ホット腐食試験の一環として、腐食に与える放射線の影響を定量的に把握するために行った γ 線照射下での各種金属材料の浸漬腐食試験の結果を解析評価した。

(3) 遠隔技術開発

ラックシステム開発として、実規模模擬貫通プラグの試験に着手した。また、遠隔継手開発として、耐蝕性試験を継続実施した。

(4) 分析技術開発

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

(5) 日米共同研究

米国ORNLとの前処理、抽出の分野に係わる共同研究を継続実施した。

レーザー解体機については、RETF機の詳細設計を継続実施した。

また、遠心抽出器システムを主とする化学システム試験装置の製作を継続実施した。

4. 施設設計

リサイクル機器試験施設(RETF)について、調整設計および安全審査対応の作業を継続実施した。

5. 高レベル放射性物質研究施設(CPF)

第17回ホット試験については、「常陽」C型特殊燃料を用いた溶解試験を終了し、試験結果のとりまとめを実施した。また、第18回ホット試験のための準備を行った。

(核燃料サイクル技術開発部)
(核燃料施設計画部)



ウラン資源・探鉱と 技術開発

1. 海外調査探鉱

1.1 カナダ

サスカチュワニ州・ドーンレイク、クリスティーレイク、ウォーターファウンドリバー各プロジェクトで冬期調査を行い、結果の解析、取りまとめを行った。このうち、クリスティーレイクプロジェクトでは、12孔の試錐調査を実施し8孔で鉱化作用を確認した。

北西準州・プリンセスメリープロジェクトでは6月より夏期試錐調査を実施し、スリークレイクグリッドでは弱鉱化を、またエンドグリッドでは鉱化帯の拡がりを確認した。

カナダで展開中の他のプロジェクトについては、冬期の調査を終了し、現在、調査結果の解析・取りまとめを行っている。

1.2 オーストラリア

西オーストラリア州・ルーグルプロジェクトは、マイルズリッジ地区およびマウントシアーズ地区で現地調査を開始し、マイルズリッジ地区で破碎帶中に放射能異常を認めた。また、6月に技術委員会を現地で開催し今後の調査について検討を行った。

北部特別州・プラトープロジェクトでは構造試錐調査を行い、砂岩中に鉱化の可能性を示す変質作用を認めた。一方、キングリバープロジェクトは、土地所有者と調査開始に向けての協定作成の協議に入ることが合意された。当プロジェクトはカナダのカメコ社が参入の意向を示しており、共同調査に向け契約交渉を行なはば合意に達した。

1.3 アフリカ

ニジェール・テッシリプロジェクトでは、管理委員会を6月に開催し昨年度の調査結果を報告するとともに、今年度の探査計画を審議し承認された。

ジンバブエ・カリバレイクプロジェクトは、環境影響調査を実施した。

1.4 中国

建昌プロジェクトは、北票盆地で現地調査を実施中である。またプロジェクト開拓として遼東半島においても現地調査を実施した。

1.5 ブラジル

ブラジル原子力委員会(CNEN)とのウラン共同調査に関する基本契約について交渉を継続した。

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、交渉等を行った。

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、交渉等を行った。

③ パリ事務所

アフリカの各プロジェクトおよびプロジェクト開拓のための支援ならびに情報収集を行った。

④ 北京事務所

建昌プロジェクトおよび新規プロジェクト開拓のための支援ならびに情報収集を行った。

2. 探鉱技術開発

2.1 探査技術開発

オーストラリアの複雑な地形を呈する地域での探査を効率的に進めるために、周波数領域空中電磁法シミュレーションプログラムの開発を継続して行った。

リモートセンシング技術開発は、オーストラリアの広範囲な探査現場を迅速に評価するため、航空機搭載マルチスペクトル測定結果を元の連続スペクトルに復元する研究を、AMIRA社と共に開始した。

2.2 採鉱技術開発

環境レベルの測定が可能となるように改造したラドンモニターの現場適用試験を東濃鉱山坑内外で開始した。

カナダ・プリンセスメリープロジェクトの鉱床評価に資するため極寒地における採鉱法実情調査を行った。

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分離試験を行った。また、過酸化水素によるイエロー・ケーキ沈澱試験を行った。

新製錬法技術開発として塩化揮発法によるウラン回収試験のコスト計算、プロセスの概略フローシートおよび物質収支の作成を行った。

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りまとめを行った。

方面、麻糸、神倉地区捨石堆積場安定化工事に係わる調査、設計を行った。

ヒープリーチング施設の維持管理を継続して行った。

(国際部資源開発室)



廃棄物処理処分の開発

1. 高レベル廃棄物処理技術開発

(1) 固化処理工学試験

高性能溶融炉開発として、基礎試験装置による電極材料の評価試験を開始するとともに、高性能溶融炉工学試験装置の製作設計を行った。また、ガラス溶融炉の解体技術開発として、溶融炉ケーシング模擬体の解体試験を開始した。

(2) 高減容固化技術開発

脱硝法による高レベル廃液中の発熱元素分離技術開発として、模擬廃液へのギ酸添加物をパラメータとした予備試験を実施した。

また、定電位電解法による白金族元素分離技術開発として、模擬廃液からのPd, Ru除去試験を実施した。

(3) 廃棄物品質評価・保証技術開発

ガラス固化体のイエローフェーズ評価のため、蛍光X線装置およびEPMAによる組成分析を実施した。

(4) ガラス固化技術開発施設試運転

装置工事が4月末に竣工した。

試運転（コールド試験）を5月より開始し、遠隔操作・保守試験（試験データの取得、評価等を含む）を実施するとともに固化プロセス運転試験の具体的試験方法の検討および運転要領書等の改訂作業を行った。

2. 低レベル・TRU廃棄物処理処分技術開発

(1) 再処理低レベル等廃棄物処理技術開発

アスファルト固化技術開発施設では、低放射性濃縮廃液を用いたキャンペーン（4／上～7／上）を実施した。また、アスファルト固化体の均一性確認試験として、物性データの解析を行った。

廃溶媒処理技術開発施設では、廃溶媒・廃希釈剤を用いたキャンペーン（4／上～6／下）を実施した。

クリプトン回収技術開発施設では、再処理工場から受け入れたオフガスを用いた開発運転（2／上～

6／中）を実施した。

また、イオン注入コールド試験として、小型容器による長期連続注入試験の報告書を作成するとともに、スケールアップ試験の準備を行った。

(2) TRU廃棄物処理技術開発

区分管理技術開発として、アクティブ中性子法について、最適なCdコリメータの形状を選定するための中性子測定試験を実施した。

ハル減容処理技術開発として、小型熱間等方圧加圧処理試験装置(HIP)による雑廃棄物および水分等の影響調査報告書作成を行った。

プルトニウム廃棄物処理技術開発として、プルトニウム廃棄物処理開発施設において、可燃性固体廃棄物の焼却処理、焼却灰溶融処理および不燃性固体廃棄物（金属）の金属溶融処理に関する実証試験を実施した。

低レベル濃縮廃液の核種除去技術開発として、RETF等の分析廃液が限外濾過法の核種除去性能に与える影響についての評価試験（コールド試験）を実施した。

(3) 核燃料施設解体技術開発

電解研磨除染技術として、シミュレーションコードの検討を行った。また、アイスblast除染技術として、MMF供試体の試験準備を行った。

3. 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行うとともに、地質環境の変化に関する研究および地質環境調査技術の開発を実施した。

調査研究に当たっては既存の知見やデータを利用するとともに、事業団が実施している地層の科学的な研究の成果も取り入れている。

(2) 処分技術の研究開発

人工バリアおよび処分施設に要求される技術の可能性を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に関する研究、人工バリア材料の研究、人工バリアのナチュラルアナログ研究を実施した。

(4) 地層科学研究

活断層に関する研究、深層地下水中に生息する微生物に関する研究および隆起・沈降に関する研究を行った。

(5) 国際共同研究

OECD/NEA国際ストリバ計画、国際アリゲータリバーアナログ計画、スイスNAGRA共同研究、スウェーデンSKB共同研究において、サイト評価技術開発、水理地質モデル開発、核種移行特性に関する原位置試験を実施した。また、カナダAECL共同研究は現在、内容検討中である。なお、ベルギーSCKとの共同研究は終了した。

4. 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プルトニウム固体廃棄物を、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ける実証試験に供するための払い出しを実施した。

2) ウラン廃棄物処理

ウラン可燃物廃棄物焼却施設、中央廃水処理場の運転およびウラン固体廃棄物をウラン系廃棄物貯蔵施設に受け入れ、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を高放射性固体廃棄物貯蔵庫、第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設または第一、第二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。

(2) 大洗工学センターにおける廃棄物処理

1) 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より受け入れた高線量 α 廃棄物の減容処理、低線量 $\beta\gamma$ 廃棄物の解体処理および低線量 α 廃棄物の解体処理を実施し、中央廃棄物処理場に搬出を行った。

「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発生した燃料洗浄廃液等を受け入れ、処理済み廃液を中央廃棄物処理場へ移送した。また、蒸発缶濃縮液については、乾燥溶融固化処理を実施した。

(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

濃縮コストの大幅な低下を目指した、超高性能遠心機の設計を行った。また、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) 分子レーザ法濃縮技術の開発

理化学研究所が独自に開発した赤外レーザとラマンレーザを組み合わせた分子レーザ法について、理化学研究所とともに工学実証試験を進めている。

工学実証試験装置によるウラン濃縮試験を継続するとともに、レーザおよびプロセス機器の特性試験を実施した。

2. 濃縮工学施設

パイロットプラント用遠心機の処理技術開発として、遠心機部品除染後の表面汚染密度測定装置に係わる検討を行った。また、実用規模カスケード試験装置の建設に係わる施設検査手続きを進めるとともに、遠心機用基礎工事および配管設備、高周波電源設備等の据付準備工事を進めた。

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) 放射線防護の最適化研究

防護の最適化の現場適用を進めるために、安全管理部内に最適化ワーキング・グループを発足させ、防護の最適化に関するこれまでの研究成果に関するチェック&レビューを実施した。

(東海事業所)

(2) 線量測定・評価技術の向上

自動読み取り指リング線量計の開発の一環として、試作した線量計の読み取り性能試験とエネルギー特性試験を実施した。また、高分解能肺モニタ整備の一環として、低バックグラウンドGe検出器の特性試験を引き続き実施した。

(東海事業所)

2. 放射線測定技術の開発

(1) 新型放射線測定機器の開発

① β 線と γ 線の混在場での β 線量評価法の開発
 β 線と γ 線の混在場および β 線核種存在比の異なる作業環境での β 線量当量の評価精度の向上を図るため、 β 線量測定器の開発を実施している。

今期は、電離箱サーベイメータについて、 β 線エネルギー特性等の基礎試験を実施した。

(東海事業所)

(2) 放射線測定における信頼性の高度化に関する研究

① 放射線測定器の保守・校正技術の改良および標準化
放射線測定器の校正精度向上のため、東海事業所計測機器校正施設においてX線、 β 線、中性子線等の校正用線源の整備およびそれらの線量、エネルギーの精密測定を継続した。

また、保守技術の改良・標準化研究として、臨界警報装置等のモニタの保守作業の省力化、標準化を指向した保全支援システムの製作を進めたほか、機器の改良、保全方法の適正化に資するため、各種放

射線管理用モニタ類の故障データを継続して収集し、データベース化した。

(東海事業所)

(2) 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

実験的に感度評価が困難な核種、エネルギー等に対する放射線モニタの感度評価を目的として、計算機(EWS)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、排気系ガスモニタとして使用しているプラスチックシンチレータ型ガスモニタについて、検出器体系モデルと線源モデルを作成し、モンテカルロ計算コードを用いて各種放射性ガスに対する応答を計算した。また、実ガス校正実験結果との比較を行い、計算値はきわめてよい一致を示していることが分かった。この結果から実験的に感度評価が困難な短半減期核種等についても、本手法を用いることにより検出感度の推定が可能となった。

(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

再処理施設から放出される排気中の主要核種のうちヨウ素の放出量について、リアルタイムでの連続測定技術の開発を実施している。

半導体検出器を用いた測定技術については、予備試験で収集したデータの解析を実施した。

また、有機ヨウ素分解実験装置を用いた試験方法の検討を行った。

(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総合評価手法および生物圏での核種移行等環境リスク評価手法の検討を継続した。

また、事故時の環境影響評価を目的としたダイナミックエコロジカルモデルの開発については、モデルの基本設計を基に、コード化についての検討を継続実施した。

(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, ¹⁴C, ¹²⁹I, ^{239, 240}Pu, ²⁴¹Am等の放射性核種の分析・測定を継続的に実施し、環境中における分布および挙動を調査した。

また、大気放出放射性物質の沈着・再浮遊評価法の検討として、改良した放射性降下物採取装置の試運転を実施した。

(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²³⁷Npの分析の開発として、妨害核種であるウラン同位体の高効率除去法および迅速除去法を継続検討した。

⁹⁹Tcの環境試料からの抽出法として、テトラメチルアンモニウムハイドロオキサイド(TMAH)抽出法の検討を行った。

¹⁴⁷Pmおよび¹⁵¹Smについては、環境試料を用いてプルトニウム同位体(²⁴¹Puを含む)および²⁴¹Amとの系統分析を継続実施した。

(東海事業所)

(4) 大気中ラドン濃度の測定

前期に引き継いで、積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定および地表からのラドン散逸量の測定を実施した。また、日本保健物理学会第27回研究発表会において、事業所周辺の大気中ラドン濃度の測定結果およびラドン標準チェンバ基礎試験の結果について口頭発表した。

(人形峰事業所)

(5) 潟沼系における放射性核種移行調査

今期は、前期までに検討した澗沼環境における放射性核種移行モデル等を整理し、日本保健物理学会第27回研究発表会に発表するとともに、本モデルをさらに精密化するため、降雨効果に係わるパラメータの解析等を継続実施した。また、平成4年度における澗沼環境試料の採取等の調査計画についても検討した。

(大洗工学センター)

6. 安全工学研究

(1) 放射性物質の閉じ込めに関する研究

① フィルタ性能評価技術の開発

高性能エアフィルタの捕集特性把握試験については、単体および2段の高性能エアフィルタの捕集特

性試験を実施するとともにデータ整理を行った。

排気設備の性能評価試験方法の確立については、現場試験装置のソフトプログラムの改造（現場における操作性の向上、データ処理の高度化）について検討を行った。

(東海事業所)

② 空気中放射性物質挙動解析技術の開発

解析コードの開発については、縮小模型等による粒子挙動評価試験を行うための区域整備を継続して行った。

また、本システムから得られたデータを解析するための画像処理装置について仕様検討を行った。

空気流線の測定技術の開発については、測定位置決めを機械的に行うための装置を整備し、さらに自動測定装置の測定の省力化の検討を行った。

(東海事業所)

③ 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挙動研究の消火試験の予備試験として圧縮空気のグローブボックス内導入試験を実施して、圧力変動等を測定した。また、火災時のソーススタークおよび換気系の挙動評価コードFIRACを用いて、上記試験の解析が実施できるよう、整備を進めた。

(東海事業所)

(2) 確率論的安全評価に関する研究

高速炉再処理施設等の核燃料施設の設計等に適用できる確立論的安全評価(PSA)手法の開発、データ整備を目的として、モデルプラントについてPSA適用研究の概念設計レベルのまとめ作業を行うとともに、故障率データベースの整備を継続した。

また、再処理施設PSA支援システムプロトタイプ開発のための検討を行った。さらに、動的換気系評価コードRIDOの検証計算を行うとともに、換気系モデル化のための検討を行った。

(東海事業所)

(3) 核燃料施設安全性評価技術開発

核燃料施設の安全評価に適用できる臨界・遮蔽計算コードの整備、検証を目的として連続エネルギーモンテカルロコードMCNP 4の臨界計算適用のための問題摘出作業および汎用電子-γ線モンテカルロコードEGS-4の汎用化整備のための、今年度の整備項目について検討した。また、臨界安全ガイドブックの作成については、Pu施設の臨界安全設計の「臨界安全ガイドブック」との整合性について検討し、臨界安全データの計算を行った。

(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を実施している。

(2) TRU利用に関する調査

TRUをエネルギー資源として価値を高めるリサイクル方法について、調査を実施した。

2. 核物質防護

(1) 施設関係の核物質防護

① 大洗工学センターの原子炉施設の核物質防護規定を3月31日付で変更申請し、4月15日付で認可された。

② 東海事業所の再処理施設の核物質防護規定を3月23日付で変更申請し、6月15日付で認可された。

③ もんじゅ建設所の原子炉施設核物質防護規定を6月10日付で申請し、6月19日付で認可された。

(2) 輸送関係の核物質防護

次の輸送物について、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申請した。

- | | |
|-----------------------|----|
| ① 使用済燃料の輸送 | 1件 |
| ② UF ₆ の輸送 | 1件 |
| ③ MOX新燃料の輸送 | 1件 |

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。

- | | |
|--------------------|------------|
| (a) 在庫変動報告書(ICR) |6,589 |
| (b) 実在庫量明細報告書(PIL) |2,301 |

(c) 物質収支報告書(MBR) 40

(d) 國際管理報告書(OCR) 8, 517

② 実在庫確認(PIT)および実在庫検認(PIV)核原物質、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に基づく計量管理にしたがつて、以下の施設で実在庫の確認が行われた。

事 業 所	施 設	PITおよびPIV
大 洗	常 阳	4/10

(2) 技術開発

- | |
|---|
| ① プルトニウム燃料製造施設に設置予定の遠隔自動制御非破壊測定装置（廃棄物測定装置）について現地試験を継続実施中である。 |
| 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」の開発について日米非公式会合用の資料を作成した。 |
| ③ プルトニウム転換技術開発施設における設備内核物質測定装置（ホールド・アップカウンタ）については、現地試験を終了した。 |
| ④ 海外PuO ₂ 粉末受入技術SNLから輸送された粉末缶の番号認識装置を第3開発室の一時保管庫に設置し、機能を確認するとともに、実際の海外PuO ₂ を用いたキャリブレーション方法等の検討を開始した。 |

(3) その他

- | |
|--|
| ① 4月27日～28日にIAEA保障措置効率化について、IAEA関係者との協議を行った。 |
| ② 5月5日～8日に開催されたESARDA NDAワークショップに参加した。 |
| ③ 5月13日～14日にEC/JRCとの情報交換会（第1回）を開催した。 |
| ④ 5月18日～21日に開催されたLASCAR全体 |

会合に参加した。

- ⑤ 5月21日～22日に開催された日－米保障措置非公式会合に参加した。
- ⑥ 5月25日～27日に開催された日－IAEA保障措置合同委員会にオブザーバー参加した。
- ⑦ 5月28日～29日に開催されたJASPAS定期会合に参加した。
- ⑧ 6月3日～5日に開催された日－IAEA保障措置WG打合せに参加した。

4. 輸送および輸送容器開発

(1) 輸送業務

次の輸送業務を実施した。

① ATR再組立燃料

〔原研東海研究所→動燃東海事業所：2回〕

(2) 核燃料物質等輸送関係許認可業務

次の輸送関係許認可業務を実施した。

① ATR再組立燃料の輸送に係わる申請

〔申請先：科学技術庁長官、運輸大臣、公安委員会〕

② 「ふげん」使用済燃料の輸送に係わる申請

〔申請先：原安センター理事長、公安委員会〕

③ 「ふげん」照射後試験用燃料の輸送に係わる申請

〔申請先：運輸大臣、公安委員会〕

④ 「ふげん」取替燃料の輸送に係わる申請

〔申請先：科学技術庁長官、運輸大臣、公安委員会〕

⑤ 「常陽」照射用特殊燃料要素の輸送に係わる申請

〔申請先：科学技術庁長官、運輸大臣〕

(3) 輸送容器関係許認可業務

次の輸送容器関係許認可業務を実施した。

① 核燃料輸送物設計変更承認申請

〔申請先：科学技術庁長官〕

(HZ-75T-ATR型輸送物、HZ-75T-ATR-A型輸送物、P-3S (12T)型輸送物)

② 設計変更承認申請に伴う輸送物安全技術顧問会

(HZ-75T-ATR型輸送物、HZ-75T-ATR-A型輸送物、P-3S (12T)型輸送物)

(4) 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。また、マコウスキ一修正条項に基づく試験の実施可能性の検討を米国NRCに委託して、検討を継続実施している。

新型転換炉実証炉新燃料輸送容器開発については、安全性実証試験に供する2基目の原型容器の製作を開始した。

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、安全審査のための準備作業を行った。

(核物質管理部)



技術報告



「ふげん」における燃料交換作業 支援システムの開発

西村 弘 林 省一 佐野 一哉
宝珍 浩仁 井口 幸弘

新型転換炉ふげん発電所

資料番号：83-1

Development of Refueling Support System

Hiroshi Nishimura Shoich Hayashi Kazuya Sano
Koji Hochin Yukihiko Iguchi
(Fugen Nuclear Power Station)

新型転換炉ふげん発電所の燃料交換作業では、燃料集合体等の物品を正確に取り扱う必要がある。また、効率的な作業を計画・実行するために、熟練運転員の経験的な知識が要求される。このため、AI技術を応用した支援システムを開発し、定期検査時、計画停止時の実際の燃料交換作業で運用を行った。本システムは、燃料取扱設備を表現するネットワークと、運転員から得られたルールを用い、ワークステーション上で最適な燃料交換作業計画の作成、ステップ毎の操作指示、物品の移動履歴や保管状況の表示・印刷等を行うものである。本システムの開発によって、燃料交換作業の最適化、管理の合理化、信頼性の向上を図ることができた。

1. はじめに

新型転換炉ふげん発電所（以下「ふげん」と略す）では、これまでに18回の燃料交換作業を実施してきた。この作業は、原子力発電所における数多い作業の中でも安全上重要な作業である。特に「ふげん」は圧力管タイプの原子炉であり、軽水炉の燃料交換作業と異なったシステムとなっており、より複雑な作業計画の立案、運転操作技術が要求される。

「ふげん」では、本作業に熟練者を配するとともに、操作員の育成に多大な時間を費やしている。このため、これまでの燃料交換作業実績、熟練運転員の知識やノウハウを計算機に取り込み効率的な燃料交換作業を行うために、AIツール「Φネット」を利用した「燃料交換作業支援システム」を開発した。

本システムの開発は、平成元年から開始し、シミュレーション確認を実施した後、第16回（第9回定期検査）の燃料交換作業時に機能確認試験を行い、所定の機能を満足することを確認した。

その結果を反映して一部の機能を追加し、第17回（平成3年度計画停止）の燃料交換作業より本格運用を開始している。

2. システムの開発目的

燃料交換作業は運転計画の上で、定期検査（定期検査）および計画停止時に最も重要な作業の一つであり、工程上でもクリティカルとなっている。

また、使用済燃料の取り出しから新燃料の装荷までを4種類の取扱機器（燃料交換機、燃料出入機、トランسفアシュート、燃料移送機）を使用し、通常4名程度の運転員を要している。この燃料交換作業の、計画立案や主たる操作には豊富な経験的知識が必要である。

「ふげん」における燃料交換作業の問題点は、以下のとおりである。

- ① 燃料交換作業はクリティカル工程である。
- ② 4種類の取扱機器の使用順序によって、作業効率が大きく変化するため運転員の経験的知識によるところが多い。
- ③ 取扱物品が数種類あるために、多くの帳票が必要となっており、帳票作成および記入に多大な労力を要している。
- ④ 燃料取扱設備は、燃料移送機を除き、すべて遠隔操作である。また燃料集合体を取り扱うため、慎重かつ確実な操作と厳しい移動管理が要求される。

⑤ 作業の計画および準備に、熟練担当者でも 1 カ月以上を要する。

以上の問題点を踏まえ、これまでの燃料交換作業実績、熟練運転員の知識やノウハウを計算機に取り込み効率的な燃料交換作業を行うために、物品の動きと保管場所をネットワークとルールによって取り扱うことができる、AIツール「Φネット」を利用した、「ふげん」特有の「燃料交換作業支援システム」を開発した。

3. 燃料交換作業の概要

3.1 主要設備の機能と構成

燃料交換作業における主要設備は、大きく分けて「燃料取扱設備」と「燃料貯蔵設備」により構成されている。図1に燃料取扱設備と燃料貯蔵設備の構成を示す。

「燃料取扱設備」には、燃料集合体（燃料体）、遮蔽プラグ（SH/P）、シールプラグ（S/P）等を燃料貯蔵プール建屋と原子炉建屋との間で移送するトランスファーシュート（T/C）、炉心での燃料体等の装荷、取り出し等を行う燃料交換機（F/M）、燃料移送機、燃料出入機がある。また、「燃料貯蔵設備」としては、燃料貯蔵プール建屋内に新燃料貯蔵庫と使用済燃料貯蔵プールがあり、原子炉建屋内には燃料交換プールがそれぞれ設置されている。

以下に「燃料取扱設備」と「燃料貯蔵設備」の構成機器の機能の概要を示す。

(1) 燃料移送機

燃料移送機は、燃料貯蔵プール建屋内にある燃料

貯蔵プールの上に設置されており、主な機能は以下のとおりである。

- ① 炉心へ装荷する各物品を、燃料貯蔵プールラックより T/C 下部スイング装置のトランスファ容器へ移送する。
- ② 使用済の各物品を、T/C 下部スイング装置のトランスファ容器から貯蔵プールラックへ移送する。
- ③ 使用済燃料を、燃料貯蔵プールラックから使用済燃料輸送キャスクへ収容する。
- ④ 使用済燃料および特殊燃料を、燃料貯蔵プールラックから、使用済燃料検査台および特殊燃料取扱設備へ移送する。
- ⑤ 新燃料を、新燃料受取装置から燃料貯蔵プールラックへ移送する。
- ⑥ その他

(2) トランスファーシュート

T/Cは、燃料貯蔵プール建屋と原子炉建屋を連絡し、その物品を移送するための装置である。

- ① 燃料貯蔵プール建屋側にある下部スイングのトランスファ容器に納められた新燃料等の物品を、原子炉建屋側にある上部スイングまで移送する。
- ② 炉心から取り出した使用済燃料等の物品を移送する際も、上部スイングより下部スイングまで移送する。

(3) 燃料出入機

燃料出入機は、原子炉建屋 6 階の燃料交換プール上に設置されており、T/C または、燃料交換機から物品の排出・収容を行う装置である。

- ① 炉心に装荷する各物品を、T/C の上部スイング

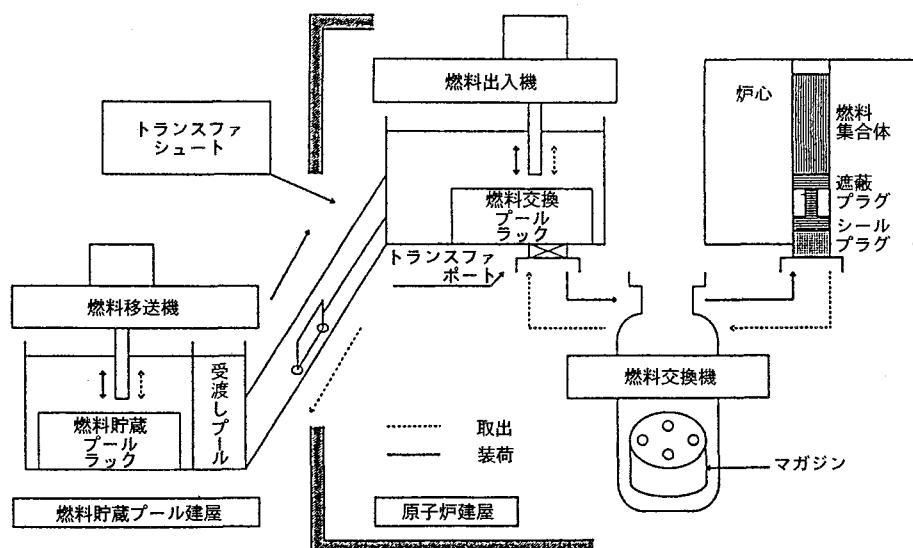


図1 燃料取扱設備と燃料貯蔵設備の構成

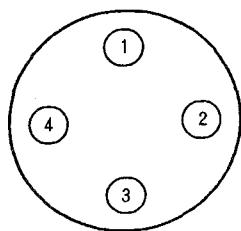


図2 燃料交換機マガジンの配置

から燃料交換プールラックまたは、燃料交換機に直接収容する。

② 炉心から取り出した使用済燃料等の物品を燃料交換機から燃料交換プールラックまたは、T/Cの上部スイングに直接収容する。

(4) 燃料交換機

燃料交換機は、原子炉建屋内の炉心下方に位置し、燃料交換プールの下部にあるトランスファポートと炉心の間を移動し、炉心への燃料体等の装荷・取り出しを行う装置である。以下に主な機能について示す。

- ① 炉心において圧力管と結合し、S/Pおよび燃料体を引き抜き、マガジンと呼ばれる収納管（図2参照）の指定番号位置に収容する。
- ② 炉心において圧力管と結合し、マガジン内にあるS/Pおよび燃料体を圧力管に装荷する。
- ③ トランスファポート下部においてポート部と結合し、炉心から取り出したS/P、燃料体（燃料およびSH/P）を燃料交換プールに排出する。
- ④ トランスファポート下部においてポート部と結合し、炉心に装荷するS/P、燃料体（燃料およびSH/P）を燃料交換プールから収容する。

(5) 燃料貯蔵プール

燃料貯蔵プールは、燃料、SH/P、S/P、中性子検出器、制御棒、中性子源等を貯蔵する設備である。貯蔵できる各物品の数量を表1に示す。

使用済の物品は強い放射線を発生するため、貯蔵や取り扱いはすべて、燃料貯蔵プールの水中内で行われる。また、このプール内には使用済燃料の寸法

表2 燃料交換プールにおける各物品の収容体数

物 品 名	収 容 体 数
燃料体	30本
遮蔽プラグ	31体
シールプラグ	33体
制御棒およびLPMポット	2体
ポートプラグ	2体

測定検査等を行う測定検査台(FIP)や燃料破損の有無を確認するシッピング装置がある。

この他、使用済燃料は燃料貯蔵プールで十分崩壊熱を冷却された後、動燃事業団東海事業所の再処理工場に輸送されるが、この搬出操作を行うため使用済燃料排出室、キャスク洗浄室等がある。

(6) 燃料交換プールの機能

燃料交換プール内には、収容ラック、上部T/C装置、トランスファポート等を収容しており、燃料交換時に各物品を移送する際の中継用プールとして使用される。なお、収容できる各物品の数量を表2に示す。

(7) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、燃料貯蔵プール建屋内に搬入した燃料体を受入検査し、新燃料貯蔵ラックに貯蔵するものであり、貯蔵できる燃料体数は43体である。

3.2 燃料交換作業の方法

「ふげん」の燃料交換は、定検および計画停止時に、炉心の約1/6の燃料集合体を交換する。

この際、燃料交換対象である圧力管より使用済燃料、SH/P、S/Pの3種類の物品が燃料交換機にて取り出され、新物品が装荷される。

この交換の手順は、取り出しと装荷で異なる他、通常定検時、計画停止時および系統化学除染を行う定検時（除染を行うループの全燃料を取り出し、除染時用の特殊シールプラグを取り付ける）でそれぞれ異なっている。また、計画停止時の装荷および取り出しへは、通常定検時と基本的に同様の手順であるが、装荷と取り出しを同時に実行する特殊な手順もある。以下、それぞれの手順について説明する。

(1) 燃料取り出しの手順

1) 通常定検時

通常定検時の燃料取り出し作業の手順と所要時間について表3に示す。なお、この作業には以下の条件を設定している。

- ① 作業は、燃料1体取出+新S/P装着である。
- ② 原則として取り出しへは、1体毎に実施する。
- ③ 取り出しひいては、C～E作業中は燃料交換機、燃料出入機の同時作業により、両機器とも拘

表1 燃料貯蔵プールにおける各物品の収容体数

物 品 名	収 容 体 数
燃料体	730本
遮蔽プラグ	253体（内共用ラック243体）
シールプラグ	283体（内共用ラック243体）
制御棒	83体
中性子検出器	60体
中性子源	1体

表3 通常定検時の燃料取出作業手順と所要時間

作業ステップ	所要時間	内 容	作業場所	使用設備
A	13分間	F/M台車移動(炉心→T/P)	移動中	交換機
B	2分間	T/P結合	T/P	交換機
C	燃料26分間 /SH/P20分間	燃料+遮蔽プラグ排出	T/P	交換機、出入機
D	20分間	新シールプラグ収容	T/P	交換機、出入機
E	20分間	旧シールプラグ排出	T/P	交換機、出入機
F	3分間	スナウト排水	T/P	交換機
G	13分間	F/M台車移動(T/P→炉心)	移動中	交換機
H	3分間	炉心結合	炉心	交換機
I	17分間	旧シールプラグ引抜	炉心	交換機
J	25分間	燃料+遮蔽プラグ取出	炉心	交換機
K	15分間	新シールプラグ装着	炉心	交換機
L	2分間	スナウト排水	炉心	交換機
合計	179分間			

束される。また、A、B、F～Lの作業中は、燃料出入機は制約なく自由に移送（作業）できる。

- ④ 燃料出入機は、C～E操作中連続して使用されるものではなく、それぞれの個別操作中のみ使用される。（例えば、CとDの操作の間に他の物品の移送が可能である。）

2) 系統化学除染を行う定検時

系統化学除染を行う定検時の燃料取り出し作業の手順と所要時間について表4に示す。この手順は、除染を行う1ループの燃料交換（112体）に相当し、燃料、SH/P、S/Pそれぞれ1体を取り出して、特殊S/Pを装荷する手順となっている。系統除染を行わないループの手順は、通常定検時と同様である。

2) 燃料装荷の手順

1) 通常定検時

通常定検時の燃料装荷作業の手順と所要時間について表5に示す。なお、この作業には以下の条件を設定している。

- ① 作業は、燃料2体装荷である。

表4 系統化学除染を行う定検時の1～112体目の燃料取出作業手順と所要時間

作業ステップ	所要時間	内 容	作業場所	使用設備
A	12分間	F/M台車移動(炉心→T/P)	移動中	交換機
B	2分間	T/P結合	T/P	交換機
C	燃料20分間 /SH/P20分間	燃料+遮蔽プラグ排出	T/P	交換機、出入機
D	22分間	旧シールプラグ収容	T/P	交換機、出入機
E	27分間	特殊シールプラグ収容	T/P	交換機、出入機
F	3分間	スナウト排水	T/P	交換機
G	12分間	F/M台車移動(T/P→炉心)	移動中	交換機
H	3分間	炉心結合	炉心	交換機
I	17分間	旧シールプラグ引抜	炉心	交換機
J	25分間	燃料+遮蔽プラグ取出	炉心	交換機
K	17分間	特殊シールプラグ装着	炉心	交換機
L	2分間	スナウト排水	炉心	交換機
合計	182分間			

表5 通常定検時の燃料装荷手順と所要時間

作業ステップ	所要時間	内 容	作業場所	使用設備
A	13分間	F/M台車移動(炉心→T/P)	移動中	交換機
B	2分間	T/P結合	T/P	交換機
C	40分間	1体目燃料+遮蔽プラグ収容	T/P	交換機、出入機
D	40分間	2体目燃料+遮蔽プラグ収容	T/P	交換機、出入機
E	3分間	スナウト排水	T/P	交換機
F	13分間	F/M台車移動(T/P→炉心)	移動中	交換機
G	3分間	炉心結合	炉心	交換機
H	15分間	新シールプラグ引抜	炉心	交換機
I	25分間	1体目燃料+遮蔽プラグ装荷	炉心	交換機
J	15分間	新シールプラグ装着	炉心	交換機
K	2分間	スナウト排水	炉心	交換機
L	5分間	F/M台車移動(炉心→炉心)	移動中	交換機
M	3分間	炉心結合	炉心	交換機
N	15分間	新シールプラグ引抜	炉心	交換機
O	25分間	2体目燃料+遮蔽プラグ装荷	炉心	交換機
P	15分間	新シールプラグ装着	炉心	交換機
Q	2分間	スナウト排水	炉心	交換機
合計	236分間			

- ② 装荷においては、C、D作業中は燃料交換機、燃料出入機の同時作業のため、両機器とも拘束される。また、A、B、E～Rの作業中は、燃料出入機は制約なく自由に移送（作業）できる。

- ③ 燃料出入機は、C、D操作中連続して使用されるものではなく、それぞれの個別操作中のみ使用される。（例えば、CとDの操作の間に他の物品の移送が可能である。）

2) 系統化学除染を行う定検時

系統化学除染を行う定検時の燃料装荷作業の手順と所要時間（1～56体目）について表6に示す。特

表6 系統化学除染を行う定検時の1～56体目の燃料装荷手順と所要時間

作業ステップ	所要時間	内 容	作業場所	使用設備
A	13分間	F/M台車移動(炉心→T/P)	移動中	交換機
B	2分間	T/P結合	T/P	交換機
C	40分間	燃料+遮蔽プラグ収容	T/P	交換機、出入機
D	20分間	1体目特殊S/P排出	T/P	交換機、出入機
E	20分間	1体目新S/P収容	T/P	交換機、出入機
F	20分間	2体目特殊S/P排出	T/P	交換機、出入機
G	20分間	2体目新S/P収容	T/P	交換機、出入機
H	3分間	スナウト排水	T/P	交換機
I	13分間	F/M台車移動(T/P→炉心)	移動中	交換機
J	3分間	炉心結合	炉心	交換機
K	15分間	特殊S/P引抜	炉心	交換機
L	25分間	燃料+遮蔽プラグ装荷	炉心	交換機
M	13分間	新S/P装荷	炉心	交換機
N	2分間	スナウト排水	炉心	交換機
O	5分間	F/M台車移動(炉心→炉心)	移動中	交換機
P	3分間	炉心結合	炉心	交換機
Q	15分間	特殊S/P引抜	炉心	交換機
R	13分間	新S/P装荷	炉心	交換機
S	2分間	スナウト排水	炉心	交換機
合計	247分間			

新S/Pは燃料装荷時に通常の新S/Pに取替える。作業効率上、はじめ56体目までは燃料1体装荷毎に新S/Pを2体装荷し、57体目より燃料2体のみの装荷を行っている。57体目以降は、通常定検時と同様の手順である。

(3) 計画停止時の特殊な手順

計画停止において、取り出しと装荷を同時にを行う場合の手順と所要時間を表7に示す。なお、この作業には以下の条件を設定している。

- ① 作業は、燃料1体取出+新S/P装着+燃料2体装荷である。
- ② 手順中、C~G作業中は燃料交換機、燃料出入機の同時作業のため、両機器とも拘束される。また、A、B、H~Zの作業中は出入機は制約なく自由に移動（作業）が可能である。
- ③ 燃料出入機は、C~G操作中連続して使用されるものではなく、それぞれの個別操作中のみ使用される。

(4) 原子炉建屋内立入作業時間について

燃料交換作業中、特に使用済燃料を扱う際には、被ばく防止の観点から原子炉建屋内の作業ができない。しかし、工程上作業を実施する時間を確保するために、新燃料の装荷時以外は、1日4時間程度の

原子炉建屋内の立入り時間を設けている。

このため、原子炉建屋内に立ち入り中は、使用済取出燃料およびシャフリング燃料の交換作業は中断し、T/Cによる物品移送が行われる。

4. システムの概要

4.1 システム構成

本システムのハードウェア構成は、計算機、記憶装置、CRT、プリンタからなっている。

図3にシステム構成を示す。

計算機は、その能力、特徴、コスト、今後の拡張性等を考慮に入れ検討した結果、エンジニアリングワークステーション（PFU・Σ station-230）を導入した。Σ station-230の特徴は以下のとおりである。

- ① 基本ソフトとしては、世界的に標準化が進んでいるUNIXを使用している。
- ② 本開発に必要な、記憶容量（主記憶16MB、ハードディスク330MB）、速度（クロック数25MHz）を有している。
- ③ 「ふげん」の運転管理用計算機と接続し、端末としての使用が可能である。
- ④ 本システムのソフトウェアであるAIツール、「Φネット」が使用できる。
- ⑤ 既設の燃料取扱用計算機および制御装置をリプレースした際には、新しい制御装置と組み合わせて、そのまま燃料取扱設備のコントロールが可能である。

また、本システムのソフトウェアは、燃料交換作業自体が一種の物流システムと考えられることから、ネットワークによるAI機能をもつソフトとして、「Φネット」を導入した。

「Φネット」の特徴と導入の理由は以下の2点である。

表7 計画停止時の取出・装荷同時作業の手順と所要時間

作業ステップ	所要時間	内容	作業場所	使用設備
A	13分間	F/M台車移動(炉心→T/P)	移動中	交換機
B	2分間	T/P結合	T/P	交換機
C	燃料26分間 /SH/P20分間	燃料+遮蔽プラグ排出	T/P	交換機、出入機
D	20分間	新シールプラグ収容	T/P	交換機、出入機
E	20分間	旧シールプラグ排出	T/P	交換機、出入機
F	40分間	1体目燃料+遮蔽プラグ収容	T/P	交換機、出入機
G	40分間	2体目燃料+遮蔽プラグ収容	T/P	交換機、出入機
H	3分間	スナウト排水	T/P	交換機
I	13分間	F/M台車移動(T/P→炉心)	移動中	交換機
J	3分間	炉心結合	炉心	交換機
K	15分間	新シールプラグ引抜	炉心	交換機
L	25分間	1体目燃料+遮蔽プラグ装荷	炉心	交換機
M	15分間	新シールプラグ装着	炉心	交換機
N	2分間	スナウト排水	炉心	交換機
O	5分間	F/M台車移動(炉心→炉心)	移動中	交換機
P	3分間	炉心結合	炉心	交換機
Q	15分間	新シールプラグ引抜	炉心	交換機
R	25分間	2体目燃料+遮蔽プラグ収容	炉心	交換機
S	15分間	新シールプラグ装着	炉心	交換機
T	2分間	スナウト排水	炉心	交換機
U	5分間	F/M台車移動(炉心→炉心)	移動中	交換機
V	3分間	炉心結合	炉心	交換機
W	17分間	旧シールプラグ引抜	炉心	交換機
X	25分間	燃料+遮蔽プラグ取出	炉心	交換機
Y	15分間	新シールプラグ装着	炉心	交換機
Z	2分間	スナウト排水	炉心	交換機
合計	429分間			

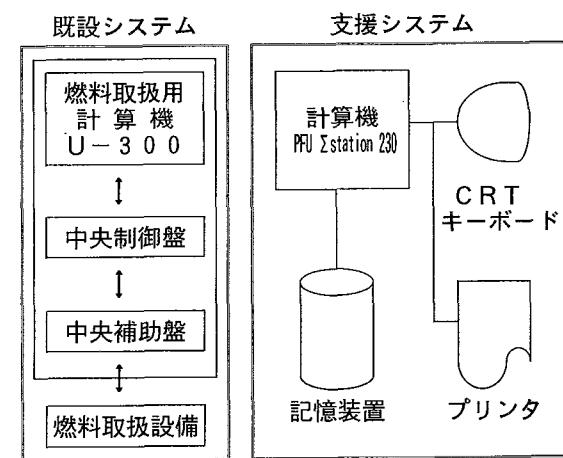


図3 システムのハードウェア構成

① Φ NET^{2,3)} (Factory Automation Intelligent Network control system)は、FAにおける物流制御システム構築用のAIツール（富士電機開発）であり、物品の動きと保管場所の計画をシミュレートするには、最適のツールである。したがって「ふげん」の燃料取扱設備および燃料等の物品の移動を取り扱うことが容易である。

② オンラインでも使用できる十分な速度を有する。したがって、運転員の支援装置としてはもとより、将来予定している制御装置の更新の際にには、リアルタイムでの制御が可能となる。

4.2 システム機能

本システムは、以下の機能を有している。

① 作業計画・変更支援機能

燃料交換計画全体の作成を、AI機能を用いて行う機能である。交換する燃料体数等の物品の初期条件を用いて、どの物品をいつ、どこへ移動するかといった計画を短時間で作成する機能である。従来、経験的な知識で、長時間かけて行ってきた計画作成の労力を大幅に削減することができる。

② 運転操作支援機能

実際の燃料交換作業を実施する際に、作業計画を基にステップ毎の操作手順を運転員に指示する機能である。操作指示は、4つの取扱機器について最新の操作手順を画面に表示することによって行われる。また、操作が終了する毎に、必要なデータや操作の開始時間、終了時間を入力していく。

いつ、どのような操作を行うことが最適であるのかCRT画面に表示されるため、運転員はその指示にしたがうだけで、効率的な操作を行うことが可能である。また、複雑な操作を必要とする段階においては、関連パラメータを表示し操作の妥当性を判断する機能がある。

③ 物品の移動管理・帳票の発行を行う物品移動管理機能

運転員の操作結果を計算機に登録し、取り扱い物品である燃料、遮蔽プラグ、シールプラグの移動管理および移動履歴の管理を行うとともに、必要に応じて容易に帳票の出力を行うことができる。

④ シミュレーション機能

燃料交換作業計画の立案にあたっては、種々の条件を入力し作業シミュレーションを行い、最適な作業計画を立案することが可能である。また、システム使用中でも、それ以降の作業終了予測等を実施することができる。

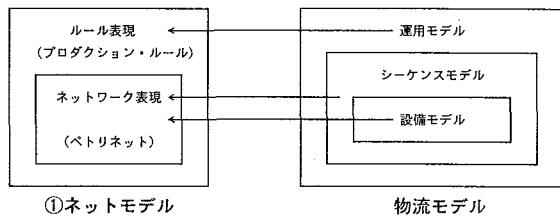


図4 Φネットの構造

5. ネットワークモデルの概要

Φネットは、図4に示すように、物流システムを設備モデル・シーケンスモデル・運用モデルに分類し、設備モデル・シーケンスモデルをペトリネット³⁾をベースにしたネットワークで表現して物の動きをモデル化し、これに基づく運用方法をAI技術であるプロダクションルールを用いて記述し、両者を結合した構成になっている。

5.1 「ふげん」のネットワークモデル

「ふげん」の燃料交換作業における基本的な「Φネット」モデルの例を図5に示す。

この図は、交換プールにある燃料を燃料出入機にて15分後にトランスマッシュートの上部に移送するモデルである。交換プールから燃料をトランスマッシュート上部に移送する場合、いくつかの運用ルールがある。例えば、燃料出入機が使用可能であること、交換プールラックに燃料を4体以上置かないこと、トランスマッシュート上部に容器があり物品の受け入れが可能であること等が挙げられる。これらの運用ルールをあらかじめ計算機に入力しておき、すべての条件が成立すると燃料の移送が行われ15分後に完了することを示している。このモデルをネットワークで表わすと図6のようになる。移送が開始されると、燃料出入機は15分間の拘束時間があり、

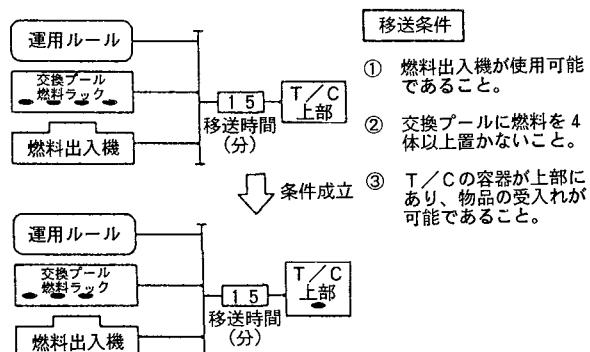


図5 Φネットモデル

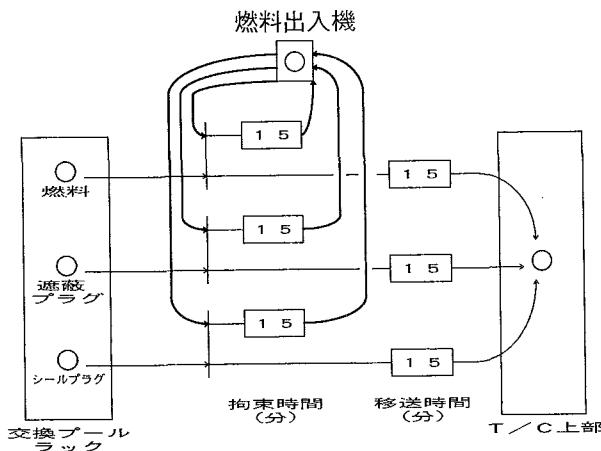


図6 ネットワーク図

この間、他の物品の移送は15分間できないことを示している。

5.2 主な運用ルール

本システムに搭載したルールの数は約150である。以下に主要な運用ルールを示す。

(1) 燃料交換プールラックの確保とT/Cの運用

燃料交換プールは、燃料交換作業時に燃料交換機と燃料貯蔵プールの中継用プールとして使用され、各物品ともラックに収容できる体数に制限がある。

このため運転員は燃料交換作業中、取り出した物品でラックが一杯とならないよう、また装荷する物品を収容するラックが空とならないよう、ラックにある物品の数に注目しT/Cにより効率よく移送を行っている。

例えば燃料取出時、旧物品が交換プールに少ない場合には、新S/Pを優先して貯蔵プールから交換プールに移送し、旧物品は移送せずにT/C容器を上から下に空送りする。逆に交換プールに旧物品が多くなると、少々新S/Pが少なくなても優先して旧物品を交換プールから貯蔵プールへ移送し、T/C容器は下から上へ空送りする。

特にS/Pのラックは燃料やSH/Pに比べて少ない

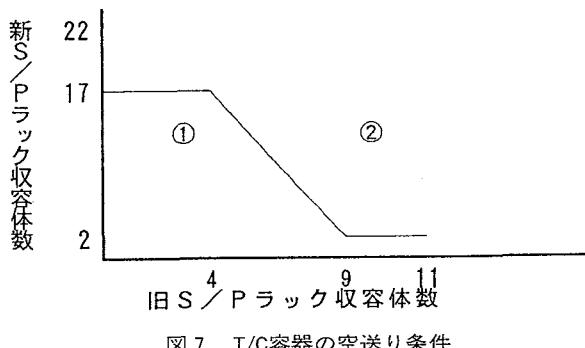


図7 T/C容器の空送り条件

表8 下部スイングから上部スイングへの移送条件

下部スイングの状態	燃料交換プール在庫量	ransfaシート容器の動作
装荷燃料 新遮へいプラグ 新シールプラグ	—	上部スイングへ
取出燃料 旧遮へいプラグ 旧シールプラグ	—	空くまで待機(移送機)
空き	①	装荷燃料、新遮へいプラグ、新シールプラグを収容するまで待機(移送機)
	②	上部スイングへ(空送り)

ため、図7のようなグラフによって、T/C容器の空送りを判断している。

以下の説明は、通常定検時の燃料取出の際、交換プール在庫量に関するルールの一例である。

前提条件は以下のとおり。

- (イ) 旧燃料、旧SH/P、旧S/Pの各仮置ラックが最低7体空くように移送する。
- (ロ) 新S/Pラックには、最低18体の新S/Pが収容されているように移送する。
- (ハ) 燃料装荷前の交換プール収容状態を維持するように移送する。

T/C下部スイングから上部に物品を移送する条件を表8に示す。下部が空いている時、図7の①の領域では貯蔵プールから交換プールに移送すべき物品があれば移送し、②の領域では空送りを実施する。

次に、T/C上部スイングから下部に物品を移送する条件を表9に示す。上部が空いている時、図7の①の領域では貯蔵プールから交換プールに移送すべき物品があれば空送りを実施し、②の領域では、例え出入機が稼働中でもその操作終了を待って交換プールから貯蔵プールへ物品の移送を行う。

(2) 燃料出入機の作業優先順序

燃料出入機は、上部スイングと燃料交換プール間の物品移送およびransfaシートポートにおいて、燃料交換機への物品の収容、または燃料交換機からの

表9 上部スイングから下部スイングへの移送条件

上部スイングの状態	出入機の状態	燃料交換プール在庫量	ransfaシート容器の動作
装荷燃料 新遮へいプラグ 新シールプラグ	—	—	空くまで待機(出入機)
取出燃料 旧遮へいプラグ 旧シールプラグ	—	—	下部スイングへ
空き	使用可 (待機中)	②	取出燃料、旧遮へいプラグ、旧シールプラグを収容(出入機)
		①	下部スイングへ(空送り)
	使用不可 (作業中)	②	取出燃料、旧遮へいプラグ、旧シールプラグを収容するまで待機(出入機)
		①	下部スイングへ(空送り)

物品の排出作業を行う。

燃料交換作業の効率は、燃料出入機の作業優先順序（上部スイング側、トランスマガジン側）により大きく変化する。以下に燃料出入機の作業優先順序に関する運用ルールを記す。

① 燃料出入機が待機状態の時

- (イ) 燃料交換機が、炉心を離れてトランスマガジン側に来ればトランスマガジン側に行き作業を行う。
- (ロ) T/C容器が、上部スイングに来れば上部スイングに行き作業を行う。

② 燃料出入機が作業状態の時

現在、行っている作業を継続し、燃料交換プールの仮置きラックが以下の場合はのみT/C側の作業を行う。

- (イ) 燃料交換プールの仮置きラックに、空きが1体もない場合。
- (ロ) 燃料交換プールの仮置きラックに、空きが7体より少なくなった場合、かつ上部スイングにT/C容器がある場合。

6. シミュレーションの概要

6.1 目的

本シミュレーションの目的は、「ふげん」の燃料取扱設備のモデル（ネットワーク）と必要な運用モデル（ルール）を組み込んだ「Φネット」を使用して、燃料交換作業の実作業の進行状況を模擬することができるか否かを検討することおよびシミュレーション結果が実情にあうかどうかを検討して、モデルとルールの最適化を図ることを目的に実施した。

6.2 概要

燃料交換作業では、計画された工程に基づいて燃料取扱設備の使用により、燃料体等の移送・収容・取り出しおよび装荷を行う。

移送や収容できる物品数は、各燃料取扱設備によって制限がある。また、燃料交換作業のパターンは、大別して計画停止、通常定期検査、系統化学除染を行う定期検査の3つがあり、パターンの違いにより、交換作業の内容は大きく変わってくる。

燃料交換作業支援システムは、燃料交換作業の効率化および高度化を目的として開発したものである。

これを実現するためには、燃料取扱設備のシミュレーションが必要である。燃料交換作業は、トランスマガジン側と燃料交換機台車の作業が干渉しない、複雑な物品の移動になる。

このようなシステムのシミュレーションにおいては、従来のプログラム言語によって、あいまいな運用方法を基に試行錯誤しながら実物に近いモデルを

開発するのは困難である。これに対し物流制御システム構築用エキスパートシステム「Φネット」によれば、運用方法の変更に容易に対応できるシミュレーションが可能となる。

本シミュレーションにおいては、燃料交換作業を「Φネット」でモデル化し、支援システムとして使用できるか否かを確かめるため、過去の交換作業の種々のデータを用いてシミュレーションを行い、実績データと比較することによって、その有効性を確認した。

6.3 シミュレーションパターン

本システムの評価を行うためにシミュレーションを実施した「燃料交換作業」の例は、以下の3パターンである。

- ① パターン1：第7回定期検査…通常定期検査
 - ② パターン2：昭和63年度計画停止
 - ③ パターン3：第8回定期検査…系統化学除染時
- 以上3つのパターンについて、以下の観点で合計18ケースのシミュレーションを実施した。

表10にシミュレーションケースを示す。

(1) 燃料交換機優先、T/C優先および条件付燃料交換機優先の考え方

燃料交換作業では、燃料交換機とT/Cの作業が並行して行われるため、燃料交換機とT/C間の移送設備である燃料出入機の取り扱いが難しく、その運転方法で作業効率に大きく影響がでる。そこで、作業効率を比較するために、出入機の運転方法に優先ルールを付け、燃料交換機優先およびT/C優先に分けて、シミュレーションを行った。

ただし、例外として系統化学除染を行う定期検査・装荷のケースのみ、作業効率を上げるために条件付燃料交換機優先（交換プールラックの空き状態によりT/C優先となることもある。）のルールを適用している。

表10 シミュレーションケース一覧表

No 交換タスク	適用条件	F/M優先 & 固定	F/M優先 & 午後	T/C優先 & 午後	F/M優先 & 連続	T/C優先 & 連続	条件付F/M 優先 & 連続
1 第7回定期検査 (取出)	①	②	③	④	⑤	—	—
2 第7回定期検査 (装荷)	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	—	—
3 昭和63年度 計画停止	⑪	⑫	⑬	—	—	—	—
4 第8回定期検査 (取出)	⑯	⑯	⑰	—	—	—	—
5 第8回定期検査 (装荷)	—	—	—	—	—	—	⑯

注①：F/M=燃料交換機、T/C=トランスマガジン

②：F/M優先、T/C優先、条件付F/M優先とは、取り扱い機器の優先順位を示すものである。

③：午後、固定、連続とは、原子炉建屋立入時間（4時間）の設定を示したものである。

表11 シミュレーション結果一覧表

No.	交換パターン	遅延条件		F/M優先 & 固定	F/M優先 & 午後	F/M優先 & 連続	T/C優先 & 午後	T/C優先 & 連続	条件付F/M 優先&連続	実績
		7日 9時間 52分	6日 14時間 52分	5日 16時間 48分	7日 16時間 34分	6日 17時間 33分	—	—	—	
1	第7回定期検査 S/P使用 (46体取出)	7日 9時間 52分	6日 14時間 52分	5日 16時間 48分	7日 16時間 34分	6日 17時間 33分	—	—	—	7日 5時間 30分
2	第7回定期検査 S/P使用 (46体装荷)	4日 2時間 25分	4日 1時間 55分	3日 17時間 57分	4日 1時間 55分	3日 17時間 57分	—	—	—	4日 1時間 47分
3	昭和63年度 計画停止 (55体取出)	9日 13時間 11分	9日 12時間 8分	—	9日 5時間 34分	—	—	—	—	15日 21時間 9分
4	昭和63年度 計画停止 (55体装荷)	13日 4時間 37分	12日 21時間 41分	—	12日 15時間 56分	—	—	—	—	16日 5時間 14分
4	第8回定期検査 特殊S/P使用 (148体取出)	22日 13時間 09分	22日 11時間 12分	—	23日 2時間 28分	—	—	—	—	22日 11時間 33分
5	第8回定期検査 特殊S/P使用 (148体装荷)	—	—	—	—	—	17日 8時間 20分	16日 14時間 59分	—	—

注①：F/M=燃料交換機、T/C=トランクファシュー
ト
②：計画停止時の実績については、燃料交換機の点検時間も含まれて
いる。

(2) 原子炉建屋立入の考え方

原子炉建屋立入による燃料交換作業の中斷の設定の仕方で、交換作業にかかる時間は大きく影響を受ける。よってシミュレーションでは4時間固定、なるべく午後、立ち入りなしの3パターンにより交換作業への影響を確認した。

6.4 シミュレーション結果

定検や計画停止等の3つのパターンについて、合計18ケースのシミュレーションを実施した結果を表11に示す。

6.5 シミュレーションの評価

以上18とおりのシミュレーションを実施した結果、いずれも実際の作業実績と比較して、妥当な時間で作業が完了していること、取り扱い物品の移動時期や履歴に従来と比較して異常なものはなく、ネットワークおよびシステムに入力してある運用ルール等が妥当であることから、燃料交換作業における本システムの適応性・有効性が確認できた。

7. マンマシンインターフェース

7.1 概要

燃料交換作業支援システムは、Φネットのネットワークモデルを核に、運転員が利用し、データの入力や帳票等の出力をを行うマンマシンインターフェースの部分を構築している。

本システムは、ワークステーション等の装置を中心制御室の燃料取扱設備の補助盤の前に設置して運用する。

システムは、必ずしも計算機の操作に習熟してい

ない運転員が、燃料取扱設備の操作時に利用するため、何よりも、マウスやファンクションキーを用い、原則として文字入力を不要にして操作性の向上を図っている。

燃料交換作業の計画時においては、燃料交換体数等の運転・操作条件を入力し、シミュレーションを実施することによって最適の交換計画を容易に策定することができる。

燃料交換作業の開始時には、システムが指示する順番にしたがって操作を行うとともに、操作結果を入力していく。この操作指示については、シミュレーションによって得られた結果と、操作履歴を考慮し、最新の操作予定が時間順に表示される。

操作予定については、12項目の操作ステップについて、画面左上の操作指示画面に機器別に色分けして表示され、4つの機器に対応する操作結果入力画面が別に表示される。また、各ステップの手順については、操作ガイド図を参照することができる。

操作結果入力画面には、機器の運転データ等必要なデータおよび操作開始・終了時間を入力し、画面を終了させる。入力データに問題がなければ、画面が終了し、その機器について次のステップの操作が表示される。このように、運転員は、操作指示画面を見ながら、計算機の指示にしたがって操作を行っていく。

また、各物品の種別毎の移動履歴、物品の保管状況の表示や帳票の印刷、運転日誌の印刷を行って、物品の管理を行う。

図8にシステム運用の概念図を示す。

7.2 計画支援機能

(1) システムの概要

計画支援機能は、燃料交換作業を行う前に交換計画を立案し、この計画についての運用を行うとともに

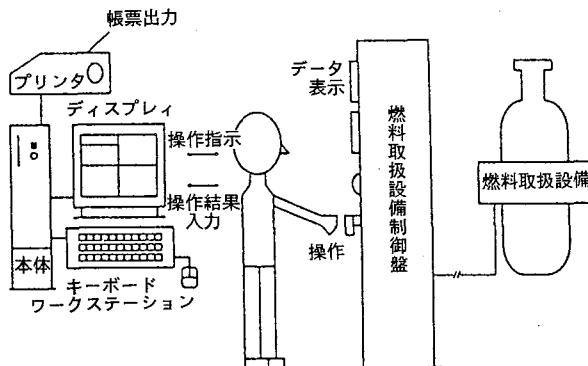


図8 燃料交換作業支援システム運用概念図

に、終了時には作業結果を保存する。

計画支援における入力データは、炉心、燃料交換プールおよび燃料貯蔵プールにおける物品の状況、取出・装荷の対象となる物品およびその座標、取出・装荷の順序等である。

計画支援機能はこれらのデータのファイル管理を行ふことを主目的としている。

定期点検や計画停止時の交換作業を一計画として、本システムでは最大8つの計画についてのファイル群を計算機上に登録できる。ファイル群の状態としては、新規、初期、作業中、運用中、終了の5つのモードが存在する。

(2) 燃料交換計画の作成・更新

燃料交換計画の作成では、まず新規の計画ファイルを作成する。この際には、「第○回定期検査燃料交換作業」といった計画名を入力する。この後、「運転・操作条件更新画面」にて初期計画作成を選択操作することによって、初期状態が展開される。この際、前回の燃料交換作業の結果である、炉心状態等を反映させることができる。

取出・装荷燃料の順番や物品番号、物品の行き先等の計画については、取出計画更新画面(図9参照)および装荷計画更新画面にて、順次入力していく。

炉心等の状態の変更は、炉心状態更新画面、交換プール状態更新画面、貯蔵プール状態更新画面を用いて行う。これら一連の入力によって、燃料交換計画が確定する。

(3) 運転・操作条件の設定

燃料交換作業の計画においては、交換作業の条件等を設定する必要がある。

入力データとしては下記のものがある。

① 燃料交換作業回数

第何回目の燃料交換作業なのかを入力する。本データは帳票印刷に使用される。

② 運転モード

今回行う燃料交換作業が、計画停止か定期点検かを選択する。

③ 特殊シールプラグの使用

系統化除染を実施する際に必要となる特殊シールプラグを使用するか否かを指定する。使用しない場合には「無」、する場合には、「Aループ」または「Bループ」を選択する。

④ 優先操作

操作機器の動作優先を指定する。燃料交換機優先またはトランスマッシュート優先を選択する。交換する燃料体数によっては、作業効率がこのモードの変更で向上することがある。

⑤ 原子炉建屋立ち入り開始時間

定検の作業等で必要な場合、原子炉建屋立ち入りのパターンを指定する。立ち入りが無い場合は「無」、なるべく午後に立ち入る場合は、「なるべく午後」、開始時刻固定の場合は、その時間を入力する。

⑥ 開始日時

燃料交換作業が、定検の場合は、装荷と取り出しそれぞれの計画における開始時間を、計画停止の場合は取り出しの開始時間のみを入力する。

⑦ ループおよび終了体数

特殊シールプラグを使用した場合に入力する。特殊シールプラグを使用するループと、しないループを、交互に対象とする場合、燃料体の体数をいれ、複雑なパターンにも対応することができる。

⑧ 中断

燃料交換機を保守等のため停止する場合、そのタイミングと時間を指定する。タイミングは、燃料交換の燃料体の体数とし、最大5回の中止を指定できる。

これらを指定する運転・操作条件更新画面を図10に示す。

(4) 予定時刻の算出

各条件を設定後、「予定時刻算出」を選択操作する。本操作により、「初期」状態ファイル群のデータの妥当性のチェックが行われるとともに、ネットが起動し、燃料交換作業終了までの予定時刻が算出される。この予定時刻は、運転員の知識に基づいて作成したネットワークモデルに基づいて算出される。算出結果については、操作予定時刻一覧表およ

優先順位	区分	名称	物品番号	炉心	交換プール	貯蔵プール
0001	燃料集合体	FPFRS	05-77		F3X05Y07	
0002	燃料集合体	FPRLS	07-59		F3X06Y07	
0003	燃料集合体	FPARS	07-67		F3X02Y09	
0004	燃料集合体	FPSPS	13-61		F5X00Y06	
0005	燃料集合体	FPULS	15-63		F5X01Y06	
0006	燃料集合体	FPUBS	09-73		F5X02Y06	
0007	燃料集合体	FPULS	13-75		F5X03Y06	
0008	燃料集合体	FPUNS	17-59		F5X04Y06	
0009	燃料集合体	FPVCS	23-81		F5X05Y06	
0010	燃料集合体	FPVES	25-77		F5X06Y06	
0011	燃料集合体	FPVGS	27-65		F5X07Y06	
0012	燃料集合体	FPVPS	31-67		F5X09Y07	
0013	燃料集合体	FPVKS	07-81		F3X03Y09	
0014	燃料集合体	FPVSS	09-59		F3X08Y09	
0015	燃料集合体	FUKXS	09-77		F1X00Y00	
0016	燃料集合体	FPVVS	09-81		F3X02Y10	
0017	燃料集合体	FPRSS	11-67		F3X04Y10	
0018	燃料集合体	FPGRS	13-55		F3X06Y10	
0019	燃料集合体	FPKSX	13-67		F3X08Y10	
0020	燃料集合体	FPITF	15-71		F4X01Y00	
0021	燃料集合体	FPWS	17-77		F4X06Y10	
0022	燃料集合体	FPASS	17-83		F4X04Y12	
0023	燃料集合体	FPITG	19-65		F4X05Y12	
0024	燃料集合体	FPITJ	21-75		F4X06Y12	
0025	燃料集合体	FPAKS	23-57		F4X07Y12	
0026	燃料集合体	FPYS	23-63		F4X08Y12	
0027	燃料集合体	FPITH	25-69		F4X09Y12	
0028	燃料集合体	FPSTS	27-73		F4X10Y12	
0029	燃料集合体	FPAGS	27-81		F4X00Y13	
0030	燃料集合体	FPURS	27-85		F4X01Y13	
0031	燃料集合体	FPITS	31-59		F4X02Y13	
0032	燃料集合体	FUKYS	31-63		F1X01Y00	
0033	燃料集合体	FPUS	31-81		F4X03Y13	
0034	燃料集合体	FPNS	31-83		F4X04Y13	

図9 取出計画更新画面

運転モード	計画停止	定期検査	
特殊S／P	■	Aループ	Bループ
優先操作	■	T／C	
R／B立入開始時間	無	なるべく午後開始	時 分開始
R／B立入時間	4時間		
実行モード	初期計画作成	予定時間登録	
運転詳細			
	取出操作	装荷操作	
開始日時	年 月 日 時 分	1991年04月01日00時00分	
ループ			
終了体数			
中断1	000体 日 時 間 分	000体 日 時 間 分	
中断2	000体 日 時 間 分	000体 日 時 間 分	
中断3	000体 日 時 間 分	000体 日 時 間 分	
中断4	000体 日 時 間 分	000体 日 時 間 分	
中断5	000体 日 時 間 分	000体 日 時 間 分	
終了日時	000体 日 時 間 分	000体 日 時 間 分	

図10 運転・操作条件更新画面

び工程表（図11参照）を表示させて確認することができる。

また、燃料交換作業中において、計画変更を行う時は、同様に「予定時刻算出」を選択操作することにより、変更時より燃料交換作業終了までの予定時刻を算出することができる。

(5) 運転員名簿の登録

操作結果の記録に使用する運転員名は、運転員名簿登録機能で登録を行う。登録は、運転員登録画面にて、運転員の職員番号および氏名を入力する。運転員氏名は最大300人まで指定することができる。この登録によって、運転操作支援機能においては、職員番号のみで各機器の運転員を指定することができます。

7.3 運転操作支援機能

(1) 概 要

運転操作支援機能は、システムの実際の運用時に、各機器の運転計画に基づいてステップ毎の操作指示を運転員に与えるものである。

通常の操作支援機能における画面を図12に示す。画面では、4分割画面の左上に操作指示画面が、他の3画面は、操作結果入力画面が表示される。

その他に、運転員名の入力、各物品の保管場所の状態表示、操作予定時刻の一覧表示、物品移動操作履歴表示機能がある。

(2) 操作指示画面

運転員に対して、作業の優先順位および予定時刻

図11 燃料交換作業計画工程表

を与えるものである。画面には、燃料交換作業の総括担当者名、操作順位と操作名称、予定期刻が12操作分だけ表示される。ここでは、燃料交換機は黄色、燃料出入機は青、トランスクレーンは茶色、燃料移送機は緑と、分かりやすいように色分けして表示される。

一つの操作が終了し、操作結果入力画面の入力が終了すると、表示されている12の操作のうち終了したもののが消え、時間的に早い操作が繰り上がって表示される。

(3) 操作結果入力画面

操作の内、各機器毎に最新の操作については、対応する操作結果入力画面が表示される。この時、4分割画面のうち燃料移送機の操作は左下に、燃料出入機の操作は右上に、燃料交換機の操作は右下に表示される。トランスマッシュートの画面は、選択操作により、4分割のどの位置にも表示させることができる。

画面には、操作順位、操作名、操作コメントおよび関連するデータが表示される。操作開始時には、ファンクションキーを押すとその時の時刻が入力され、ネットが起動する。操作結果のパラメータ等については、この画面上で入力し、操作終了後はファンクションキーによってその時間の操作終了時刻を入力したあと、実行キーを押すことにより、操作終了と見なされる。入力データに誤りがなければ次の操作ステップがその機器について表示される。入力データに誤りがあれば、警告表示され、再度入力を行うことになる。

(4) 操作ガイダンス画面

各操作結果入力画面から、その操作における操作ガイダンス画面を呼び出すことができる。操作ガイダンスでは全画面を使用し、各機器の操作位置等の

操作結果入力画面 (順位) 04	
操作員	ふげん三郎 ロスタイル 0000時間00分
対象機器	燃料出入機
操作名称	F / Mへ遮蔽プラグ収容
開示時刻	時 分 ラック上グリッパ収容
終了時刻	時 分 T / P上グリッパ上限時
関連データ	
085体目収容 遮蔽プラグ番号 交換ブールラック ラックスラック位置 T / Pスラック位置 グリッパ荷重 (kgm)	マガジン N° 1 B027N No 03-22 10840mm 00000mm UL 15/UH 16/DL 13/DH 14

操作結果入力画面 (順位) 01	
操作員	ふげん次郎 ロスタイル 0000時間00分
対象機器	燃料移送機
操作名称	貯蔵プール → T / C 下部
開示時刻	時 分 ラック上グリッパ下降時
終了時刻	時 分 T / C 上グリッパ上限時
関連データ	

操作結果入力画面 (順位) 02	
操作員	ふげん四郎 ロスタイル 0000時間00分
対象機器	燃料交換機
操作名称	T / Pとの結合
開示時刻	時 分 スナウト上昇開始時
終了時刻	時 分 スナウト上昇停止時
関連データ	

図12 操作指示画面および操作結果入力画面

最低限必要な情報を表示する。ガイダンスが複数ある場合には、ページ処理で参照することが可能である。

(5) 運転員選択画面

各操作における運転員名を入力する機能である。この画面では、5つの班それぞれについて、当直長、総括、燃料交換機担当、燃料出入機担当、トランクファシュート担当、移送機担当の各班6名、合計30名を職員番号を入力することで登録する。運用時は5つの班のうち、一つの班を選択することによって、操作結果入力画面や帳票類に各運転員名が反映されることになる。

また、この選択画面は、運用中いつでも開くことができ、運転員の交代時、迅速に対応することができる。

(6) 物品移動操作履歴表示

操作結果の入力によって、どの物品がいつどのように移動されたのか、あるいは操作されたかが記録される。物品移動操作履歴表示機能は、この記録の一覧表を表示するものである。検索物品番号を指定しない場合は、操作名称、操作時刻、操作した運転員等の表示を操作時刻の順に表示する。物品番号を指定すると、その物品だけの移動操作履歴が表示される。

図13 炉心状態表示画面

(8) 操作予定時刻一覧表示

現時点以降に行われる、燃料交換作業の全体見通しを得るために、取出および装荷の一工程毎に開始および終了時刻の表示を行う。また、次回原子炉建屋立ち入り開始予定時刻を同時に表示する。

7.4 帳票印刷機能

(1) 概要

燃料交換作業支援システムにおける帳票の印刷は、物品の所在管理のための、燃料交換作業記録、燃料交換作業日誌、使用済燃料貯蔵プール内物品移動作業指示書、貯蔵プール内の移動作業記録および物品移動履歴である。

各物品の炉心、交換プール、貯蔵プールにおける保管状況については、各表示画面でのハードコピーを利用する。

(2) 燃料交換作業記録印刷

燃料、遮蔽プラグ、シールプラグ等の物品について、炉心の一一座標毎の移動実績帳票を印刷する機能である。この帳票は、取出方向と装荷方向について、2種類に分かれている。図14に一座標の装荷の作業記録の帳票例を示す。

印刷項目としては、物品番号、それぞれの場所に入った時間および出た時間、確認者の氏名等である。

(3) 使用済燃料貯蔵プール内移動作業指示書

燃料貯蔵プールへの物品の収容や取出等、燃料移送機を使用する場合に操作指示のための帳票を印刷する。

燃料移送機の操作は、管理区域内にある現場で行う。このため、通信装置等で運転員に指示を行うが、正確を期すため、この帳票を発行し、現場に携帯する。

帳票は、操作指示画面の中に、表示されているものが対象となる。

印刷内容としては、移動物品名、物品番号、移動前位置、各種基準値等であり、開始時間、操作結果のパラメータを記入する欄が設けられている。

(4) 使用済燃料貯蔵プール内移動作業記録

貯蔵プールにおける作業記録として、物品種別毎に時系列的に印刷を行う。印刷は1ページに5体ずつ行われる。印刷項目としては、移動順序、移動物品名、物品番号、移動前位置、開始日時、終了日時、運転員名、各種パラメータ等がある。

(5) 燃料交換作業日誌印刷

燃料交換機における、燃料交換作業の一工程をひとつの単位とし、各操作の開始、終了時刻とともに、関連するデータを印刷する機能である。

		課長	課代	主査	担当	当直長	総括
第37体目 装荷作業記録							
物 品 名 称	シールプラグ	物 品 名 称	燃料集合体	遮蔽プラグ	シールプラグ		
物 品 番 号	S060N	物 品 番 号	FPULS	B161N	S060N		
炉心位置	07-59	ラック位置	F5X01Y06	SIX04Y00	--X--Y---		
取出日時	12/9 15:46	取出日時	12/8 21:11※	12/8 20:13	--/- --:--		
マガジン番号	No. 3	総括	○○ ○○	○○ ○○	-----		
總括	○○ ○○	当直長	○○ ○○	○○ ○○	-----		
当直長	○○ ○○	T 下部取出日時	12/8 21:34	12/8 20:30	--/- --:--		
マガジン番号	No. -	C 上部収容日時	12/8 22:14	12/8 20:59	--/- --:--		
番号確認者	-----	ラック位置	01-42	01-20	-----		
ラック位置	-----	収容日時	12/8 22:25※	12/8 21:06	--/- --:--		
収容日時	--/- --:--	総括	○○ ○○	○○ ○○	-----		
總括	-----	当直長	○○ ○○	○○ ○○	-----		
当直長	-----	取出日時	12/9 14:43※	12/9 14:32	--/- --:--		
I 取出日時	--/- --:--	マガジン番号	No. 1	No. 1	No. -		
總括	-----	番号確認者	○○ ○○	-----	-----		
当直長	-----	總括	○○ ○○	○○ ○○	-----		
T 上部収容日時	--/- --:--	当直長	○○ ○○	○○ ○○	-----		
C 下部取出日時	--/- --:--	炉心位置	07-59	07-59	07-59		
燃料貯蔵プール	--X--Y----	マガジン番号	No. 1	No. 1	No. 3		
ラック位置	--X--Y----	収容日時	12/9 16:13	12/9 16:13	12/9 16:29※		
収容日時	--/- --:--	總括	○○ ○○	○○ ○○	○○ ○○		
當直長	-----	当直長	○○ ○○	○○ ○○	○○ ○○		
備考							

図14 燃料装荷作業記録

印刷のフォーマットとしては、燃料装荷および取り出しのパターンに応じて5種類ある。

(6) 物品移動履歴印刷

燃料、遮蔽プラグ、シールプラグ等の物品について、物品毎の移動実績を印刷する機能である。この帳票は、取出方向と装荷方向について、2種類に別れている。

印刷項目としては、物品番号、それぞれの場所に入った時間および出た時間、確認者の氏名等である。

7.5 シミュレーション機能

シミュレーション機能は、基本的な条件を基に、燃料交換作業全体の工程を作成する機能である。計画支援機能においては、各燃料体番号等を具体的に指定し、物品番号まで指定した計画を作成するのに対して、本機能においては、交換する燃料集合体の数、シャフリング数、開始日時、中断時間、原子炉建屋入域モード等を指定するだけで、一連の燃料交換作業をシミュレートすることができる。入力条件

としては、各物品の体数の他、運転・操作条件の設定と同様である。

シミュレーション結果は、操作予定時刻一覧画面で燃料の装荷・取出の一工程毎に一覧表示される。また、炉心、交換プール、上部スイング、下部スイング、貯蔵プールの5カ所のポイントにおいて、各物品が入出する予定時間を印刷することができる。

7.6 データの退避・復元機能

燃料交換作業の計画ファイルは、計算機上8ファイル群を保持できるが、このファイル群を、フロッピーディスクに退避、復元、また削除することができる。

8. 運用実績

8.1 機能確認試験

(1) 機能確認試験の概要

今回開発した燃料交換作業支援システムの機能確認試験を実施し、運用ルールの妥当性、マンマシンインターフェース等システムの機能および有効性の確認を行い評価を行った。

実施時期は、第16回燃料装荷作業（第9回定期検）開始から終了までとした。（平成3年3月22日10時～平成3年4月7日17時）

(2) 運用方法

本システムは、初めての実機適用であり事前の打合せを行い、実施方法、手順等について燃料交換作業担当者の理解を深めるとともに、適用にあたっては十分な連絡体制が取れるように配慮した。

主な具体的運用は以下のとおりとした。

- ① 燃料装荷準備として、あらかじめ今回の装荷条件および装荷に使用する物品番号、装荷順序等をシステムに入力し装荷計画を作成する。
- ② 燃料装荷作業中は、CRTに表示される操作指示にしたがい燃料取扱設備の操作を行う。
- ③ 帳票は、システムより出力されるものを使用し、物品の移動管理は、システムからの出力とあらかじめ作成された物品移動管理票を併用し、システムからの帳票を確認しながら行う。
- ④ システムの操作は、原則として各班の燃料総括者（正・副）とする。

(3) 異常時の措置

本システムに異常が発生した場合は、以下の措置をとることとした。

- ① 燃料担当者がシステムの異常を確認した場合は、システムの使用を中止し、従来の方法により装荷作業を継続する。なお、移動管理用の帳票は、あらかじめバックアップ作成したものを使用

する。

- ② 使用を中止したシステムの異常原因が判明し、復旧した場合には、必要な措置を講じて再度使用する。
- ③ システムの再使用が不可能と判断した場合には、そのまま従来の方法により装荷作業を実施する。

(4) 確認試験の結果

本システムを実機に適用した結果および評価を以下にまとめる。

- ① 第16回燃料装荷パターンは、2体装荷（3月22日～24日と4月3日～7日）と1体装荷+2体S/P交換〔（系統化学除染により特殊S/Pを使用のため）（3月25日～4月3日）〕の2とおりあり、システムはほぼ順調に稼働した。（取り扱い体数85体）
- ② 本システムは熟練運転員の経験的知識を約150の運用ルールに反映させたものから構成されているが、この運用ルールの適用について、ほぼ運転員の意図と同様の動きを模擬することができた。
- ③ 燃料交換計画作成における労力は、約1/6（約30人日→約5人日）に短縮することができた。
- ④ 全般を通じて、熟練運転員の知識が反映されており運転経験の浅い運転員にも、効率的な燃料取扱設備の運転操作ならびに、物品の移動管理ができた。
- ⑤ 燃料交換作業は、使用済燃料等の取り扱いであり、厳密な物品管理が要求されるため、数多くの帳票により管理されている。これまで、これらの帳票類の作成に多くの労力を要していたが、本システムの導入により物品移動、状態管理が容易になるとともに帳票類作成の労力が大幅に軽減できた。
- ⑥ 当初、運転員が従来の方法で作成した作業計画工程は111時間であったが、実績工程は100時間であり、約10%の工程短縮が図れた。
- ⑦ 上記のように、システムとして、当初の計画を満足するものであったが、マンマシンインターフェースや帳票類の一部について、操作性の向上のための改良が必要であることが明らかとなつた。

8.2 システムの本格運用実績

確認試験の結果を踏まえて行ったシステムの改良事項は以下のとおりである。

- ① 炉心座標毎の管理帳票の追加
それまでは、物品毎の管理帳票のみであり、管理上の充実を図るため追加を行った。

② 工程表の追加

燃料装荷の計画・実績を一目で理解できるようにガントチャート方式の工程表表示機能を追加した。

③ 単体機器停止機能の追加

ある機器が保守等で停止しても、他の機器で交換作業が継続できる機能を追加した。

④ 取出・装荷順序変更機能の追加

取出・装荷順序を運用開始後においても任意に変更可能とした。

以上の改良を実施後、第17回燃料交換作業（平成3年度計画停止）から本システムの本格運用を開始した。

計画停止中、燃料取出開始3体目に、燃料交換機のグラブ不調のため燃料交換作業が中断した。

このため、本来の運用方法である計画停止のパターン（取出と装荷を同時に使うパターン）を用いず、燃料交換対象である37体を、すべて取り出した後に装荷するパターンに変更し、本システムを運用したが、順調に稼働し、システムの柔軟性が發揮された。

9. まとめ

(1) 定検および計画停止における燃料交換作業の効率化および高度化を図るため、平成元年より燃料交換作業支援システムの検討を開始し、平成3年に開発を終了した。

(2) 「ふげん」の燃料交換作業は、4種類の取扱設備を使用し、炉心、燃料貯蔵プール、燃料交換プール間を各物品が移送される。このような、多岐多種にわたる複雑な燃料交換作業をネットワークとしてAI化することが実証できた。

(3) 本システムにより、燃料交換作業全体の信頼性向上が図れ、オンラインシステムとして十分機能を満足した。今後は、本システムをオンラインシステムとし、燃料交換作業の自動化を検討していく予定である。

参考文献

- 1) 川合：“物流におけるエキスパートシステム”，IEレビューVol.29、No.3 (1988)
- 2) 川合：“汎用物流制御システムΦNET”，ファクトリー・オートメーションVol.6、No.8 (1988)



自律型運転制御システムの開発

遠藤 昭 渡辺 兼秀 三木 哲志
姫野 嘉昭

大洗工学センター技術開発部

資料番号：83-2

Development of Autonomous Operation System

Akira Endou Kenshi Watanabe Tetsushi Miki
Yoshiaki Himeno
(Technology Development Division, O-arai Engineering Center)

原子力プラントの運転、保守における人的因子を排除して、信頼性を向上させるため、既存プラントで運転員が果たしていた役割を人工知能で代替し、加えて制御性能を向上させるべく自律型運転制御システムの概念の検討を行った。人工知能による運転員の役割の代替にあたっては、必要な知識の根源的知識に基づく体系化と問題解決過程の一般化を図る。システム構成としては、機能の動的な再組織化に優れた階層型分散協調システムを採用し、その実現はマルチエージェントシステムによる。自律型運転制御システムに対する人工知能技術の適用性を評価し、その成立性に対する見通しを得るために、プロトタイプシステムの製作を計画し、概念設計を行った。プロトタイプシステムでは、FBRの主要系統を対象に異常診断、状態評価および運転制御操作を実現する。

1. はじめに

現在の原子力プラントにおけるトラブルの大半は、何らかの形で人間の過誤が関係したものであり、このためプラントの運転、保守における人的因子を極力排除して、稼働率や安全性を向上させることができ求められている。また、将来高度な知識と優れた技量を有する運転員、保守員を十分に確保することが困難になるであろうというわが国の社会情勢の予測に対処するべく研究開発を行う必要がある。これらの事情に鑑み、原子力プラントの運転、保守において人間の果たしている役割を人工知能やロボットに代替させるべく、自律型プラントの研究が、原子力委員会基盤技術推進専門部会で策定された方針^{1,2)}の下、大学、産業界が参加した国際クロスオーバー研究として進められている。このクロスオーバー研究の中で、動燃事業団は、人工知能を備えた自律型プラント用運転制御システム（以下、自律型運転制御システムといふ。）の開発を担当している。

自律型運転制御システムとは、簡単に言うと、人工知能技術の導入により、既存のプラントにおいて機械系が果たしている運転制御上の機能を高度化し、かつ運転員が果たしていた役割を代替しようとする

するシステムである。原子力プラントの運転制御への人工知能技術の応用に関しては、国内では通産省の補助事業として原子力発電支援システム開発組合が、マンマシンシステムの開発³⁾に取り組んでおり、また海外では、米国ORNLのACTOプログラム⁴⁾、カナダAECLのオペレータコンパニオン開発⁵⁾およびハルデンのISACSプロジェクト⁶⁾等があるが、これらはすべて運転員を支援するシステムの開発であり、最終的な判断と操作は運転員が行うことになっている。これに対し、自律型運転制御システムでは、高い信頼性が要求される原子力プラントの運転制御の究極的な姿を追求する過程で、既存技術のブレークスルーを図り、知的自動化システム開発の分野で先導的役割を果たそうとするクロスオーバー研究のもう一方の趣旨に則り、最終的な運転操作まで人手を頼らずに、人工知能が行う。このためには、対処法がはっきり定められていない未経験な事象に遭遇したとき、持てる知識を総動員し思考力を働かせて対応している運転員のふるまいを、人工知能で代替するための広範で高度な技術が必要とされることから、今後解決しなければならない問題が多い。

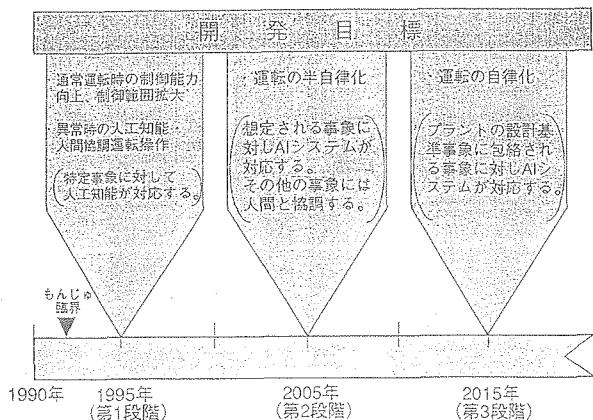


図1 原子力プラント運転の自律化の段階

上述の事情に鑑み、自律型運転制御システムの開発では、開発の難易度、周辺技術の成熟度および開発期間等を考慮し、開発の過程を図1のように3段階に分けて、各段階の開発目標を定めている。第1段階では、1995年を目処に、既存の人工知能パラダイムの下で、通常運転時の制御能力向上、制御範囲の拡大および異常時の人工知能・人間協調型運転操作の実現を目指す。人工知能・人間協調型運転操作とは、ある種の事象に対しては、それが終息するまで人工知能が人の助けを借りることなく対応するが、ある種の事象に対しては、部分的あるいは全面的に人間の助けを借りることができる操作の形態をいう。第2段階の目標は、運転の半自律化であり、2005年頃を目指してこれを達成する。運転の半自律化とは、考えられるものはすべて含めた想定事象に対しては、それが終息するまで人工知能が人間の助けを借りることなく対応し、その他の事象の終息には人間の助けを借りることができる運転操作の形態をいう。第3段階の目標は運転の自律化であり、2015年頃を目指してこれを達成する。運転の自律化が達成されると、プラントの設計基準に包絡される事象に対しては、人工知能が人間の助けを借りることなくすべて対応できるようになる。いわゆる未経験・未知事象対応は第3段階の達成目標に含まれるが、運転員でもその対応に事故処理専門家チームの助けを必要とするような重大事故の類は、人工知能の取扱対象とはしない。

本報では、まず既存の原子力プラントにおける機械系と人間の役割の分析から、自律型プラントの自律の規範を導き、これに基づいて自律型運転制御システムに必要な機能構成を明らかにする。また、これを実現するのに必要なシステムの基本概念について述べる。次に、自律型運転制御システムの開発の

第一步として、現在設計を進めている運転制御プロトタイプシステムの概要について紹介する。最後に、開発成果の検証等、今後の展開について述べる。

2. 自律の規範と人工知能の役割

本章では、原子力プラントの自律の規範について考察し、自律型運転制御システムに必要とされる機能とその中の人工知能の役割を明らかにする。

2.1 自律の規範

自律とは一般に、“自分自身で立てた規範にしたがって行動し、他から支配されないこと”と定義されているが、機械系は規範を自分自身で定めることができないので、ここでは自律を、“人間によって与えられた規範にしたがって自分自身で行動すること”と定義することにした^{7,8)}。

自律の規範について考えるため、原子力発電所の機能および人間と機械系の役割を分析する。

原子力発電所に必要な機能として、表1に示すように、①電力供給の維持、②事故・破壊的事象からのプラント・機器の保護、③非定常時プラント運用、故障修復、④運転経験の蓄積、反映および⑤公衆災害の防止があげられる。

表1 原子力プラントに必要な機能および機械系と人間の役割の分析

機能	現存する原子炉プラント		自律型プラント	
	機械系の役割 (設計上の配慮)	人間の役割	具備すべき機能(規範)	運転制御システム 役割
①電力供給の維持	サブシステム ・運転監視、総合判断、手動操作 ・定期タスクのシケンス制御 ・PID調整等による自動調整	運転監視、総合判断、手動操作 ・点検保守 ・シーケンス制御 ・PID調整等による自動調整	基本機能維持 自己防護	状態監視 総合判断 制御操作 ・運転監視 ・状態評価 ・状態推定 ・状態予測 ・異常診断 ・運転手順生成 ・誤操作防止 ・操作結果検証
②事故、破壊的事象からの機器の保護	深層防護設計 (構造設計、インシタック、動作時の手動操作) 安全保護動作	保護系作動確認 ・機械系不動作時の手動操作	自己防護	保護動作 保護動作監視 ・運転手順生成 ・誤操作防止 ・操作結果検証
③非定常時運用、故障修復	冗長系待機機器の自動起動 ・系統、機器の再配列、起動、補修	総合判断、系統、機器の再配列、起動、補修	自己組織化 待機機器切替 ・プラント再配列	待機機器切替 ・運転経験学習 ・学習 ・安全保護(マンマシンインターフェース) ・シグナルバリデーション
④運転保守経験の蓄積反映 (プラント運転、機器システム設計最適化)		経験の知識化 (原因・現象の相関関係把握、運転手順、設備、機器の改良)	自己改良	運転経験学習
⑤公衆災害防止	多重障壁		外界との調和	健全性監視

①に対する機械系の役割は、各機器が所定の機能を発揮してプラント運転を継続することであり、定期タスクのシーケンス制御やPID調節計等を用いた自動調整でこれに対応している。一方、人間の役割としては、あらかじめ定められた手動操作や、機械系に制御能力を超えるような外乱が印加されたときの手動操作対応、総合判断および点検保守等がある。

②に対しては、機械系が深層防護の考え方に基づく設計で全面的に対処している。すなわち、構造設計のクレジットやインタロック、安全保護系の動作により機器システムを保護する。これに対する人間の役割としては、インタロックや安全保護系が正常に動作することの確認と、機械系が不動作のときの必要な介入またはバックアップがあげられる。

③に対して、機械系は、冗長系における不具合発生時に、後備待機機器の自動起動等で対応している。人間は、これに対して非常に重要な役割を担っており、プラント状態を総合的に判断して、不具合機器をプラントから切り離し予備機等で機能を代替する機器システムの再配列操作等を行っている。また故障発生時の補修も人間の役割である。

④に対しては、現在のところ機械系に期待される役割はない。人間には、経験を知識化して、プラント運転方法や設備機器の改良へつなげていくことが要求されている。

⑤に対しては、プラントの多重障壁により対応している。人間の役割は、多重障壁の健全性の確認である。

自律型プラントでは、既存のプラントにおける機械系の役割に加えて、人間が果たしていた役割も人工知能等の機械系が果すことになる。既存プラントにおいて機械系と人間が果たしていた役割をまとめると、表1に示したように自律型プラントが具備すべき自律の規範として(1)基本機能維持、(2)自己防護、(3)自己組織化、(4)自己改良、(5)外界との調和、が導かれる⁷⁾。これらの規範のうち、(2)と(5)は現在のプラントでも機械系によりほぼ達成されている。(1)と(3)は、人間に依存しているところが大きく、これらの規範を達成するための技術開発が、当面する課題である。(4)の達成には、学習に関する研究の進展が不可欠で、この規範の実現は将来の課題である。

2.2 システム機能構成と人工知能の役割

自律型プラントにおける運転制御システムの役割を自律の規範に対応させると表1の右端から2列目の欄に示すようになる。これらの役割を果たすための運転制御システムの機能は、表1の右端に示すよ

うに集約できる。ここで、プラント再配列は、運転制御／操作の中に入れて考えている。これまで、陽に現れてこなかったことであるが、これらの外に、運転員が自らの力で解決困難な問題に直面したときに、上級技術者の指示、助言を仰ぐように、運転制御システムがプラント管理技術者にトランスペアレンテな情報を示して、指示を仰ぐためのマンマシン・インターフェース機能も必要となる。また、自律型運転制御システムでは、プラントから得られる信号の有効性を、最初に検証しておくシグナルバリデーション部も必要である。

以上のことから、自律型プラントの運転制御システムに必要な機能を整理すると、①状態評価、②異常診断、③運転制御操作、④学習、⑤マンマシンインターフェース、⑥シグナルバリデーションおよび⑦安全保護となる。これに基づいて作成したシステム機能構成を図2に示す。

自律型運転制御システムにおけるAIの役割について考察するため、既存のプラントにおける機械系と人間の役割分担および人間のふるまいをプラントの運転状態と関連づけると、おおまかには図3の上段に示すようになる。プラントが正常に運転されている状態すなわち、定常運転状態においては、現在の原子力プラントでも、ほとんど機械系が自動的にプラントを制御しており、運転員の果たす役割は少ない。将来プラントで機械系が果たしていた役割は、自律型プラントでもそのままの姿にしておくこ

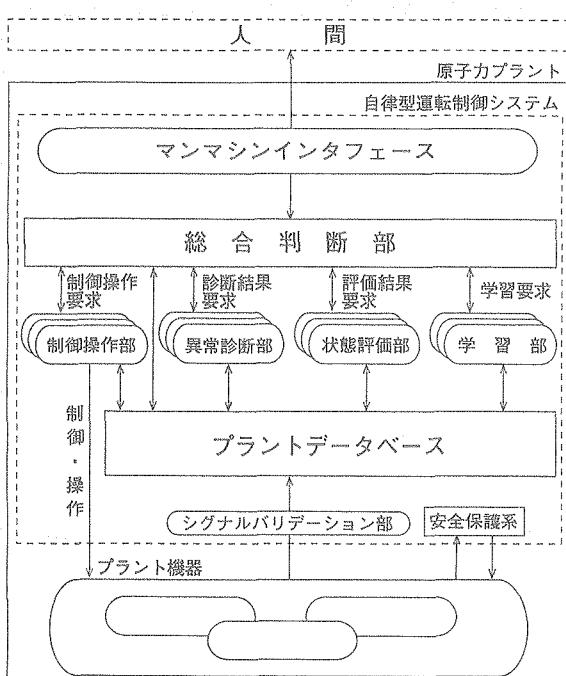


図2 自律型運転制御システムの機能構成

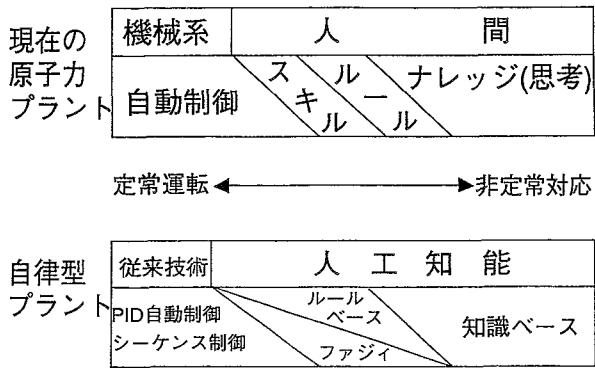


図3 人間の役割のAI化

とも可能であるが、AI技術の導入により制御性能の向上を図ることができる。例えば、ファジイ制御を用いると、従来PID調節計を用いて行っていた自動調整の代替、高度化が可能となる。これは、従来のPID制御と比べてファジイ制御の方が、制御法則の記述能力が高く、非線形な特性を有する対象に対しても広い範囲で細かな制御ができるからであり、従来の制御系では、その制御範囲を逸脱してしまい人間の手動操作で対処せざるを得なかった事象でも、AI制御系で対応可能になる。このことは、プラントに発生した過渡変化が異常事象へ進展するチャンスを減じることにつながるので、自律型運転制御システムの開発では、AI技術導入の観点から従来制御系の見直しを行うこととする。

プラントの運転状態が定常運転状態から離れたとき、すなわち非定常なプラント運用や異常時対応の際には、その程度にしたがって、運転員の果たす役割の比重が増していく。定常運転状態からの逸脱の程度が小さいうちは、スキルベースレベル、ルールベースレベルのふるまいでの対応が可能である。スキルベースレベルのふるまいとは、これまで機械化が困難とされていた職人芸や、ある事象に遭遇したときの熟練による条件反射的な行動を指し、ルールベースレベルのふるまいとは、規則にしたがった行動や要領書、手順書等のマニュアルに基づく行動をいう。従来、機械には難しいとされていた熟練運転員の制御操作も最近ではファジイ制御の導入により自動化されてきている。また、異常事象に遭遇したときの条件反射的な行動やマニュアルに基づく行動は、行動を起こすべき条件や取るべき行動がはっきりしていることから、ルールに記述することが比較的容易である。これらのことからスキルベースレベルおよびルールベースレベルのふるまいは、図3の下段に示すようにファジイ制御やルールベース制御で置換する方針とする。

定常状態からのずれの程度が大きくなるにつれて次第に、ナレッジベースレベルの行動が必要とされるようになる。ナレッジベースのふるまいは、まれにしか生じないためマニュアルには対処法が記載されていない事象や未知、未経験な事象に対し、自らの持てる知識に基づいて思考力を働かせて意志決定を行い、対応する行動をいう。今日のAIパラダイムは、直観、発想、学習、創造等において、人間のような高度な能力を有していないため、状況に応じて為すべきこと（タスク）を、あらかじめ人間が教え込んでおかなければならない。すなわち、問題解決タスク毎に必要な知識やその利用方法（メタ知識）を人間が知識ベースシステムに明確に表現してやる必要がある。また、推論の進め方も、事前に人間が定めておかなければならない。上述の理由に鑑み、運転員のナレッジベースレベルのふるまいをAIで代替するため、まず既存プラントにおける多くの事例に基づいて、ナレッジベースレベルの行動が必要な状況を明確にし、タスク毎に運転員が問題解決に用いている知識を明示化し、知識ベース化する。また、運転員の問題解決過程を分析し、思考過程のモデル化を行う。これらは、その適用範囲、必要な詳細度等を考慮して体系化、一般化を行い、できるだけ多くの状況に適用できるようにする。運転員のナレッジベースレベルのふるまいを代替するのに必要なタスク、知識ベース、推論方法を、大まかに整理すると表2に示すようになる。

表2 運転制御システム各部の要件

項目 サブシステム	タスク	知識ベース	推論方式
総合判断部	1. 中央給電指令所、運転計画管理部門との連絡調整 2. 運転目標設定 3. プラント運用方策決定 4. 下部システム協調方策決定 5. 運転裕度評価 6. 運転継続可否判断	1. 物理法則、工学原理 2. プラント機能、構造 3. 運転基準 4. 運転員思考モデル 5. 運転員ヒューリックス	1. 演繹推論 2. 仮説推論 3. 類推
状態評価部	1. プラント内部状態推定 2. プラント状態予測	1. 動特性モデル	1. 演繹推論
異常診断部	1. プラント異常検出 2. プラント異常原因同定 3. サブシステム機器異常検出 4. サブシステム機器異常原因同定	1. 物理法則、工学原理 2. プラント、機器機能構造 3. 運転要領書 4. 運転員思考モデル 5. 運転員ヒューリックス	1. 演繹推論 2. 仮説推論 3. 類推 4. ファジイ推論
制御操作部	1. シーケンシャル制御 2. 自動調整 3. 操作手順決定 4. 誤操作防止 5. 操作実行 6. 操作結果検証	1. 物理法則、工学原理 2. プラント、機器機能構造 3. 運転要領書 4. 運転員思考モデル 5. 運転員ヒューリックス	1. 演繹推論 2. 仮説推論 3. 類推 4. ファジイ推論
マンマシンインターフェース	1. 質問の理解 2. プラント状態の提示、説明	1. 質問理解 2. メンタルモデル	1. 演繹推論

3. 開発の基本的考え方

本章では、自律型運転制御システムを実現するための方策、システム基本概念および安全の考え方を示す。

3.1 知識の構造化と問題解決過程の一般化

自律型運転制御システムの構築では、それをできるだけ多くの状況に適応できる柔軟なシステムとするため、扱うべき問題を明確にして構造化しておくこと、問題解決に必要な知識を根源的知識に基づいて体系化し、構造化して表現しておくこと、および問題解決過程を一般化しておくこと等が必要となる。

AIは、問題の構造が明確でない、あるいは不完全で閉じていないようないわゆる悪構造問題を扱うのに適しているとよく言われるが、問題を構造化した方が後の取扱いがはるかに簡単になるし、構造化しないと解けない場合がある。従来の計算プログラムは、すべて手続き的知識の形で書かれていたのに対し、現在のAIパラダイムでは、ある問題において成立する条件、関係、法則等を宣言的に記述すれば、後は推論機構がそれらを満たす解を導いてくれるようになってきた。しかしながら、このことは、構造化されていない問題までが、すべて無条件に解けるようになったことを意味している訳ではない。推論の進め方や知識の利用方法（メタ知識）は、問題の構造化の程度に大きく依存し、構造化が進む程、それらを簡明にすることができる。したがって、自律型運転制御システムの構築においては、既存の原子力プラントで運転員が扱っている問題の分析に基づいて、自律型プラントの運転制御に必要なタスクを構造化し、簡単に処理できるようにしておくこととする。

専門家のもつ経験的知識に基づいて構築されたエキスパートシステムには、知識として表現されていない予期しなかった状況にはまったく対処できないという問題があることは、しばしば指摘されているところである。一方、専門家は、自分の持つ経験則の意味や正当性について理解しており、それまで経験したことがないような状況に遭遇したときでも、原理に立ち返って熟考し、柔軟に対処できる。したがって、専門家の問題解決過程を計算機上で再現するためには、問題解決に必要な知識を原理、原則等の根源的知識から導出する機構が必要になる。そこで、自律型運転制御システムの構築においては、まず、当面する問題において成立する条件、関係、法則等を、その適用範囲、必要な詳細度等を考慮しながら陽に明確に表現し、物理法則、工学原理、対象

の機能、構造等の根源的知識に基づいて体系化する。そしてそれらを、その知識体系に適した知識表現方法を用いて知識ベース化する。

自律型運転制御システムのアーキテクチュアを定めるため、問題の構造化および知識の体系化とともにになされなければならないもう一つのことは、問題解決過程の一般化である。これには、運転員のナレッジベースレベルのふるまいの分析に基づいて、思考過程すなわち推論の進め方や推論における知識の利用方法（メタ知識）を明らかにし、運転員の問題解決過程をできるだけ多くの状況に適用できるよう一般化した運転員思考モデルを作成することが必要になる。このため、「常陽」運転訓練シミュレータを用いた実験の結果に基づいて、運転員思考モデルの開発を進めており⁹⁾、その結果を自律型運転制御システムの開発に反映させる。

3.2 階層型分散協調システム

自律型運転制御システムは、危険分散、システム機能の動的な再配列、自己診断、保守の局所化、深層防護概念との整合性等を考慮して階層型分散協調システムとして構成する。

システムを相互作用が比較的少ないいくつかのサブシステムに分割して分散させ、必要に応じて協調させるやり方は、複雑なシステムをより単純なシステムの結合あるいは単なる集合としてとらえて見通しをよくし、解析や設計を容易にする効果があり、大規模システムの機能および配置の分散は、自然のなり行きである。例えば「常陽」の制御系は、原子炉制御系、1次主冷却系流量制御系、2次主冷却系流量制御系およびプラント温度制御系をそれぞれ分散させ、通常運転時には各サブシステムを独立させて制御を行い、炉出力の変更時に運転員がプラント温度制御系の設定を変更して原子炉制御系との協調を図っている。このように、通常運転時には独立分散制御が可能な場合が多いことから、非定常時や異常に必要に応じて段階的に相互作用の程度を増していくやり方が合理的であるので、自律型運転制御システムでも分散協調システム構成を採用する方針とした。

一方、原子力プラント、特に原子力発電所の場合、プラント自体が密に結合したシステムであるので、プラントオーバールな状態を総合的な観点から把握したり、プラント全系に対して同時に制御操作を施したりすることも必要になる。例えば、もんじゅでは、原子炉出力の変更に伴い、1次主冷却系流量、2次主冷却系流量、蒸気発生器給水流量が同時に変更されることになっており、原子炉出力指令

装置から原子炉制御系およびこれらの流量制御系へ制御指令が同時に伝達されるようになっている。このような機能を分散制御システムに持たせるためには、階層型のシステム構成とすればよい。これらの理由に鑑み、自律型運転制御システムでは、階層型分散協調システム構成を採用する方針とした。

3.3 マルチエージェントシステム

階層型分散協調システムの実現には、以下に述べるようにすぐれた特徴を有することから、オブジェクト指向の考え方方に則ったマルチエージェントシステムを採用することにする。

マルチエージェントシステムとは、複数のエージェントが協調して問題の処理を実行するシステムである。エージェントとは、それ自体が知識ベースと推論機構を備えており、知的で自律的なふるまいをする知識処理の単位である。エージェントは、特定の概念対象に関する知識の表現単位としてオブジェクトをもっている。オブジェクトは、フレーム型知識表現構造を有し、事実を表わす宣言型の知識と、その解釈あるいは処理に関する手続型の知識が記述できる。

一つまたはいくつかのオブジェクトで一つのエージェントを構成し、運転制御システムにおける個々にまとまった一つの機能を果たすようにさせると、マルチエージェントシステムは、機能分散システムそのものになる。原子力プラントを構成する各サブシステム、各機器、各部品毎にオブジェクトを作り、それぞれ注目すべき関係にしたがってオブジェクト間をリンクさせ、ネットワーク構造をつくることにより、多様な表現が可能になる。例えば、機器を表わすオブジェクトをプラント内における機器のハードウェア的接続関係によってリンクさせると、プラントシステムの構成が表現できる。自律型プラントでは、個々の構成機器にマイクロプロセッサを背負わせ、インテリジェンスを付加することを考えているが、これをその機器に対応するエージェントで表現し、情報の交換をネットワークにより行うようにすれば、見通しのよい機能および配置分散システムが構成できる。また、必ずしも配置分散の必要がない場合でも、エージェント毎にプロセッサを準備することにより並列処理が可能になり、処理時間の短縮が期待できる。このように、マルチエージェントシステムは、並列処理の実現にも適している。

自律型運転制御システムの開発では、従来から蓄積されている多くのリソースを十分に活用する方針とする。また、新規に開発された要素技術は、一定のまとまりを単位として、適宜実プラントでの検証

を経て実用化していく。既開発技術の自律型運転制御システムへの組み込みは、マルチエージェントシステムの特徴を活かし、個々の既存技術を一つのエージェントとしてまとめることにより行う。また、新規に開発した要素技術の運転制御システムへの追加および既開発技術との交換も、エージェントを単位として行うことによる。自律型運転制御システム開発の中で得られた成果の実プラントでの検証も、エージェント単位に行うことによる。これらは、マルチエージェントシステムの採用により、きわめて容易に行うことができ、既存計測制御技術と自律型運転制御システム向けに新規開発された技術とのインターフェースを容易ならしめる。

3.4 方法論の多様化

診断、状態推定、制御等の機能における一つの方法を一つのエージェントで構成し、原理の異なる独立した複数のエージェントを同一対象に対して重複して適用し、methodology diversityを計る。これは、共通要因の異常によるシステム機能の喪失の防止、不具合発生時の相互バックアップおよび健全なエージェントによりシステム機能の再組織化を容易にする。

3.5 情報圧縮と再利用

原子力プラントの運転制御の完全自律化に必要な、未経験事象や未知事象に対する対応では、対象世界の森羅万象を記述した普遍的モデルが必要になると考えられるが、構造化された知識を用いる問題解決過程の一般化は、それに対する現実的なアプローチであり、未経験、未知事象対応技術開発の基礎を与えるものと考えられ、運転員のナレッジベースレベルのふるまいを計算機上に再現するための非常に強力な手段を与える。しかしながら、すべての場合について一般化された問題解決過程を経て推論を進めることは、幾分回りくどい。そこで、一度経験した事象に対する対処法は、推論の途中の過程を縮約して要点を保存し、再利用できるようにしておくinformation compression and reutilizationにより処理時間の短縮や計算機負荷の軽減を図る方針とする。

3.6 安全の考え方

自律型運転制御システムの安全に対する考え方を整理するにあたっては、在来の原子炉プラントにおける運転制御システムの安全設計の考え方を参考になる。

既存の原子炉プラントの運転制御システムは、安

全機能を有する部分（安全系）と有さない部分（通常系）に大別される。安全系には、種々の要求条件が課せられるのに対し、通常系は、その不具合が安全系の機能を阻害しないようになっていればよい。したがって、AIに安全機能を担わせるか否かによってそれに対する安全上の要求条件が異なってくるが、自律型運転制御システムにおける安全機能は、当面、AI系とは独立に従来技術によって実現することにする。これは、従来から実績のある安全系を後に控えさせ、人工知能の役割を運転基準の拘束の下で運転をいかに継続するかということに限定してその持味を十分に發揮できるようにするためにある。

AI系を安全系から独立にする外、AI系自身の異常の影響が、設計基準に包絡される事象の範囲に限定されるように配慮する。すなわち、分散システムの利点を生かし、分散グループのいずれの機能不全に対しても、「運転時の異常な過渡変化」の範囲内に影響が限定されるように、運転制御システムの各分散グループを他から独立に構成することとする。また、各分散グループ内における分散単位の構成では、methodology diversityの外、ソフトウェアの作成方法や使用する情報に多様性をもたせた複数個のエージェントにより相互にバックアップするsoft ware diversityやinformation diversityの考え方を採用して、信頼性の向上を図る。制御では、前述のように、従来方式に比べて、制御能力の高い人工知能の導入により、プラントに生じた過渡が、容易に異常に発展しないようにし、深層防護性の向上を図る。

4. プロトタイプシステムの開発

原子力プラントの運転の自律化に対するAI技術の適用性を評価し、自律型運転制御システムの実現の見通しを得るために、通常運転時の制御能力向上と異常時のAIによる運転操作を事象を限定して実現すべく運転制御プロトタイプシステムの製作を計画し、概念設計を行った。以下、その概要について述べる。

4.1 設計条件

自律型運転制御プロトタイプシステムは、冷却材の沸点が高いことから加圧しなくとも相変化を生ぜず、運転が軽水炉と比較して容易なFBRを対象とし、その主要系統で生起する代表的過渡事象の診断および状態評価を行い、適切な制御および運転操作を実行するものとする。設計条件の詳細は以下に示すとおりである。

- (1) 対象プラント種別
ループタイプFBR
- (2) 対象系統
原子炉系
主冷却および崩壊熱除去系
主蒸気系
タービン発電機系
- (3) 対象事象
通常起動および停止
トリップ後処理
大きな負荷変動
原子炉出力の大きな変動等
- (4) 主たる機能
異常診断
状態評価
制御および操作

4.2 システム構成

プロトタイプシステムは、図4に示すような階層型システム構成とする。最上位に運転目標の設定等を行うプラント管理サブシステムを配置し、その下位にプラント全体に係わる診断、状態評価および運転制御を行うプラントレベルの各サブシステムを置く。プラントレベルサブシステムの下位には、プラントのサブシステムや機器、例えば原子炉系、一次冷却系や制御棒駆動機構、一次循環ポンプ等の診断、制御をそれぞれ行うローカルレベルの診断サブシステム、制御サブシステムを配置する。ローカルレベルサブシステムの下位には、センサ、アクチュエータ等の健全性のチェックを行う現場盤・機器レベルサブシステムを置く。プラント管理から現場盤・機器レベルサブシステムの間は、それぞれプラントバス、システムバス、ローカルバスで接続する。現場盤、機器レベルサブシステムは、実際には原子力プラントに接続され信号の授受が行われるが、プ

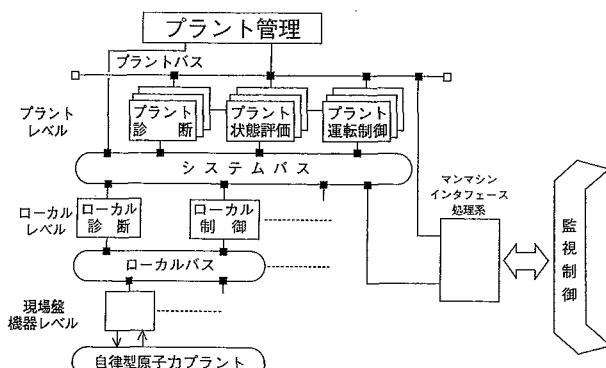


図4 運転制御プロトタイプシステム構成図

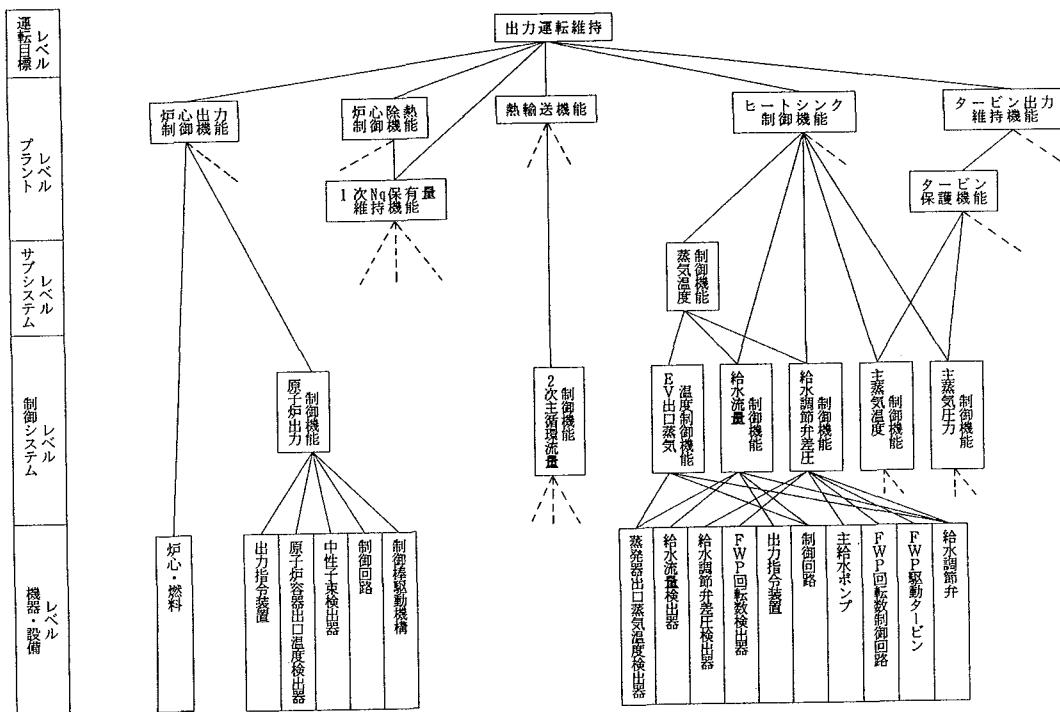


図5 FBRプラント機能階層モデルの例（運転目標：出力運転維持）

ロトタイプシステムの開発では、別途製作するプラントシミュレータが原子力プラントの役割を果たす。図4のプロトタイプシステム構成図の各レベルにおいて診断や制御等の機能を表わす一つ一つの箱(モジュール)は、单一のエージェントまたはいくつかのエージェントの集合で実現される。現実のプラントでは、原則として一つのローカルモジュールまたは一つのエージェントを、配置分散された一つのマイクロプロセッサで実現することになるが、プロトタイプシステムの構築では、ローカルモジュールの機能分散すなわちマルチエージェントシステムの成立性をソフトウェア的に検証するにとどめ、ハードウェアの配置分散は行わない。ただし、将来ハードウェアの配置分散が可能なようにソフトウェアを作成しておく。

以下、サブシステムの機能について説明する。

4.3 各サブシステムの機能

(1) プラント管理サブシステム

本来のプラント管理サブシステムの役割には、運転計画、保守計画、燃料管理部門等と調整しながら運転目標を決定する役割も含まれるが、プロトタイプシステムでは、その機能を狭い意味での運転管理に限定する。すなわち、運転管理者からの指示に基づいて運転目標(出力運転、高温停止、低温停止)の設定を行い、プラントの異常診断結果に基づいて

運転を継続すべきか、縮退モードに移行すべきか決定する。縮退モードへの移行では、安全保護機能の発動状況、警報の発報状況、プラント内部状態、プラント内機器状態、異常診断結果および異常進展の予測結果等を運転基準に照らして、重要度や緊急度を判断し、緊急炉停止(手動スクラムに対応)、準緊急炉停止(手動スロースクラムに対応)、通常の停止手順による原子炉停止、パーシャルスクラム(出力を低下させて運転継続)のいずれかを選択決定する。

(2) プラントレベル診断サブシステム

プラントレベル診断サブシステムは、プラントの種々の運転目標に対し、運転基準を遵守しつつ運転を維持継続する観点からプラントの状態が正常か異常か診断する。プラント診断は、図5に示すようにプラントの機能構成を階層的に構造化したプラント機能階層モデルに基づいて行う。

プラント機能階層モデルは、運転員が身につけているプラントの機能イメージを階層構造に表現したもので、運転員が達成すべき運転上の目標、すなわち出力運転維持が本モデルの頂点に位置し、運転上の副目標、つまり出力運転を維持するための諸機能(以下、各機能をユニットと呼ぶ。)が、その重要度にしたがって順次下位側に機器・配管等のコンポーネントを記述した機器/設備レベルに到達するまで展開される。上位のユニットはプラントレベル

のもので、これらの機能喪失は直接プラント・トリップを引き起こす。また、ある機器が故障しそのまま放置されるとその影響が順次波及し上位の機能が維持できなくなり、やがて影響が最上位にまで到達し、プラント・トリップにいたる。この意味で、プラント機能モデルは、異常の波及の様子をも表現している。したがって、上位の機能、例えば一次系ポンプ制御機能が侵害されているとすると、その下位にある出力指令装置やポンプ等のユニットの中に原因候補があると考えることができる。

プラントレベル診断では、警報等により異常を検知し、プラント状態を大まかに把握して監視の対象とすべきものを絞り込み、絞り込まれた対象に対して詳細な確認を実施してプラント状態を詳細に把握し、異常原因を同定するという運転員の思考過程に則って推論を進める。

(3) プラントレベル運転操作サブシステム

プラントレベル運転操作サブシステムの役割は、運転目標の変更時や縮退モードへの移行時にプラント機器の運用方策と運転手順を決定しローカルレベル運転制御サブシステムへ指示することと、大幅な出力変動および負荷変動等のプラントの過渡変化時に、ローカルレベル制御サブシステムの協調方策を決定し、指示することである。

運転目標の変更時や縮退モードへの移行時のプラント運用方策は、あらかじめプラントサブシステムの運転モード毎に定められたいくつかの標準運用方策の組み合わせの中から、そのときに必要な機能条件に合致するように選ぶ。

(4) プラントレベル状態評価サブシステム

プラントレベル状態評価サブシステムは、プラント全体がどのような物理的状態にあるかを推定し、または将来どのような状態に進展するかを予測し、他のサブシステムに必要な基礎情報を提供する。

プラント状態の評価は、プラントのふるまいを記述した動特性モデルに基づいて行う。プラント動特性モデルとしては、内部の物理状態を記述した定量的物理モデル、操作信号および計測信号に対する出力を簡便に記述した制御系の定量的機能モデルおよびプラント内部物理モデルまたは制御系機能モデル中の変数間の因果関係を表現した定性モデルを用いる。

(5) ローカルレベル診断サブシステム

ローカルレベル診断サブシステムの役割は、プラント構成機器およびプラントサブシステムの診断を実施することである。

機器診断は、プラントを構成する機器に機能異常

が顕著に現れる前にその徵候を検知し対応策を講じようというもので、古くから、精力的に研究開発が行われ多くのリソースが蓄積されている。したがって、機器診断では、音響、振動やプロセス変量のゆらぎを対象に、これまで開発された手法およびニューラルネットワーク等最近のAI手法を、個々のエージェントにまとめてマルチエージェントシステムを構成し、methodology diversityを図る。

プラントサブシステムの診断は、機器診断の結果から、あるいは定量モデルを用いて求めるプラント状態の基準値と観測値を比較することにより異常を検知し、その異常の原因、および影響をプラントの挙動を定性的に模擬したモデルにより推定する方法により行う。

図6は、異常原因および影響範囲の同定に用いる定性モデルの例で、蒸気発生器廻りの定常運転時における物理的、機能的因果関係を定性的に表現したものである。

(6) ローカルレベル制御サブシステム

ローカルレベル制御サブシステムは、プラントレベル運転操作サブシステムからの指示あるいは自らの判断に基づいて実際の運転操作や制御を行う。あらかじめ予想されないような広い範囲の事象に対する適用性の観点から、対象の特性の一切を記述した普遍モデルに基づく制御が最も適当と考えられるが、現実の世界では普遍モデルの作成は、相当困難な問題である。そこで、プロトタイプシステムではローカルレベルの制御方式として、対象のモデル化の程度に応じて、よく知られているルールベース制御、ファジィ制御およびモデルベース予測制御を使い分ける。ルールベース制御は、定型タスクの自動化に適しており、プラントの起動、停止、メインテナンス時のプラント条件設定等をこれにより実現する。ファジィ制御は、対象のモデル化が難しい場合や非線形な特性を示す対象の動作点や状況に応じてきめ細かく制御方法を記述するのに適しているので、風量測定の困難さに起因してモデル定数の不確かさが大きく、しかも著しい非線形性を示す崩壊熱除去系の空気冷却器の制御にこの方式を導入する。モデルベース予測制御は、制御対象の状態量間の定性的関係および定量的関係を、物理則に基づいて記述したモデルによりプロセス量の挙動を予測し、外乱の影響を打ち消すよう先回りして制御を行うものである。したがって、モデルが精巧にできている場合には、遅れのない高精度な制御が可能となる。プロトタイプシステムでは、モデルベース予測制御を蒸気発生器の蒸発器出口温度制御等に適用する。

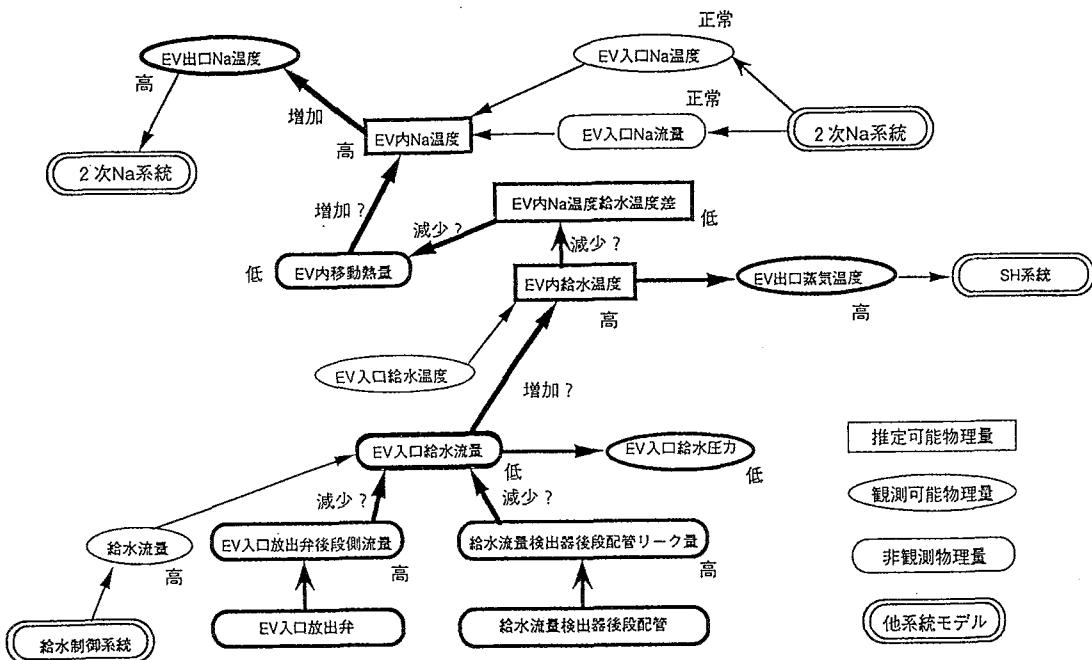


図 6 定常運転時における蒸気発生器回りの定性モデル

(7) 現場盤・機器レベルサブシステム

現場盤・機器レベルサブシステムには、センサからのシグナルの有効性をチェックするシグナルバリデーション機能およびアクチュエータが自らの機能の健全性をチェックし、機能不全に陥ったときには、そのことを宣言する自己診断機能を持たせる。

(8) マン・マシンインターフェース機能

自律型運転制御システムは、運転員の役割をAIで置換したシステムであるので、在来のプラントで運転員が上級技術者の指示を仰いで対処していたような事象が発生した時には、AIが人間と意志の疎通を図るためのマンマシンインターフェースが必要になる。自律型運転制御システムでは自動化範囲が従来プラントに比較し大幅に拡大されるため、対象システムのブラックボックス化が生じ、異常や事故事象の把握、メカニズムの理解が困難になることが懸念される。このため、人が対象のふるまいを正確かつ迅速に把握できるようなマンマシンインターフェースとする。

4.4 今後の展開

以下では、自律型運転制御プロトタイプシステムの検証計画等、今後の展開について述べる。

プロトタイプシステムは、現在その詳細設計および製作が進められており、平成7年度末を目処に製作を完了することになっている。プロトタイプシス

テムの開発では、製作を終えた部分から順次FBRプラントシミュレータに接続してその調整、検証を始めることにしている。

運転制御プロトタイプシステムの調整に用いるシミュレータは、多様なプラント構成に対応できるよう今回新たに設計したビルディングブロック型のFBRプラントシミュレータであり、図7左部の構築系に示すようにノードジャンクション法による動特性解析モデルの構成要素に対応した図形要素を、CRT画面上から対話形式で組み合わせることにより、動的ふるまいを模擬すべきプラントが容易に構築できるようになっている。ビルディングブロック法により構築したプラントモデルに基づいてシミュレーションを実行するため、図7右部に示すような運用系が準備され、停止から出力運転までの範囲で、設備機器の多重故障を含む運転特性を実時間で模擬でき、スローモーション、ステップバック、リプレイおよび動作のフリーズが行えるようになっている。

平成7年度には、上述のFBRプラントシミュレータを用いて自律型運転制御プロトタイプシステムの総合評価を行い、原子力プラントの運転の自律化に対する人工知能技術の適用性および自律型運転制御システムの成立性に対する見通しを得る。そして、それらの結果を平成8年(1996年)から始まる第2段階の開発に反映させる。

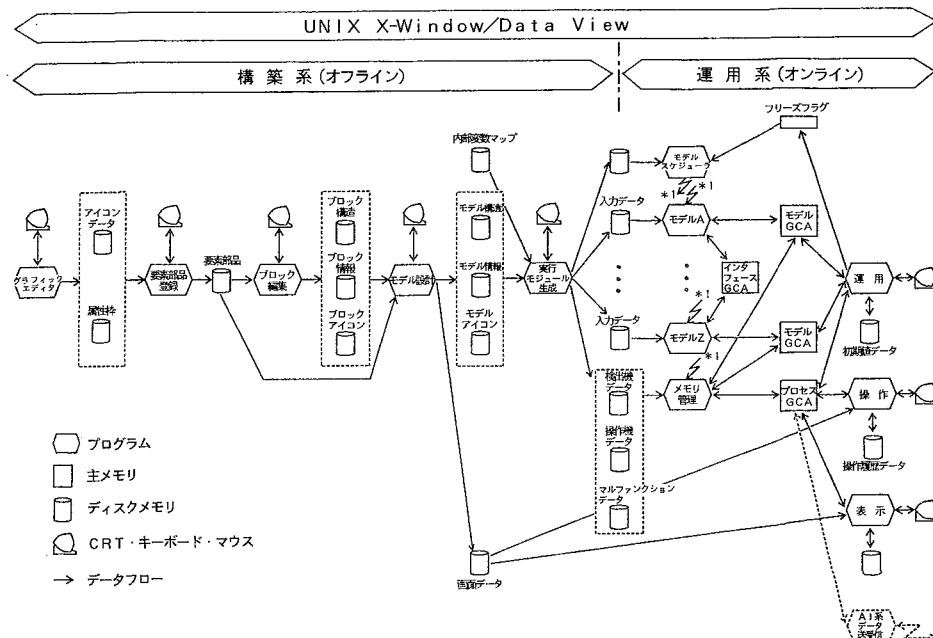


図7 ビルディングブロック型プラントシミュレータソフトウェア全体構成

5. おわりに

既存のプラントにおいて運転員が果たしていた役割を人工知能で代替し、加えて制御性能を向上させるべく自律型運転制御システムの検討を行い、以下の結論を得た。人工知能による運転員の役割の代替にあたっては、あらかじめ想定しなかった問題にも広く対処できるようにするため、問題の構造化と、問題解決に必要な知識の原理、原則、機能、構造等の根源的知識に基づく体系化、構造化および問題解決過程の一般化を図る。システム構成としては、機能の動的な再組織化や、危険分散および自己診断と保守の局所化等に優れた階層型分散協調システムを採用し、その実現は、オブジェクト指向の考え方に基づくマルチエージェントシステムによる。同一機能に対し、原理の異なる複数のエージェンを準備して、methodology diversityを確保し、共通要因故障の防止と相互バックアップを実現させる。人工知能系は、安全系から独立させ、その異常故障が安全系の機能を阻害しないようにするとともに、人工知能系の單一分散グループの故障に起因する影響が「運転時の異常な過渡変化」の範囲に制限されるよう分散グループを構成する。

自律型運転制御システムに対するAI技術の適用性を評価し、その成立性に対する見通しを得るために、ループ型FBRプラントを対象にプロトタイプシステムの製作を計画し、上述の方針に基づいて概念設計を行った。プロトタイプシステムでは、原子炉系、主冷却系、主蒸気系およびタービン発電機系

等における通常起動、通常停止、トリップ後処理、負荷変動および原子炉出力変動等を対象に、異常診断、状態評価および運転制御操作を実現する。システム構成は階層型とし、最上位には運転目標を設定し、運転継続か縮退モードへの移行かを判断するプラント管理サブシステムを置く。その下位にはプラントレベルの診断、状態評価および運転操作の各サブシステムを配置し、プラント全体に係わるそれらを行う。その下位のローカルレベルには、プラントサブシステム毎、設備機器毎に診断、制御を行う各サブシステムを置き、ローカルレベルの下位には、センサ・アクチュエータ等の健全性をチェックする現場盤・機器レベルサブシステムを配置する。

プロトタイプシステムは、現在、その詳細設計および製作を進めており、平成7年度末までに全体の製作を完了することになっているが、製作を終えたサブシステムから順次ビルディングブロック型FBRプラントシミュレータに接続して検証、評価を行うこととしている。

参考文献

- 1) 原子力委員会基盤技術推進専門部会“原子力基盤技術の推進について”(昭和63年7月)
- 2) 基盤技術推進専門部会原子力用人工知能分科会“原子力用人工知能開発計画”(昭和63年7月)
- 3) 若林二郎他、“原子力発電プラントマンマシンシステムの開発”、日本原子力学会誌Vol.32, No.6 (1990)
- 4) U.S.Department of Energy, "ADVANCED CONTROLS PROGRAM PLAN FOR ADVANCED REACTORS" (1998)
- 5) Atomic Energy of Canada Limited, "OPERATOR COMPANION : Advanced Support System for Plant Operations", AECL-9612 (1988)
- 6) Kjell Haugset, et al, "ISACS - AN INTEGRATED SURVEILLANCE

- AND CONTROL SYSTEM FOR THE ADVANCED CONTROL ROOM", IEEE 4 th Conference on Human Factors in Power Plants (1988)
- 7) 渡辺兼秀他、“自律型プラントの概念”, 日本原子力学会マンマシンシステム研究セミナーテキスト (1990)
- 8) Kenshi Watanabe, et al, "DEVELOPMENT PLAN OF OPERATION SYSTEM FOR AUTONOMOUS NUCLEAR PLANTS", Proc. of Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, (1991)
- 9) Tetsushi Miki, et al, "DEVELOPMENT OF A NUCLEAR PLANT OPERATOR'S THOUGHT MODEL BY THE USE OF A TRAINING SIMULATOR", Proc. of the Topical Meeting on Advances in Human Factors Research on Man/Computer Interactions : Nuclear and Beyond (1990)



希ガス気泡に随伴するよう素の ナトリウム中への移行挙動

下山 一仁 石川 浩康 宮原 信哉

大洗工学センター・安全工学部

資料番号：83-3

Transport Phenomena of Iodine from Noble Gas Bubble into Sodium

Kazuhito Shimoyama Hiroyasu Ishikawa Shinya Miyahara
(Safety Engineering Division, O-arai Engineering Center)

高速増殖炉において燃料が破損した場合の、冷却材ナトリウム中に放出される希ガスとよう素蒸気の混合気泡からナトリウム中へ移行するよう素の挙動を明らかにすることを目的として、キセノンとよう素蒸気の混合気体を用いたナトリウム中模擬実験を実施した。

その結果、希ガス気泡に随伴するよう素のナトリウム中への移行速度は、初期の気泡等価直径とよう素蒸気濃度の影響を強く受けることがわかった。また、移行フラックスとよう素蒸気濃度との関係から物質移行係数： 3.31×10^{-3} (m/s) を導出することにより、ナトリウム中でのよう素減衰割合に関する評価式が得られた。

1. はじめに

高速増殖炉において燃料が破損した場合の、冷却材ナトリウム中に放出される核分裂生成物(FP)や燃料物質等の放射性物質の移行挙動を明らかにすることは、ソースターム評価の観点から重要である。特に、よう素は被曝評価上重要な核種であるため、その挙動を明らかにすることはソースターム研究の重要な課題である。

破損燃料から放出されるよう素の形態は、照射済燃料を使用した炉外試験¹⁾によってそのほとんどがヨウ化セシウムであることが確認されているが、照射中の燃料ピン内におけるヨウ化セシウムは放射線分解によって一部単体よう素を生成しているとの報告²⁾もあることから単体よう素も含まれると考えられる。破損燃料から放出されるよう素が単体よう素である場合には、よう素蒸気となってキセノンやクリプトンの希ガスFPとともに気泡を形成し、冷却材ナトリウム中を上昇すると考えられる。ハロゲンであるよう素は、この過程においてアルカリ金属であるナトリウムと容易に反応して冷却材中に保持される効果が期待できる反面、共存する希ガスがナトリウムとの接触を妨げ、ナトリウムによるよう素の保持効果を低減させることが考えられる。これに着

目した先行実験研究例は海外にわずかながら存在するが³⁾、ナトリウム中に移行するよう素量に影響を及ぼす要因を整理して現象を明らかにするところまでにはいたっていない。

そこで、本研究では破損燃料から放出されるよう素の形態が単体よう素である場合の希ガス気泡に随伴するよう素蒸気のナトリウム中への移行挙動を定量的に明らかにし、ナトリウム中でのよう素減衰割合の評価に反映することを目的として、キセノンとよう素蒸気の混合気体を用いたナトリウム中模擬実験を行った。

2. 希ガス気泡に随伴するよう素のナトリウム中への移行運動に関するモデル

よう素とナトリウムは高い化学的親和性を示すことから、希ガス気泡内のような素蒸気のナトリウム中の移行挙動に関しては、図1に示すようなモデル化が可能であると考える。すなわち、気泡内のような素蒸気は気液界面において以下に示す反応で瞬時にナトリウムと反応し液体ナトリウム中に移行する。



また、①気泡の中心付近では常にガスの対流が生じているために濃度分布が存在しない、②気液界面で

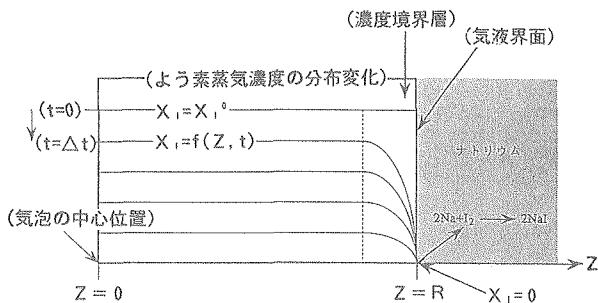


図1 キセノン+よう素混合気泡中からナトリウム中へのよう素蒸気の溶解モデル

は気泡の上昇に伴って常に新しいナトリウムが供給される、と考えられるため、気泡内からナトリウム中へのよう素蒸気の移行は、気液界面でよう素蒸気濃度がゼロとなる場合の気液界面近傍の気泡内濃度境界層におけるよう素蒸気の濃度拡散に支配される。したがって、よう素蒸気のナトリウム中への移行速度は、気泡内のあるよう素蒸気濃度とあるよう素蒸気の拡散距離によって決定されると考える。

このような移行挙動モデルに基づくと、気泡内からナトリウム中へ移行するよう素の物質移行速度 $dM/dt(\text{mol}/\text{s})$ は以下の式で表わすことができる。

ただし、M : 気泡内のよう素蒸気量 (mol)

t : 時間 (s)

J : 物質移行フラックス (mol/m²・s)

A : 気泡表面積 (m²)

k : 物質移行係数 (m/s)

C : 気泡内のよう素蒸気濃度 (mol/m³)

V : 気泡体積 (m³)

以上のことから、実験では可能な限り单一のキセノンとよう素蒸気の混合気泡を発生させ、これがなるべく分裂せずにナトリウム中を上昇するような液深条件下で希ガス気泡に随伴するよう素蒸気のナトリウム中への物質移行速度と物質移行係数を求ることとした。

3. 実験方法と実験条件

実験装置は、図2に示すFP気泡ナトリウム中溶解実験装置(SABER)を使用した。この装置は、直径0.3m、高さ3mのステンレス製縦型円筒容器、ナトリウム供給系、サンプリング系、ガス系等より構成されている。円筒容器内部には、図3に示すようによる素を含んだキセノンガス入りの石英ガラス球、そのガラス球を破壊して気泡を発生させるための装置、およびカバーガス中へ移行したよう素を捕

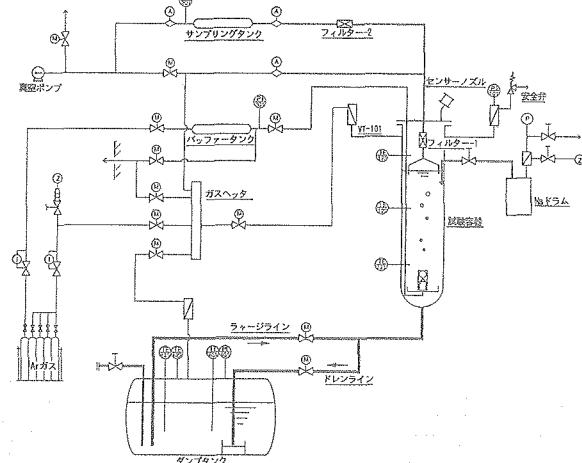


図2 EPガス泡ナトリウム中溶解実験装置(SABER)

集するためのサンプリングフードが設置されている。また、気泡が上昇する過程の上昇速度を測定するため、容器内ナトリウム中の深さ方向と径方向に抵抗式ボイド計が設けてある。これらのうち、石英ガラス球を破壊する方法による気泡発生装置は、ほぼ単一の気泡が発生可能であることをあらかじめ水試験によって確認した。

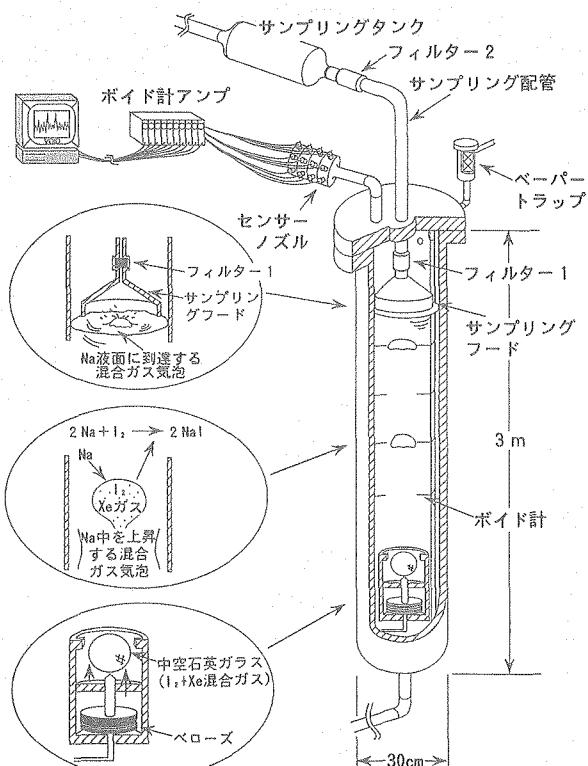


図3 FP気泡ナトリウム中溶解実験装置の試験容器

表1 実験条件

初期気泡等価直径	5~12cm ϕ
初期よう素蒸気濃度	1~50mol%
ナトリウム温度	400~600°C
ナトリウム液深	1.0~2.0m

実験では、石英ガラス球を割ってよう素蒸気とキセノンの混合ガスからなる気泡をナトリウム中に発生させ、カバーガス中に放出された混合ガスを吸引サンプリング装置により回収した。回収したサンプルは約100mlの純水で水溶液化し、ナトリウムは原子吸光分析法で、よう素はイオンクロマトグラフ法でそれぞれ定量した。原子吸光分析法によるナトリウムとイオンクロマトグラフ法によるよう素の分析誤差はそれぞれ±10%以下である。また、よう素の定量下限濃度は約20pptで絶対量に換算すると約2ng (7.9×10^{-12} mol)までの定量が可能である。

実験条件は、気泡の初期等価直径、気泡内の初期よう素蒸気濃度、ナトリウム温度、ナトリウム液深で、それぞれ10cm ϕ 、4 mol% (0.725mol/m³)、500°C、1.5mを基準ケースにして、表1に示す範囲で行った。これらの実験条件のうち、初期気泡等価直径と初期よう素蒸気濃度は原型炉の平衡炉心末期を想定した炉内燃料ピン1本あたりのよう素と希ガスの存在量および燃料集合体出口直径を、一方、ナトリウム温度は通常運転時の炉内ナトリウム温度を参考にした。また、ナトリウム液深は前述したように実験で発生させる気泡を可能な限り单一にするため、液体中の気泡は初期気泡径の約10倍でブレークアップするという既往知見⁴⁾から設定した。

4. 実験結果と検討

4.1 よう素のナトリウム中への平均物質移行速度

まず、希ガス気泡に随伴するよう素のナトリウム中への物質移行速度について述べる。物質移行速度は、気泡内のあるよう素量とカバーガスに放出されたよう素量との差をよう素のナトリウム中への移行量とし、ボイド計信号から得られた気泡のナトリウム中滞在時間で割ることにより求めた。したがって、実験結果から得られた物質移行速度は、気泡の発生時からカバーガス到達時までの平均値であり、以下ではこれを平均物質移行速度と呼ぶ。

この平均物質移行速度を各パラメータについて比較したものを図4~図6にそれぞれ示す。ただし、ナトリウムの液深に関する結果については気泡のナトリウム中滞在時間として整理してある。また、これらの図中に示した結果のうち、●が基準ケースの

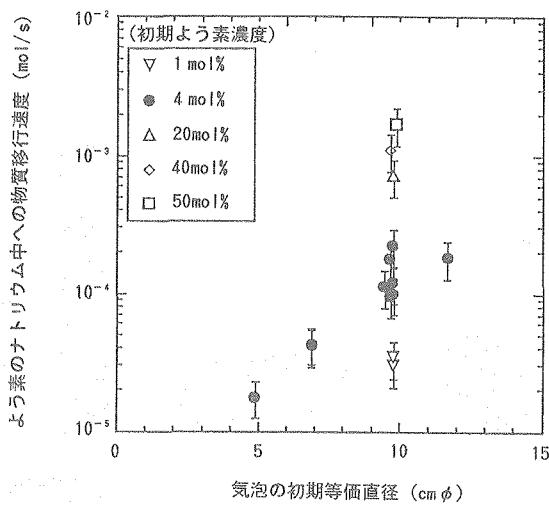


図4 よう素のナトリウム中への物質移行速度と気泡の初期等価直径との関係(実験結果)

条件で実施したもので、各実験結果の誤差幅は、石英ガラス球内へのよう素封入誤差、サンプリング誤差、分析誤差によるものすべてを含めて±30%である。

これらの図から、気泡の等価直径については気泡径が小さい程平均物質移行速度が小さくなる傾向にあるが、ナトリウム温度、気泡のナトリウム中滞在時間についてはほとんど影響しないことがわかる。

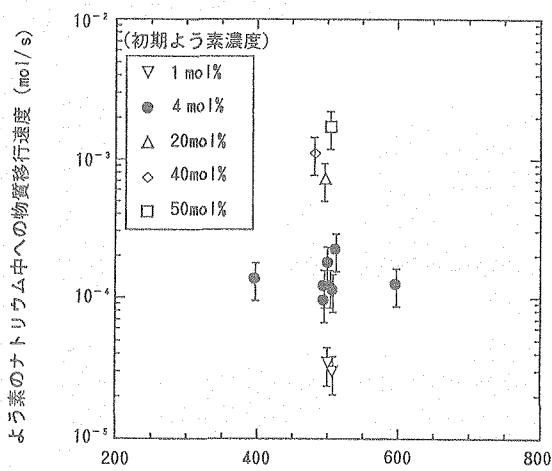
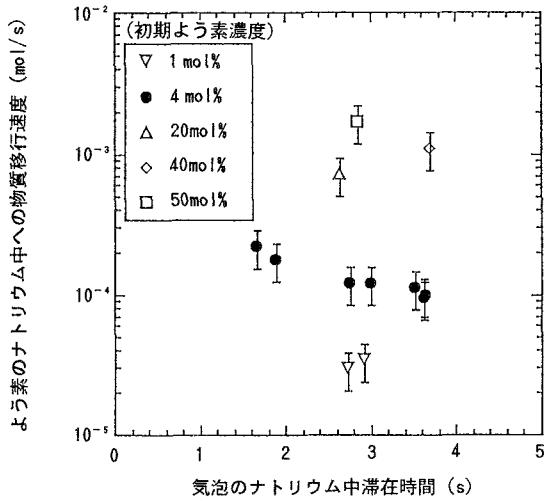


図5 よう素のナトリウム中への物質移行速度とナトリウム温度との関係(実験結果)



[実験条件] • 初期等価直径 : 10cm ϕ
• 初期よう素濃度 : 1~50mol%
• ナトリウム温度 : 500°C
• ナトリウム液深 : 1~2m

図6 よう素のナトリウム中への物質移行速度と気泡のナトリウム中滞在時間との関係(実験結果)

また、気泡内のようにう素濃度を1~50mol% (0.181~9.06mol/m³) の範囲内で変えた結果をそれらの図中に示してあるが、よう素濃度が高くなるにつれて平均物質移行速度も大きくなる傾向にあり、これについても影響が大きいことがわかる。

以上のことから、平均物質移行速度に与える影響は気泡の等価直径とよう素濃度が支配的であることがわかった。一方、ナトリウム温度と気泡のナトリウム中滞在時間に関してはほとんど影響しないことがわかった。

4.2 よう素のナトリウム中への平均物質移行係数

次に、前節で得られた平均物質移行速度に関する結果に基づいて平均物質移行係数k(m/s)を求めるため、実験結果を単位面積当たりの物質移行速度として整理した。これを平均物質移行フラックスJ(mol/m²·s)と呼ぶ。平均物質移行フラックスを求めるにあたっては、石英ガラス球を破壊させて発生させた気泡が発生初期からカバーガスへいたるまで常に単気泡であると仮定し、ナトリウム中の気泡形状を次のように想定した場合の気泡表面積を用いた。

一般に、本実験で取り扱う等価直径5~12cm ϕ 程度の気泡形状は、図7に示す球の一部を削り取ったキノコ笠状である⁵⁾。また、キノコ笠状気泡の曲率半径Rは、その体積をVとすると、

$$R = \left[\frac{V}{\pi (2/3 - \cos \theta + 1/3 [\cos \theta]^3)} \right]^{1/3} \quad \dots \dots (3)$$

で求めることができる⁶⁾。したがって、その表面積

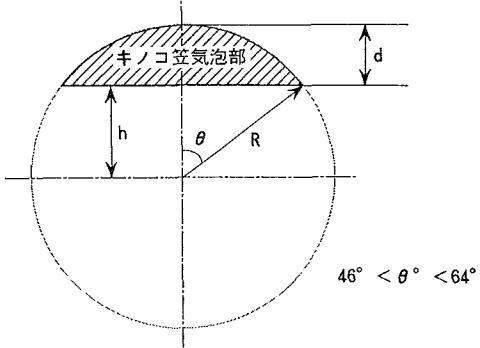


図7 キノコ笠状気泡

Aは以下の近似式で表わすことができる。

$$A \approx \pi (R \sin \theta)^2 + \pi^2 R^2 \sin \theta (\theta / 180) \dots \dots \dots (4)$$

ここで、キノコ笠状気泡の縁を決める角度θは、気泡体積にあまり依存せずに46°~64°の範囲にあり⁷⁾、ここではこの角度θの値にキノコ笠気泡表面積の平均値相当である53°を用いる。

このようにして算出した单一気泡の表面積を用い、求めた平均物質移行フラックスJ(mol/m²·s)を気泡内のようにう素濃度との関係として整理した結果を図8に示す。この図から、平均物質移行フラックスJはナトリウム温度と液深によらずよう素濃度C₀

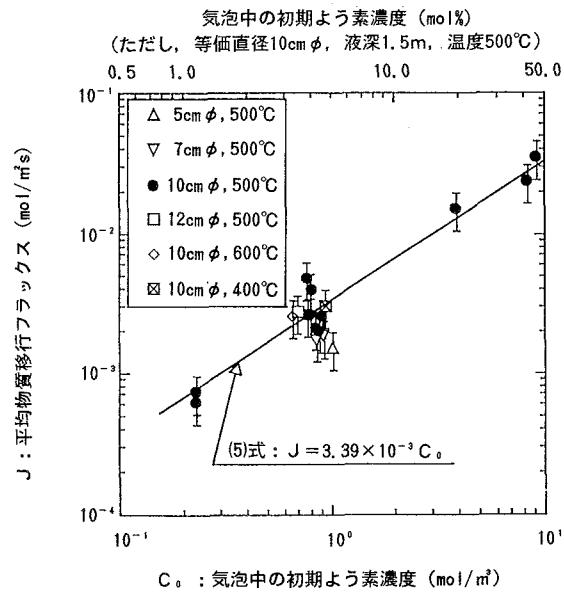


図8 平均物質移行フラックスと初期よう素濃度の関係(実験結果)

(mol/m³) に比例することがわかる。したがって、気泡の等価直径が約10cm ϕ の場合の平均物質移行フラックス J は(2)式に基づいて

で表わすことができ、物質移行係数 $k = 3.31 \times 10^{-3}$ (m/s) が得られた。この係数 k の誤差は $\pm 45\%$ である。ただし、(5)式は平均物質移行フラックスとして求めた係数であることに注意しなければならない。

4.3 ナトリウム中でのよう素減衰割合の評価

実験結果より求めた平均物質移行係数kを用いること、時刻tにおける気泡内のよう素量Mは、初期気泡内よう素量を M_0 とすることによって、

で整理することができる。これをよう素減衰割合と定義すると、気泡表面積A(m^2)と気泡体積V(m^3)を与えることによりこれを評価することができる。

図9に(6)式と実験結果の比較を示す。この図から、(6)式は滞在時間が長くなるほど、(液深が深くなるほど) よう素減衰割合を過大に評価することがわかる。これは、(6)式が気泡上昇中の濃度変化による物質移行フラックスの減衰を考慮していないためである。

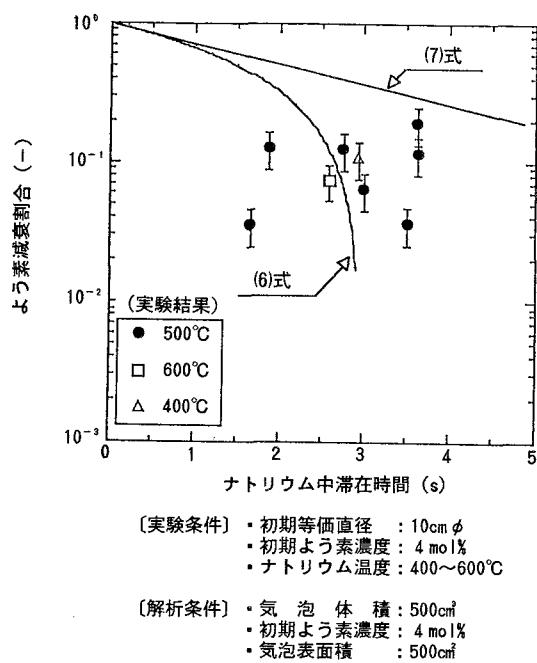


図9 よう素減衰割合とナトリウム中滯在時間で比較した実験と解析の結果

他方、第2章で述べた(2)式から、気泡体積Vと気泡表面積Aを一定と仮定した場合、時刻tにおけるよう素減衰割合を表わすと、次の(7)式となる。

$$\frac{M}{M_0} = \exp \left[-\frac{kA}{V} t \right] \quad \dots \dots \dots \quad (7)$$

この(7)式は、気泡上昇中の濃度変化による平均物質移行フラックスの減衰を考慮した式であるといえる。(7)式に実験より得られた物質移行係数kの値(3.31×10^{-3})を適用した結果について、図9に比較して示す。この図から、(7)式は(6)式とは反対によう素減衰割合を過小に評価することがわかる。これは、実際の現象では気泡の形状が上昇中に変化しているために表面積が増大していることが原因と考えられる。いずれにしても、(7)式はデータを包絡した保守的な評価を行うことができるといえる。

以上のことから、希ガス気泡に随伴するよう素のナトリウム中への溶解挙動に関して本実験から得られた評価式は、気泡形状を単一のキノコ笠状に仮定することによって、気泡内のような素減衰割合を保守側に評価できることがわかった。

5. おわりに

希ガス気泡に随伴するよう素蒸気のナトリウム中の移行速度は、気泡の初期等価直径と気泡内のように素蒸気濃度の影響を強く受けることがわかった。また、気泡内の初期よう素蒸気濃度と気泡の単位面積当たりの移行速度である移行フラックスとの関係から物質移行係数を導出することにより、ナトリウム中でのよう素減衰割合に関する評価式が得られた。今後は気泡の形状変化や分裂挙動の影響に着目した研究を継続し、実プラントにおける希ガス気泡に随伴するよう素のナトリウム中の移行挙動に関する安全評価に適用できるようさらに検討を進める。

参考文献

- 1) Jack L.Collins, et al."Fission Product Cesium Release Behavior under Light Water Reactor Accident Conditions," Nuclear Technology, Vol.81, pp.78~94, April (1988)
 - 2) Kenji Konashi, et al., "Evaluation of Iodine Pressure in Oxide Fuel Pins under Irradiation," Journal of Nuclear Science and Technology, 29(1), pp.1~10, January (1992)
 - 3) C.T.Nelson, et al., "Some Potential Reductions in the Release of Radioactivity under LMFBR Accident Conditions," Proc. of Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics (1976)
 - 4) D.D.Paul, et al., "Radionuclide Scrubbing in Water Pools : Gas-Liquid Hydrodynamics", Proceeding : ANS Mtg. on Fission-Product Behavior and Source Term Research, EPRI-NP-4113-SR, (1985)
 - 5) 富田幸雄, 「水力学 流れ現象の基礎と構造」, 実教出版 (1982)
 - 6) D.S.Azel et al., "Acoustic Resonance Theory for the Rupture of Film Cap of a Gas Bubble at a Horizontal Gas-Liquid Interface," Two-Phase Momentum, Heat and Mass Transfer in Chemical Process and Energy Engineering System, Vol.1, p.159, Hemisphere Publishing Company (1978)
 - 7) Batchelor (橋本他訳), 「入門流体力学」, 東京電機大学出版局 (1972)



有用金属回収・利用技術研究の現状

川瀬 啓一 岡田 浩 和田 幸男
岸本洋一郎

東海事業所核燃料技術開発部

資料番号：83-4

Status of Recovery and Utilization of Useful Metals from Spent Nuclear Fuel

Keiichi Kawase Hiroshi Okada Yukio Wada

Youichiro Kishimoto

(Nuclear Fuel Technology Development Division, Tokai Works)

使用済燃料中には、白金族元素（ルテニウム、ロジウム、パラジウム）や天然には存在しないテクネチウム等の種々の有用金属が多量に含まれている。天然白金族は、世界の限られた地域でわずかに産出するだけである。一方、これらの白金族はハイテク産業の発展に伴い、今後ますますその需要が増加すると考えられる。そのため、使用済燃料中の白金族を新資源として回収することはかなり意義のあることとなる。使用済燃料中の核分裂生成白金族の利用については、いくつかの機関で技術的な可能性について検討が行われている。

動燃事業団では、新しい原子力分野を開拓するために1988年から高レベル放射性廃棄物からの核種分離の研究開発を進めている。ここでは、再処理工程から発生する白金族が主成分の不溶性残渣からの白金族元素等の有用金属の回収・利用技術に関する研究開発について述べる。

1. はじめに

白金族元素は現代社会におけるエレクトロニクスや化学反応制御（触媒）等に広く用いられており、高度技術産業に不可欠な元素の一つである。天然白金族の産出地域は限られており、これらの白金族を大量に消費する産業においては、その安定した供給源の確保が望まれている。一方、原子炉においては白金族3元素のRu, Rh, PdおよびTc（天然には存在しない白金族類似元素）が核分裂生成物(FP)として生成する。この原子炉で生成する白金族元素等の有用元素を回収し、有効利用を図ってゆくことは放射性廃棄物の新資源化の面からも重要である。

動燃事業団においては、昭和62年度より使用済燃料中の白金族元素等の有用元素の回収とその利用技術についての研究開発を進めている。この研究開発課題については、関連する技術開発が広範にわたることから産学官の研究者からなる技術研究会を設け、産業界において永年にわたり培われてきた貴金属回収技術等を十分に参考にして調査・研究を実施してきた。

2. 使用済燃料中の有用元素

使用済燃料中の有用元素のうち最も利用価値が高いものは、白金族元素のRu, Pd, Rhおよび天然には存在しないTcであると考えられる。これらの元素は、今後ますますその需要が高まると考えられる。これらの白金族元素およびTc、これにMoを加えると使用済燃料中の全核分裂生成物の約1/4を占める。原子炉において生成する白金族の量を、使用される燃料の量から推定し、1985年現在の世界の天然白金族の生産量、および日本における消費量を比較した結果が表1である。表2にこれらの元素が主成分となっている、再処理工程から発生する不溶性残渣の文献から得られる平均的な組成を示す¹⁾。

表1 使用済燃料中に生成する白金族元素量

	発電量 (GWH)	使用ウラン量 (t/年)	Ru (t/年)	Rh (t/年)	Pd (t/年)
世界(1985年)	237	7,110	12.6	2.8	6.2
日本(1985年)	23	690	1.2	0.3	0.6
世界の産出量(1985年)			11	6.6	100
日本の消費量(1985年)			1.9	2	45

表2 不溶解残渣の組成¹⁾

FP元素	(重量%)	
Mo	10~20	(15)
Tc	2~3	(3)
Ru	30~50	(40)
Rh	1~7	(4)
Pd	6~10	(8)
合計		(70)
アクチノイド		
UO ₂	4	(4)
PuO ₂	0.03~0.2	(0.1)
その他(Zr,Fe,Cr)		(28)
合計		(100)

() 内の値は燃焼度33,000MWd/tでの平均値を示す。

3. 有用元素回収・利用工程フロー概念

図1は、現状の工程フローと、有用元素回収工程が取り入れられた核種分離、有用元素回収プロセスフローの比較を示している。このように、白金族元素等の有用元素は、現状では高レベル放射性廃液タンクを経由してガラス固化工程に送り込まれる。

一方、有用元素回収プロセスが付加された工程では、不溶解残渣および高レベル廃液から有用元素を回収し、利用するための処理を行うことになると考えられる。

ただし、回収される有用元素の中には、放射性の核種を含むものもあるため高純度精製、同位体分離を行ってから一般市場化する必要がある。また、それぞれの放射能レベルに応じた利用技術の研究も必要となってくる。

4. 有用金属回収基礎試験

再処理工程から発生する不溶解残渣からの有用金属回収方法として次に示すような実績と利点のある

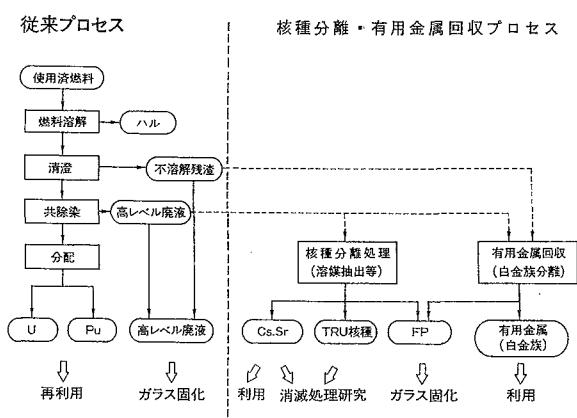


図1 従来プロセスと有用金属回収・利用工程概念フローの比較

鉛抽出法を採用し、実際の不溶解残渣からの回収基礎試験を行った。

- (1) 一般産業界において鉱石中の白金族回収方法として確立されたプロセス技術の一部である。
- (2) 他の研究機関での実験例がある^{1,2,3,4)}。
- (3) 各単位プロセスが比較的単純である。
- (4) 廃棄物の発生量を少なくできる。(鉛はリサイクルが可能)
- (5) 発生するガラスは、ガラス固化体として処理できる可能性がある。
- (6) 現在の再処理工程に及ぼす工程技術の変更は小さいと考えられる。

この鉛抽出法の実験フローを図2に示す。この方法は、抽出剤として鉛金属粒子とガラス素材 ($\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$) を用いている。白金族元素とTcは鉛相に抽出され、その他の元素はガラス相中に残る。

模擬不溶解残渣を使用したコールド試験において白金族元素のRu, Rh, Pdの回収率がそれぞれ91%、99%、100%であることがわかった。また、Uを添加した試験においてはDF(除染係数)が200以上ある事も確認され、鉛抽出法の有効性が確認された⁷⁾。

この結果をもとに、使用済燃料から回収された実際の不溶解残渣を用いたホット基礎試験を実施した。その結果を図3、4に示す。図3は、鉛抽出に

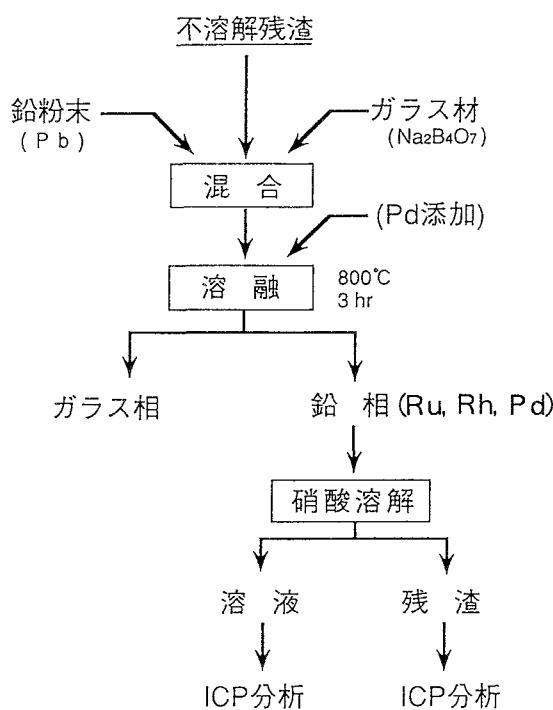


図2 鉛抽出法試験フロー

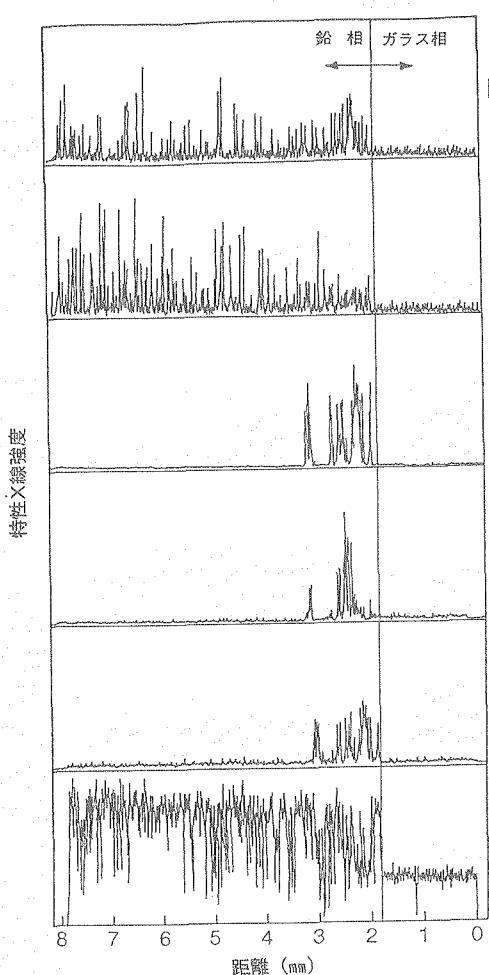


図3 鉛抽出試料線分析結果

によって回収された試料の断面をEPMAにより線分析を行った結果である。これよりRh, Pdは鉛相にほぼ均一に存在し、Ru, MoおよびTcは鉛相の中でガラス相との境界付近に偏在しているのが確認された。図4は、鉛相とガラス相との境界近くの白金族のリッチな部分についてEPMAによる面分析を行ったものである。RuとTcがほぼ同じ位置に存在し、その間にMoが存在している。また、Rh, Pdは均一に存在していることが確認された。Siについては研磨材の影響による固まりが観察された。以上のことから、ホット基礎試験においてRu, Rh, PdおよびTcが選択的に鉛相中に回収され、コールド試験で挙動の確認できなかったTcについて、この試験でRuと同じ挙動を示す事が確認された。ホット試験での回収率は現在評価中であるが、各元素のEPMAでの抽出挙動結果がコールド試験とよく一致していることから、ほぼ同程度の回収率が得られているものと考えられる。

また、鉛抽出により鉛相の回収される白金族元素

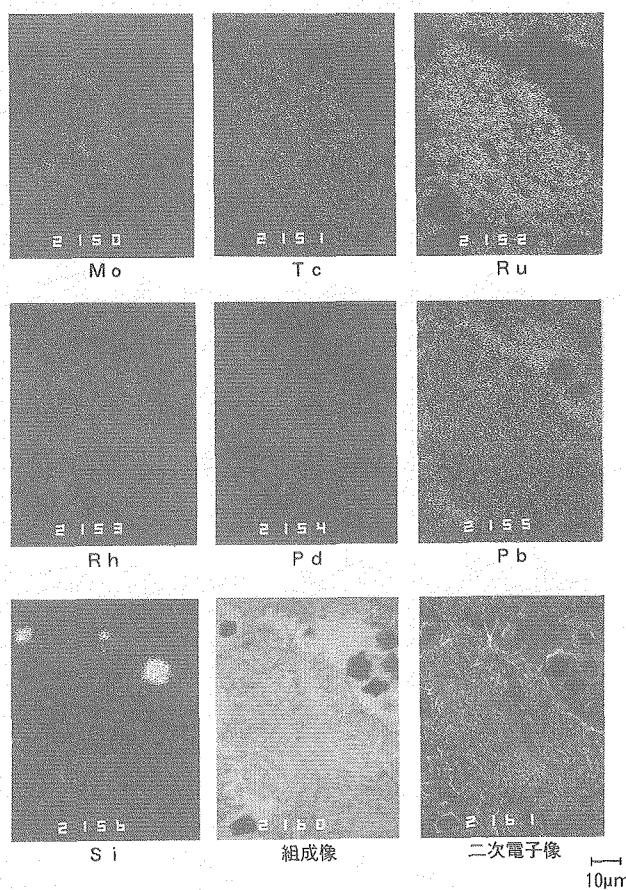


図4 鉛抽出試料面分析結果

のうち、比放射能の高いRuの分離を行うためにオゾンを用いた酸化揮発分離法の基礎試験を実施してきた。図5に示すように鉛抽出後の鉛相を硝酸溶解した溶液について本方法を適用すると 10^5 以上の除染係数でRuが選択的に分離できる。

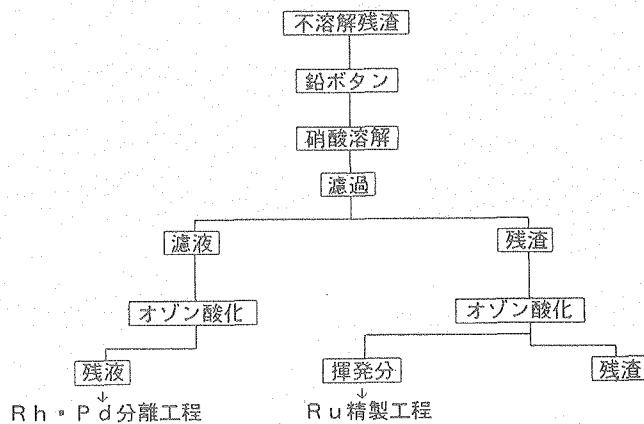


図5 ルテニウム酸化揮発分離試験フロー

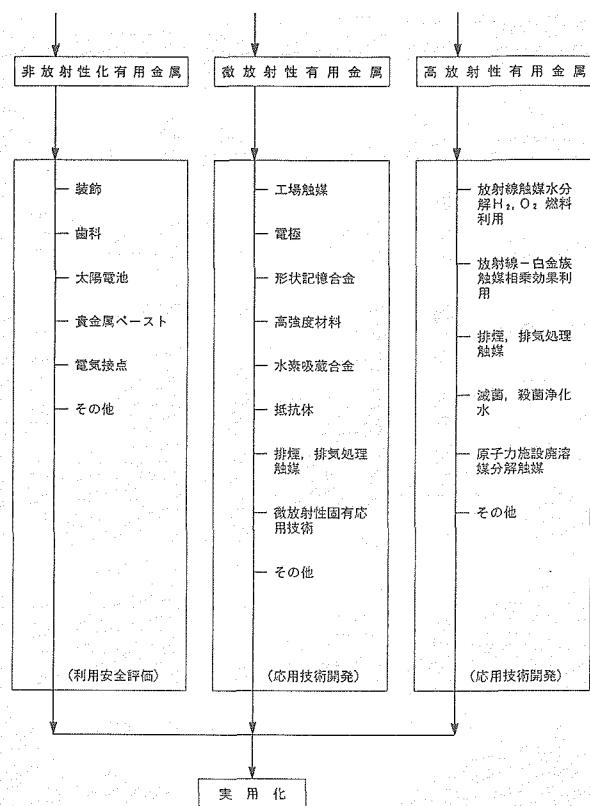


図 6 回収有用金属の利用、応用フロー概念

5. 利用技術研究

回収された有用金属を利用する点で注意しなければならないのは、その放射能レベルに応じた利用方法を開発し、その安全性を確認する事にある。図6に回収された有用金属の放射能レベルに応じた利用・応用技術の概念を示す。これらの利用技術の中で、放射性回収金属の応用展開が今後の研究に重要

な位置付けとなる。その利用の一例として、高放射性白金族元素を利用し、放射線エネルギーと半導体物質との相互作用を利用した放射線触媒法による水分解-水素・酸素製造技術の研究を行っている。これは半導体微粒子内で高放射性白金族元素からの放射線により生成した、電子・正孔対の酸化還元能力と白金族元素の触媒効果により水の分解を行い、水素・酸素の製造を行うものである。

6. 今後の開発計画

回収技術開発においては、今までに鉛抽出法が不溶解残渣からの白金族回収方法として有効であることが確認された。しかし、ホット試験での回収率の評価、ガラス組成の検討、Tcの挙動確認、回収白金族の相互分離・高純度精製技術の確立、および単離精製元素の化学、物性評価等の課題が残されており、これらの課題解決のためにさらに技術開発を進めてゆく。

また、利用技術については、放射性回収金属の応用展開が今後の研究に大きな影響を与えるため、放射線触媒法の原理実証や、再処理工程から発生する廃溶媒の分解への応用等、幅広い分野での利用技術の開発を目指してより一層の研究開発を進める。

参考文献

- 1) K.Naito, T.Matsui and Y.Tanaka, J.Nucl. Sci. Technol, 23[6]540, (1986)
- 2) A.G.Croff, J.O.Bloemeke and B.C.Finney "Actinide Partitioning-Transmutation Program Final Report", ORNL-5566, Chemical Technology Division, Oak Ridge National Lab. (1980)
- 3) G.A.Jensen, A.M.Platt, G.B.Mellinger and W.J.Bjorklund "Recovery of Noble Metals from Fission Products" Nuclear Technology, 65, 305 (1984)
- 4) Technical Reports Series No.308 "Feasibility of Separation and Utilization of Ruthenium, Rhodium and Palladium from High Level Wastes" IAEA, Vienna, (1989)



ソルトフリー電解酸化槽工学試験

鷲谷 忠博 上田 吉徳 河田東海夫

東海事業所再処理技術開発部

資料番号：83-5

Engineering Scale Test of Salt-Free Electro-Oxidation Cell

Tadahiro Washiya Yoshinori Ueda Tomio Kawata
(Reprocessing Technology Development Division, Tokai Works)

現在、軽水炉燃料の再処理工程には、ピューレックス法が用いられているが、従来のピューレックス法の高度化に向けての重要課題の一つに、工程からの含塩廃棄物の発生量を抑える（ソルトフリー化）いわゆるソルトフリー技術の開発がある。この課題に対する電気化学技術の適用は、基本的には外部からの試薬添加を必要としないことから、ソルトフリー技術に採用する要素技術として好ましく、電解還元および電解酸化法の適用が各国で研究されている。

東海事業所再処理技術開発部においても、ソルトフリー技術開発の一環として、電解酸化槽の再処理工程への適用について開発を行ってきており、基礎試験を経て工学試験を行うまでにいたっている。本論では、電解酸化槽を用いたソルトフリー技術の概要およびソルトフリー電解酸化槽工学試験による電解挙動の把握と機器設計データの取得結果について紹介する。

1. はじめに

現在、軽水炉燃料の再処理工程にはピューレックス法が用いられているが、従来のピューレックス法による再処理工程では、洗浄剤や酸化・還元剤として種々の化学試薬が使用され、これが含塩廃棄物を多量に発生させる原因となっている。このため、これらの代替法として、容易に気体に分解可能な試薬を用いたり、電気化学技術を利用して含塩廃棄物の発生を低減することを目的とした、いわゆるソルトフリー技術がある。また、高速炉燃料再処理という観点からは、高速炉使用済燃料では核分裂生成物(FP)やPuの含有率が軽水炉使用済燃料に比べて高くなり、このような使用済燃料を従来のピューレックス法で再処理する場合、Pu処理量、溶媒劣化および伴う廃棄物発生量の増加等による各工程への負担が増大することから、ソルトフリー技術の開発はさらに重要となる。

以上のような背景から、動燃事業団でもソルトフリー技術開発を鋭意進めているが^{1,2,3,4)}、本論では、これら技術開発の一環である電解酸化法の再処理工程への適用に関して、その技術の概要および工学試験結果について述べる。

2. ソルトフリー技術および電解酸化槽の位置付け

2.1 ソルトフリー技術

ソルトフリー技術の主な開発項目を以下に示す。

① ウラン(U)・プルトニウム(Pu)分配工程の改良

現在、軽水炉燃料再処理ではUとPuの分離に、Puの還元剤として硝酸ウラナスを用いているが、そのかわりに硝酸ヒドロキシルアミン(HAN)を用いたり電解還元法を用いる。また、低温でU、Puの分配比の差が大きくなる特性を利用して、Puを還元することなく分離する酸分配法を用いる。

本工程におけるPu還元剤としての硝酸ウラナスの使用は、Pu含有率が高い場合多量のウランを工程内に添加することになり、関連する付帯設備や以降の工程に対する負荷が増大する。したがって、高速炉燃料再処理においては本項目はとりわけ重要である。

② 溶媒洗浄工程の改良

本工程は、溶媒を再使用するため、溶媒中に生成したリン酸ジブチル(DBP)等の劣化物(放射線分解や硝酸による加水分解により生じる)やそれらとFPとの錯体を洗浄することを目的としているが、洗浄剤として従来から用いられている水酸

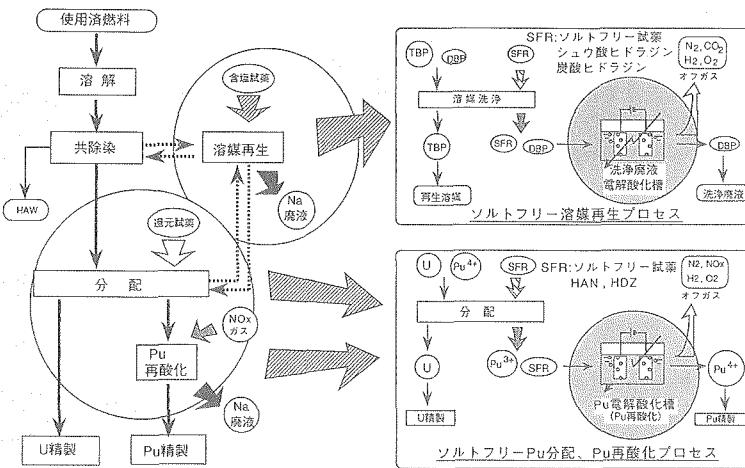


図1 ソルトフリー技術を導入した再処理プロセス

化ナトリウム、炭酸ナトリウムにかえて、分解が容易な炭酸ヒドラジンとシュウ酸ヒドラジンを組み合わせて用いる。

③ Pu精製工程の改良

Puを3価に還元して分配する場合は、本工程でPuを再び溶媒に抽出され易い4価に戻す必要がある。このPuの再酸化にはNO_xガスまたは亜硫酸ナトリウムを用いる方法が一般的であるが、これにかえてIn-situ電解酸化法を用いる。

2.2 電解酸化槽の位置付け

前節で示した項目のうち電気化学技術の利用としては、電解酸化および電解還元法の適用がある。電解還元法については、U・Pu分配工程でのPuの還元に適用することを目的として、独国（旧西独）、米国等で開発が行われてきており、特に独国のカールスルーエ研究所(KfK)では、電解還元ミキサセトラ⁵⁾、電解還元パルスカラム^{6,7)}の開発に早くから着手している。また、当部でも工学規模での電解還元パルスカラムの開発実績⁸⁾を有している。

一方、電解酸化法については、現在考えられている適用方法としては以下が挙げられる（図1参照）。どの場合も前述のソルトフリー技術を達成する上で重要な部分を占めており、電解酸化槽を適用する。これらについては、独国^{9,10)}、および当部で開発実績がある他^{1,2,11,12,13)}、最近は中国からの報告もある¹⁴⁾。

① U・Pu分配工程でのHANによる分配法において、工程から出てくるPu溶液中の未反応分のHANおよび安定剤として添加したヒドラジン(HDZ, Pu³⁺を再酸化する亜硝酸を分解する)を分解する。

② 溶媒洗浄工程において、工程から出てくる洗浄

廃液中の未反応分の炭酸ヒドラジン、シュウ酸ヒドラジンを分解する。

③ 還元分配法により分配したPu³⁺をPu⁴⁺に再酸化する。

電気化学技術の利用、すなわち電解還元法および前述①～③のような電解酸化槽の再処理工程への適用は、試薬や熱エネルギーの添加のかわりに電気エネルギーを用いることから、従来プロセスに比べて、反応の制御が容易、稼動部を持たない、付帯設備（試薬調整等）を含めて機器およびシステムがコンパクトになる等のメリットがある。したがって電解酸化槽の開発は含塩廃棄物発生の低減化という観点からのみならず、これらの観点からもその開発意義は大きい。

3. 開発経緯

2.2節で述べたような電解酸化槽の適用を目指して、当部では、1987年から本技術開発に着手した。表1に開発経緯を示す。これまでの開発経緯を大別すると、ビーカスケールでのコールド基礎試験^{11,12)}、

表1 ソルトフリー電解酸化槽の開発経緯

1987 昭和62年度	1988 昭和63年度	1989 平成元年度	1990 平成2年度	1991 平成3年度	1992 平成4年度
コールド基礎試験 (ビーカスケール)					
	Pu電解試験 (ビーカスケール)				
		工学試験機の基本設計			
			工学試験装置の設計・製作・据付	工学試験(コールド)	

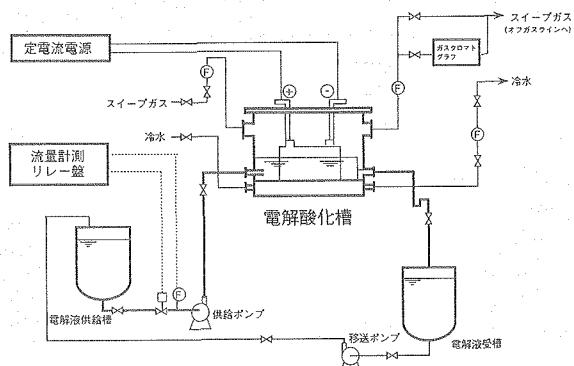


図2 電解酸化槽工学試験装置

Pu電解試験^{2,13)}、工学試験機の基本設計研究、工学試験（コールド）に分けられる。

本論で述べる工学試験に用いた工学試験機は、過去のビーカスケールでの基礎試験結果を反映したものであり、本試験は工学規模での電解挙動の把握と将来の機器設計データを取得する目的で行ったものである。以下、2.2節①、②での適用を想定した試験結果を中心に述べる。

4. 試験方法

4.1 試験装置

使用した工学試験装置は、電解酸化槽、供給槽、受槽、定電流電源、ガスクロマトグラフ、供給ポンプ、計装系から構成されている（図2参照）。電解酸化槽の内部構造は、中心に電極ユニットを配置し、これを取り囲む絶縁材、供給液分散ノズル、オーバフロー堰からなっており、電極ユニットは、無隔膜状態で交互に配置された複数の陽極板、陰極板から構成されている。なお、電極ユニットおよび内部構造は、試験目的に応じて交換が可能ないように製作している。

電解酸化槽の主要構成材は、本体がSUS304、電極は白金メッキを施したチタン材、絶縁材にはテフロン、アルミナ等を用いている。電解酸化槽には、電解時に発生する水素を希釈するためにスイープガスの供給ラインとオフガスラインを設けている。また、電解槽底部には、電解時の発熱を除去するために冷却ジャケットを取り付けている。直流電源装置による最大通電量は500Aである。

なお、電解酸化槽本体部分を写真1に示す。

4.2 試験方法

1) Pu還元試薬分解試験

(Ce³⁺/HAN/HDZ/HNO₃系溶液の電解試験)

本試験は2.2節①に示す目的で用いる電解酸

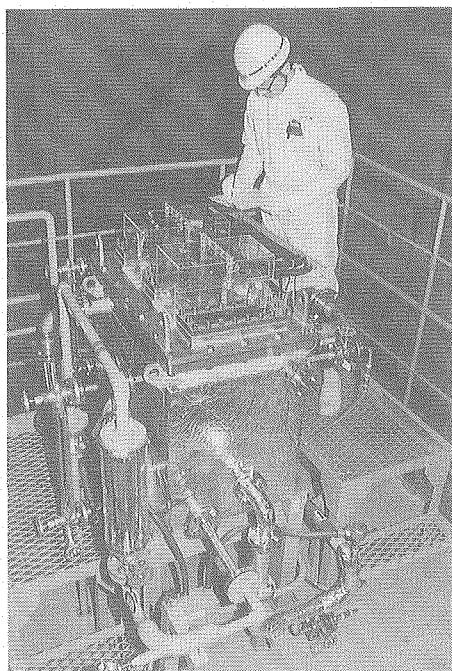


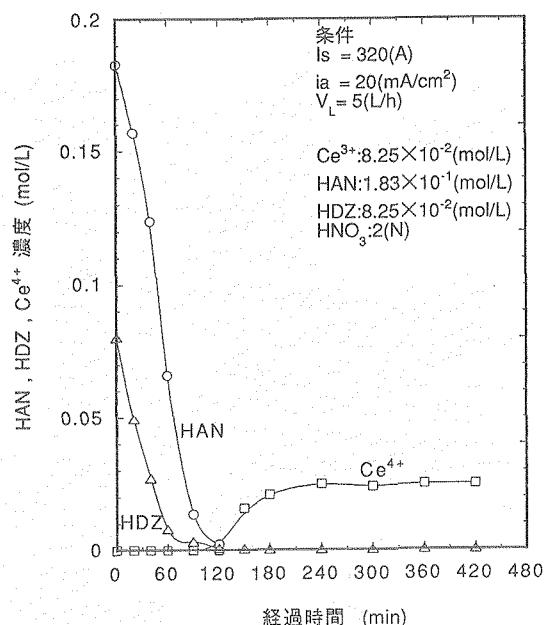
写真1 電解酸化槽（工学試験機）

化槽を想定したものである。したがって電解液は、U・Pu分配工程からのPu溶液（未反応分のHAN、HDZおよび分配されたPu³⁺を含む硝酸溶液）を模擬した系としている。ただしPu³⁺の代替金属として、電気化学的な挙動の類似性等を考慮してCe³⁺を用いている。試験は、電解液を定流量で供給しながら一定電流によって連続的に電解を行い、電流値、電解液流量、Ce濃度をパラメータとして、Ce再酸化、HAN、HDZの分解、副生成物の発生挙動等の電解反応特性ならびに、電流効率、発熱特性を把握した。

2) 溶媒洗浄廃液分解試験

(シュウ酸/HDZ/HNO₃系溶液の電解試験)

本試験は2.2節②に示す目的で用いる電解酸化槽を想定したものである。したがって電解液は、溶媒洗浄工程からの洗浄廃液（未反応分のシュウ酸ヒドラジン、炭酸ヒドラジンを含む硝酸溶液）を模擬した系としている。シュウ酸ヒドラジン、炭酸ヒドラジンは、洗浄廃液中ではシュウ酸ヒドラジン、硝酸ヒドラジンの化学形態をとるため上記のような組成となっている。試験はCe³⁺/HAN/HDZ/HNO₃系溶液の場合と同様に連続的に電解を行い、電流値、電解液流量、HDZ濃度をパラメータとして、シュウ酸、HDZの分解、副生成物の発生挙動等の電解反応特性ならびに、電流効率、発熱特性を把

図3 $Ce^{3+}/HAN/HDZ/HNO_3$ 系における酸化挙動
(電解液流量 V_L が小さい場合)

握した。

5. 試験結果および考察

5.1 $Ce^{3+}/HAN/HDZ/HNO_3$ 系溶液の電解挙動

本系はU・Pu分配工程からのPu溶液に含まれるHAN, HDZを分解する電解酸化槽を想定したものである。

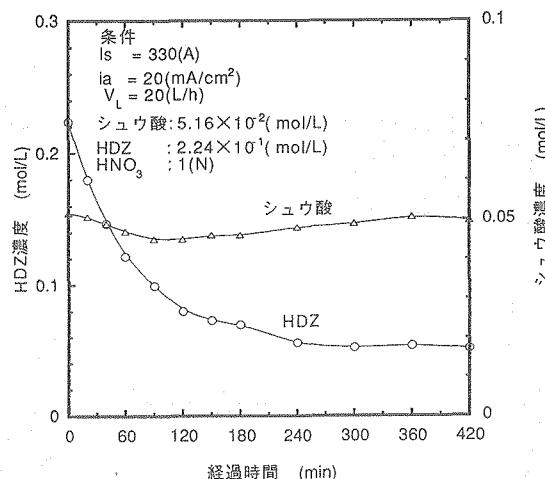
図3に平衡状態到達までの濃度経時変化の一例を示す。HANの分解は電解初期から定常に起こり、 Ce^{3+} の Ce^{4+} への酸化は、これらの分解が終了した時点から起きている。これは、電解初期においても Ce^{3+} の酸化は起きているものの、生成した Ce^{4+} が、HANが共存している間はHANを酸化分解し自身は Ce^{3+} に還元される、いわゆるメディエータ効果^{2,13)}によるものであり、このため見掛け上、上記のような挙動となる。

以下本報で I_s , i_a , V_L は各々電流値、電流密度、電解液流量を、単位表示のLはリットルを示す。

5.2 シュウ酸/HDZ/HNO₃系溶液の電解挙動

本系は溶媒洗浄工程からの洗浄廃液中に含まれるシュウ酸ヒドラジン、炭酸ヒドラジンを分解する電解酸化槽を想定したものである。

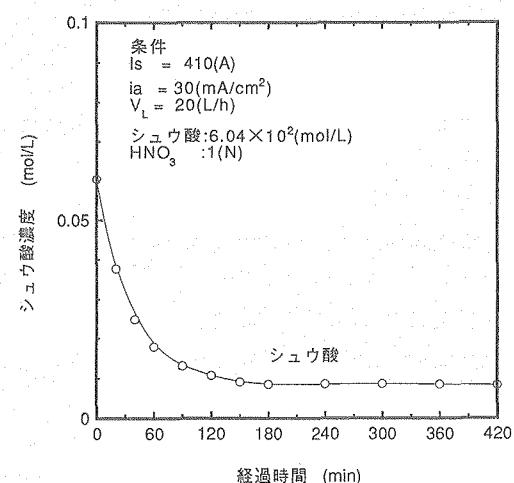
図4に平衡状態到達までの濃度経時変化の一例を示す。HDZの分解は電解初期から定常に起こっているが、シュウ酸の分解はほとんど起こっていない。図5はHDZの分解が完了した系を想定して

図4 シュウ酸/HDZ/HNO₃系における酸化挙動

行ったシュウ酸/HNO₃系溶液での経時変化であり、経過時間とともにシュウ酸が分解している。以上のようにシュウ酸/HDZ/HNO₃系溶液の電解酸化反応ではHDZの電解が先行して起こり、その分解終了後にシュウ酸の電解が起こる。

5.3 電解条件と電解挙動

平衡状態における電解成分の電解挙動は供給される成分濃度が一定の場合、電流値、供給流量に影響を受ける。図6に $Ce^{3+}/HAN/HDZ/HNO_3$ 系溶液での電流値に対する酸化率(注目成分の酸化量/注目成分の供給量: Or)および電流効率(注目成分の消費電気量/供給電気量: η)の変化を示す。電流値の増加に伴い両成分の酸化率は上昇するが、供給電気量自体も増加するため電流効率は減少してい

図5 シュウ酸/HNO₃系におけるシュウ酸の酸化挙動
(HDZが分解された系を想定)

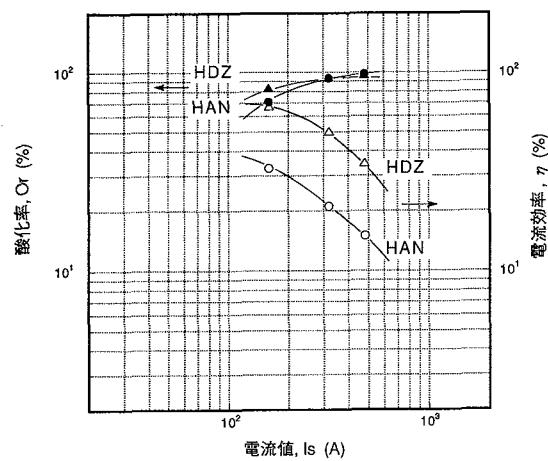


図 6 酸化率と電流効率の関係
(Ce³⁺/HAN/HDZ/HNO₃系溶液)

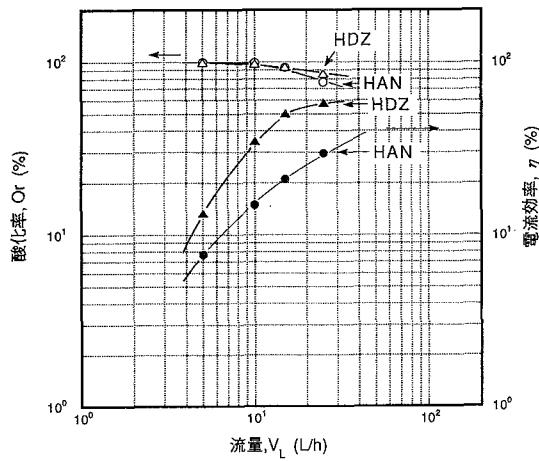


図 7 酸化率と電流効率の関係
(Ce³⁺/HAN/HDZ/HNO₃系溶液)

る。図 7 には、供給流量に対する同様な変化を示すが、流量減少に伴い電解槽内での滞留時間が増えるため酸化率は上昇するが、酸化量自体も減少するため電流効率としては減少している。

電解酸化槽の最適化という観点からは、目標の酸化率および酸化量を、できるだけ低い供給電気量で(すなわち高い電流効率で)、達成する方が望ましい。したがってこれら電解条件と電解挙動の特性を考慮して電解酸化槽の操作条件、規模等を決定することになる。そこで電流値および供給流量に対する影響を一元的に表わすために、理論電気量(注目成分を100%酸化するのに必要な電気量)と供給電気量の比に対して電流効率を表わしたもの図8に示す。なお、本試験では各電気量は以下のように表わされる。

$$\text{理論電気量 } E_t (\text{A} \cdot \text{h}) = \frac{n \cdot F \cdot C_0 \cdot V_L \cdot T}{3600} \quad \dots \dots \dots (1)$$

$$\text{消費電気量 } E_c (\text{A} \cdot \text{h}) = \frac{n \cdot F \cdot (C_0 - C_t) \cdot V_L \cdot T}{3600} \quad \dots \dots \dots (2)$$

$$\text{供給電気量 } E_s (\text{A} \cdot \text{h}) = I_s \cdot T \quad \dots \dots \dots (3)$$

n : モル電子数(—)

F : ファラデー定数 ; 96,485(C/mol)

V_L : 流量(L/h)

C₀ : 初期濃度(mol/L)

C_t : 出口濃度(mol/L)

T : 滞留時間(h)

I_s : 供給電流(A)

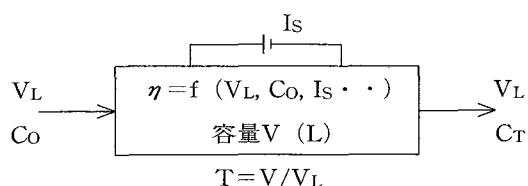


図8より、本試験条件範囲では各成分の電流効率は理論電気量と供給電気量の比によって一義的に決まることがわかった。なお、図中で、各点と原点を結んだ直線の傾きは酸化率を表わすことになる。本関係より、例えはある注目成分について、目的とする酸化率と供給流量(すなわち理論電気量)を達成するための供給電気量(すなわち電流値)を、また、電解酸化槽の操作特性(電流値、あるいは供給流量に対する酸化率、電流効率の変化)を求めることができる。

シュウ酸/HDZ/HNO₃系溶液でも、電流値、供給流量に対する電解挙動(酸化率、電流効率の変化)は定性的には図6、7と同様であり、前述と同じ方法により本系での各成分に対する図8と同様な関係が得られた。

5.4 副生成物発生挙動

電解酸化槽内では、電気化学的反応あるいは電解生成物と電解液成分との化学的な反応により、種々

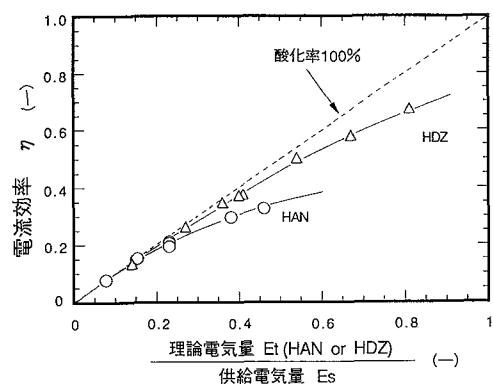


図 8 電流効率とEt/Esの関係

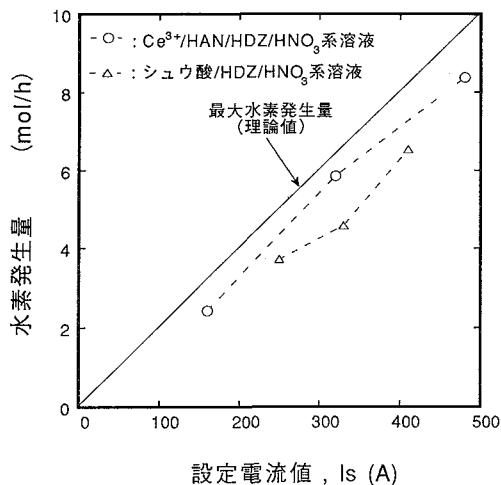


図9 電解酸化槽における水素発生量

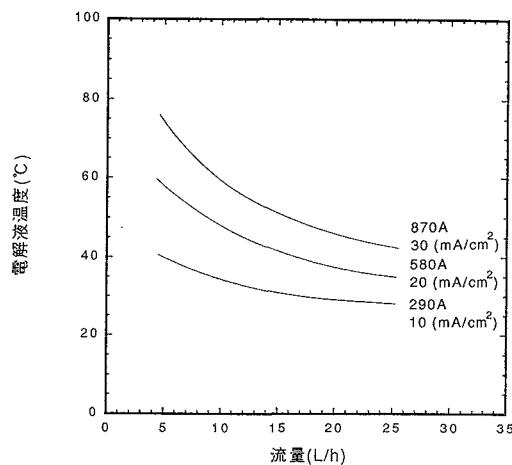


図11 電解酸化槽の温度上昇予測

の副生成物が発生する。これらのうち、火災、爆発の原因となりうる水素、アジ化水素 (HN_3) の生成挙動は、プラントの安全性という観点から特に重要であり、本試験でもこれらの評価を行っている。

水素については主に陰極での水の分解により発生し、発生量 Q_{H_2} (mol/h) は以下となる。



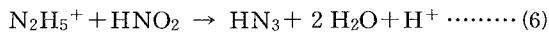
$$Q_{\text{H}_2} = \frac{\eta_{\text{H}_2} \cdot I_s \cdot F}{\eta \cdot 3600} = \frac{\eta_{\text{H}_2} \cdot I_s}{2 \cdot 26.8 (\text{A} \cdot \text{h/mol})} \quad \dots \dots \dots \quad (5)$$

ここで η_{H_2} は水素発生の電流効率を示す。

本試験での水素発生量の、実験値と上記式(5)による最大値 ($\eta_{\text{H}_2}=100\%$)との比較を図9に示す。両液系とも発生挙動はほぼ理論と一致しており、発生量は、最大で $\text{Ce}^{3+}/\text{HAN}/\text{HDZ}/\text{HNO}_3$ 系で理論値の 98%、シュウ酸/HDZ/HNO₃ 系では 85% であった（これは、上式より電流効率が各々最大 98

%、85%であることを示す）。これらから電解酸化槽の設計の際、水素濃度を爆発限界以下に希釈するためのスイープガス量を求めることができる。

HN_3 の発生については、以下の反応に起因すると言われている¹⁵⁾。



N_2H_5^+ の大部分は陽極で分解されると考えられる事から、平衡時の N_2H_5^+ 残留量（未分解量）と HN_3 濃度の関係を両液系について示すと、図10のようになる。両者には、相関関係があり、 N_2H_5^+ の電解挙動から HN_3 の発生量を予測することができる。また HN_3 発生量は安全上オーダー的に問題のない量^{15, 16)} であった。

5.5 電解液温度の評価

電解液の温度を設計条件以下に抑えるという観点から、液温の評価は設計上重要な項目の一つである。液温 T (°C) は、操作条件である電流値、供給流量に依存するが、本実験範囲では両液系について、以下の実験式を得ることができた。

$$T = T_0 + \Delta T \quad \dots \dots \dots \quad (7)$$

T_0 : 供給液温度 (°C)、 ΔT : 液温上昇 (°C)

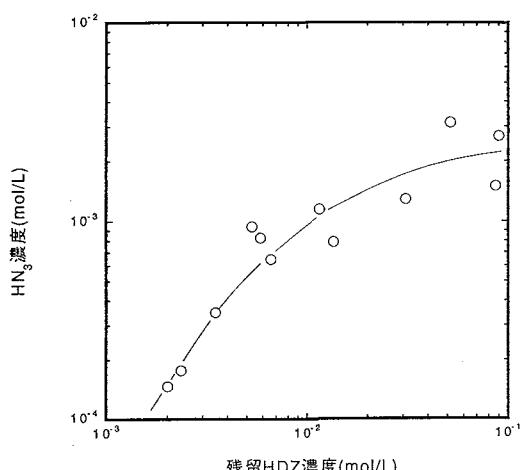
$$\Delta T = 0.312 \cdot I_s^{0.90} \cdot V_L^{-0.55} \quad \dots \dots \dots \quad (8)$$

($\text{Ce}^{3+}/\text{HAN}/\text{HDZ}/\text{HNO}_3$ 系溶液)

$$\Delta T = 0.813 \cdot I_s^{0.60} \cdot V_L^{-0.19} \quad \dots \dots \dots \quad (9)$$

(シュウ酸/HDZ/HNO₃ 系溶液)

これらにより操作条件に対する液温を予測することができる。図11に $\text{Ce}^{3+}/\text{HAN}/\text{HDZ}/\text{HNO}_3$ 系溶液での計算例（供給液温度 20°C、本電解槽 2 基直列の場合）を示す。たとえば電解液温の上限が設計条件として与えられた場合、その範囲内での電流値お

図10 残留HDZ濃度と HN_3 濃度の関係

より供給流量条件を図から求めることができ、これら操作条件に係わる機器仕様、異常時のインターロック仕様等の設計に反映できる。

6. まとめ

以上、主要な結果について述べたが、その他にも本試験では、迷走電流の測定による槽構造の絶縁性の確認、槽内の液流動特性（電極間の整流状況、スイープガスの影響、出口ノズル部のエアーブロッキングの有無、オーバフロー堰の越流状況）等、工学的側面からの種々の電解酸化槽の健全性を確認している。また、本電解酸化槽の製作を通して製作上の知見も多く得られており、本論で述べた成果と合わせて、ソルトフリー電解酸化槽技術を実用化するまでの機器設計データを取得することができた。今後は、本技術をホット環境下での工学試験として実証していくことを計画している。

参考文献

- 1) 小沢正基他 "Application of Salt-Free Technology to the PUREX Process for FBR Fuel Reprocessing" ISEC'90 PartA p603 (1990)
- 2) 小沢正基他 "SALT-FREE PUREX PROCESS DEVELOPMENT" RECOD'91 Vol. 2 p729 (1991)
- 3) 小沢正基他 "Mechanism for Solvent Clean up Process Using Salt-Free Reagents" RECOD'91 Vol. 2 p1134 (1991)
- 4) 武田宏他 "Development of a Centrifugal Contactor", ISEC'90 PartA p567 (1990)
- 5) M.Weishaupt et al."Elektrolyseverfahren in Der Wiederaufarbeitung" KfK-Nachten Jahrg.18, 2 (1986)
- 6) G.Petrich et al."ELECTRO-REDUCTION PULSED COLUMN FOR THE PUREX-PROCESS" Chemical Engineering Science, Vol. 41, No. 4 p981 (1986)
- 7) U.Galla et al."Bisherige Ergebnisse Aus Dem Versuchsbetrieb Der Plutoniumtestanlage(PUTE)" KfK-Nachten Jahrg.18, 2 (1986)
- 8) 植野和浩他 日本原子力学会年会 M10 (1991)
- 9) H.Schmieder et al. "TECHNICAL SCALE ELECTROREDOX EQUIPMENT FOR THE SEPARATION OF PLUTONIUM" ISEC'86, L117 (1986)
- 10) M.Heilgeist et al."Kinetic Investigations on the Electrochemical Reduction-Oxidation Process of Plutonium and Hydrazine in the Purex-Process for Reprocessing of Spent Fuel" KfK-3517 (1983)
- 11) 小沢正基他 日本原子力学会秋の大会K 8 (1988)
- 12) 小沢正基他 日本原子力学会年会L39 (1989)
- 13) 鶴谷忠博他 日本原子力学会秋の大会K49 (1991)
- 14) Yun-Qing Jiang "Outline of Research and Development Activities in Spent Fuel Reprocessing in China" RECOD'91 Vol. 1 p12 (1991)
- 15) H.Kenneth Dukes et al."Formation of Hydrazine Acid from Hydrazine in Nitric Acid Solution" DP-728 (1962)
- 16) C.A.Schlea et al."Uranium(IV)Nitrate as a Reducing Agent for Plutonium(IV)in Purex Process" DP-808 (1963)



大型廃液貯槽遠隔点検システムの開発

平山 順 野島 康夫 石川 一夫
小坂 哲生* 小川 敏*

東海事業所再処理工場処理部
* 東海事業所技術開発推進部
** 原子力技術㈱

資料番号：83-6

Development of Remote Inspection for Stainless Steel Lined Vessel

Takashi Hirayama Yasuo Nojima Kazuo Ishikawa
Tetsuo Kozaka* Satoshi Ogawa**
(Tokai Reprocessing Plant Processing Division, Tokai Works
* Technology Development Coordination Division, Tokai Works
** Nuclear Engineering Co., LTD)

再処理工場には低放射性廃液を貯留する比較的大型のステンレス鋼ライニング型貯槽（以下「大型廃液貯槽」という。）が30基設置されている。これらの大型廃液貯槽のライニング板および溶接線の健全性を遠隔で確認する方法を確立するため、昭和59年度から大型廃液貯槽遠隔点検システムの開発を進めてきた。

本システムは海洋探査等で実績のある自航式水中カメラ（以下「ビーグル」という。）を基本とし、貯槽内に工業用水を貯留し、遠隔でライニング板および溶接線の点検をするものであり、これまでビーグル本体を用いた種々の試験・検討と改良および付属装置等の設計・製作を行ってきた。そして、昭和63年度の総合試験においてシステムとして、ほぼ実用化の見通しを得たが現在、さらに高度化を目指して改良を行っているところである。

1. はじめに

再処理工場に設置されている大型廃液貯槽のライニングはコンクリートの内側を縦約1500mm、横約3000mm、厚さ約6mmのステンレス鋼板を溶接により継ぎ合せた構造となっている。

大型廃液貯槽のライニング板および溶接線の健全性確認検査は従来、図1のように貯槽内を空にした後、作業員が貯槽内に立入り、目視および染料浸透試験(PT)による方法がとられていた。そのため、貯槽内の除染、資材搬入、足場組立て等の準備作業および検査作業に多くの労力と経費を必要としていた。また、作業に伴って発生する廃棄物量も膨大なものであった。

そこで、昭和59年度にビーグルを製作し、作業員が貯槽内に立ることなく遠隔で点検するためのシステムの開発に着手した。そして、ビーグルの種々の改良等を行い、昭和63年度には極低レベルの放射性廃液を取扱う貯槽に対しては、ほぼ実用化の見通しを得、現在、さらに改良を行い高度化を図ってい

る。

本報はこれまでに開発の経緯およびその内容等についてまとめたものである。

2. 開発の経緯

作業員が貯槽内に立入ることなく遠隔で点検できる方法を開発するため、一般産業界も含め、国内外における実績調査を行うとともに装置の検討を行った。その結果、国内において海洋探査等にビーグルの使用実績があることがわかり、昭和59年度に図2のようなマニュピュレータ付きビーグルを製作した。

このビーグルは本体にITVカメラ、水中ライトおよびスクリュー等を備え、また、これらを遠隔で制御する機能を備えているが、放出廃液油分除去施設（以下「C施設」という。）の放出廃液貯槽（600m³）において機能試験を行った結果、

- ① 貯槽内ライニング面が付着物で一様に覆われており、ライニング板および溶接線の確認ができる

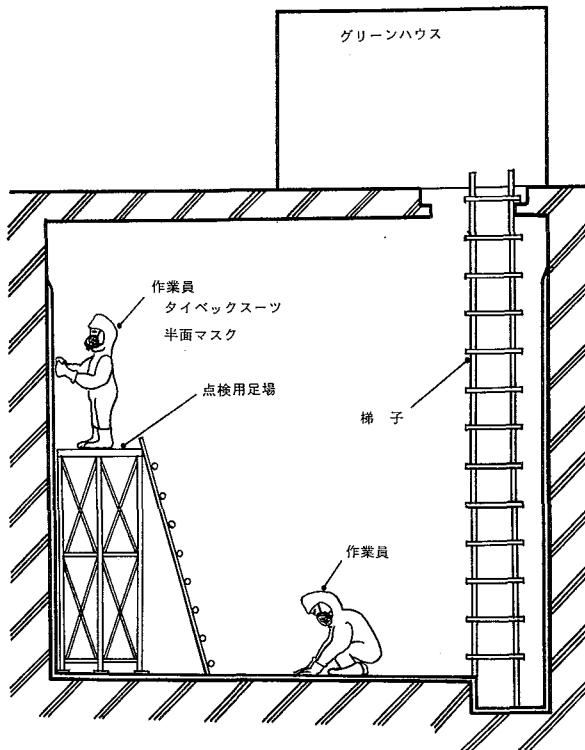


図1 貯槽内の点検（従来の方法）

い。

② ITVカメラが広角であるため、溶接線等の詳細な観察ができない。

③ マニピュレータは握力不足(2.0 kg)のため、治具をつかませ操作することは難しい。という問題が明らかになり、このまま大型廃液貯槽の遠隔点検システムとして使用できるものではなかった。

そこで、これらの問題点を解決すべく、ビーグルの改造および付属装置の開発を行い、また、その都度実貯槽での確認試験を行ってきた。しかし、試験を重ねる度に新たな問題点が発生し、これらについても十分検討したうえでビーグルの改造等を行い、解決を図ってきた。

表1に開発の経緯を示す。

3. 装置の開発

3.1 自走式水中クリーナ装置

(1) クリーニング方法の調査・検討

貯槽内ライニング面が付着物で覆われ、溶接線等の確認ができないことから、付着物を除去するためのクリーナ装置について設計条件を以下のように定め、調査・検討した。

① ビーグルに付加することができ、水中で使用可能なこと。

表1 開発の経緯

年度	試験・検討等	問題点	改良・改善の概要
昭和59年度	・マニピュレータ付きビーグルの製作	—	—
60年度	・実貯槽において、ビーグルの機能確認試験(3回)	・ITVカメラが広角 ・貯槽ライニング部が付着物等で覆われている。 ・マニピュレータの握力不足	—
61年度	・濁度および色度別映像試験(コールド) ・水中ライトの検討 ・ITVカメラの検討 ・クリーナの調査・検討	・濁度および色度を増すと指向性が悪くなる。	・ITVカメラにズーム機能を追加(f8.75mm~f52.5mm) ・水中ライトを200W×2個から400W×2個に強化
62年度	・水中クリーナ装置の機能確認試験 ・超音波肉厚測定装置の検討	・装置全体のバランスが悪くなる。	・水中クリーナの設計・製作 ・ホースおよびケーブルにフロートを付加 ・水平安定翼および補助フロートの取付け ・超音波肉厚測定装置の製作
63年度	・総合試験	・フィルタの圧力上昇 ・水中ライトが不可動のため、底面確認が困難 ・水中クリーナの吸着盤の破損 ・ビーグルの位置確認が困難	—
平成元年度	—	—	・フィルタの2系列化 ・水中ライトの可動範囲を上下角45°に改良
2年度	・水中ライトおよびフィルタユニットの機能確認試験 ・位置確認機構の検討・試作	—	—
3年度	—	—	・位置確認機構の設計・製作

② 付着物等を水中に飛散させず、回収できること。

③ クリーニング状況の確認がされること。

④ 各種貯槽に適用するため、小型軽量で持ち運びが容易に行えること。

調査の結果、原子力施設等において回転ブラシによる方法と自走式水中クリーナーによる方法の2つの方法について実績があることが分かった。

2つの方法について表2に示す比較検討を行った結果、双方ともそれぞれ問題点はあるが、操作上の面で自走式水中クリーナ方式を採用することにした。吸着圧力の設定はトライアンドエラーで解決し、付着物の飛散については除去と同時に吸引ポンプで吸引し、それを回収装置で回収することで解決できると判断した。

3.2 超音波肉厚測定装置

(1) 装置の検討・製作

経年変化によるライニング板の減肉状況を確認す

表2 クリーニング方法の比較

検討項目	回転ブラシ法	自走式水中クリーナ法
水中での付着物の飛散	ライニング板表面への密着性が悪いので飛散が多い。	ライニング板表面への密着性が良いので飛散は少ない。
付着物の回収	飛散が多いので回収が困難。	飛散が少ないので回収が容易。
ビークルの安定性	安定性は悪い。	吸着しているので安定性は良い。
クリーニング時の衝撃	安定性が悪いので衝撃は大きい。	吸着時の衝撃はあるが、一度吸着させてしまえば衝撃は少ない。
クリーニング能力	ビークルの自航力のみで行うので、クリーニングに時間がかかる。	吸着圧力と回転力でクリーニングするので、短時間でできる。
ITVカメラによる目視確認性	カメラが揺れ動くため確認が難しい。	カメラが安定しているため確認がしやすい。

るための方法を検討し、水中においては超音波による方法が問題も少なく、扱い易いことから超音波肉厚測定装置を設計・製作した。

3.3 位置検出機構

(1) 装置の検討

ビークル本体にはコンパスによる方位計とひずみゲージによる深度計が取り付けてある。しかし、自走式水中クリーナ装置により壁面に吸着している時は方位が確認できず、原位置および進行方向の確認は溶接線の図面と照合し行っている。

そこで、常にビークルの位置確認ができるようにするための装置の検討を行った。

方法としては、ジャイロによる方法、光による方

法および音波による方法の三つが考えられたが、液の濁り等の影響を受けず、また安価であることから音波による方法を選択した。

(2) 装置の検討・試作

検出精度±10cmとし、リアルタイムで位置確認が可能なことを設計条件として装置を試作した。そしてC施設の廃液受入れ貯槽(200m³)にて確認試験を行った結果、ノイズ等の影響を受けることなく±10cm以下の精度で位置確認ができることを確認した。

4. 装置の概要および仕様

貯槽点検の概要を図3に示す。改良・改善を行い、付属装置等を付加した大型廃液貯槽遠隔点検システムを図4および写真1に示す。また、主要な装置の仕様を表3に示す。

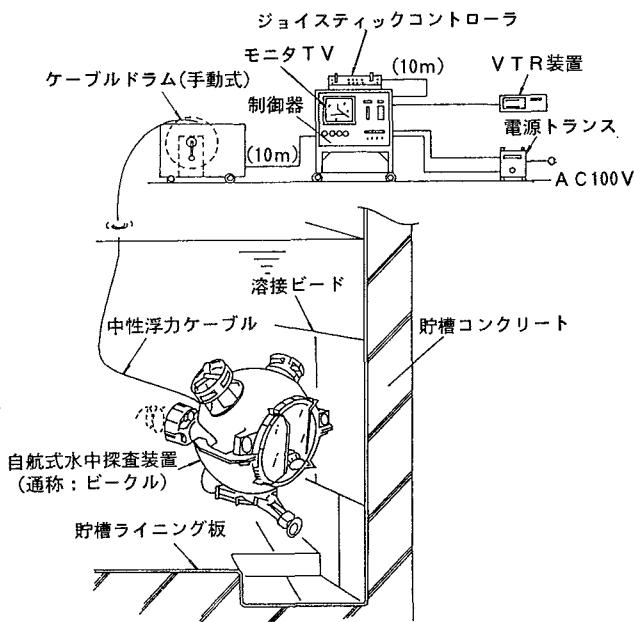


図2 点検装置の原型機の概要

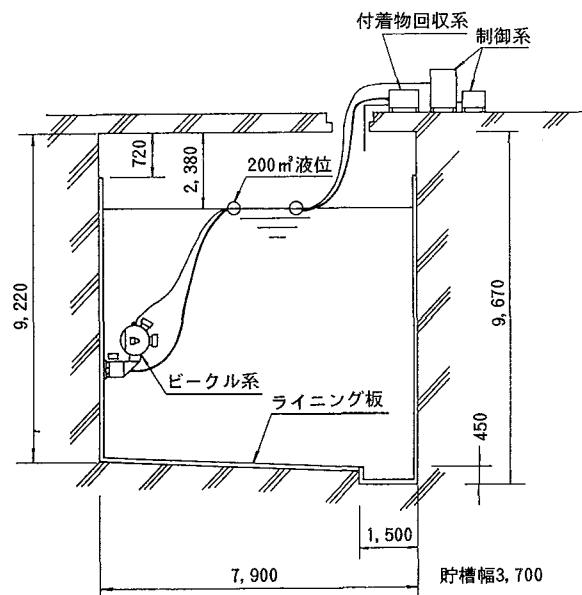


図3 貯槽点検の概要

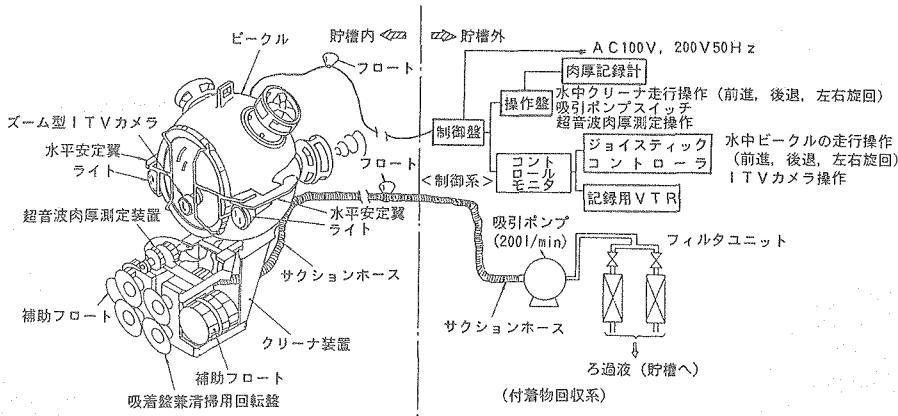


図4 大型廃液貯槽遠隔点検システムの概要

4.1 自走式水中カメラ（ビークル）

ITVカメラ、水中ライトスクリューおよび制御系統から構成され、スクリューの回転により前後進、上下移動、左右旋回ができる、操作は貯槽外で行う。

4.2 自走式水中クリーナ装置

水中クリーナ、吸引ポンプ、フィルタユニットおよび制御系統から構成され、水中クリーナは回転式吸引盤を4個有し、貯槽ライニング面に吸着し、回転自走しながらライニング板の付着物を除去する。吸引ポンプとフィルタユニットは除去した付着物を吸引・ろ過するものであり、貯槽外に配置している。

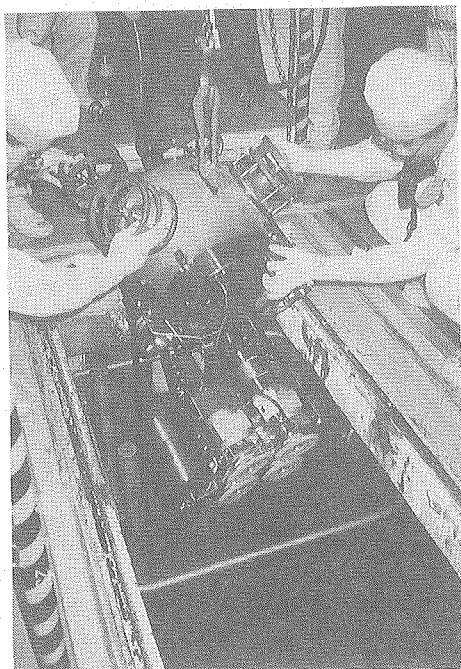


写真1 大型廃液貯槽遠隔点検システム

引・ろ過するものであり、貯槽外に配置している。

表3 主な装置の仕様

自走式水中クリーナ	<ul style="list-style-type: none"> 本体寸法 : 660(H) × 620(W) × 590(L) 重量 : 約47kg 耐水圧 : 5 kg/cm² 材質 : 耐食アルミニウム 速度 前進2ノット、後進1ノット 左右移動 1ノット 上昇 0.3ノット 下降 0.5ノット 左右旋回 4秒/回転
自走式水中クリーナ装置	<ul style="list-style-type: none"> ①水中クリーナ <ul style="list-style-type: none"> 本体寸法 : 305(W) × 270(L) × 880(H) 重量 : 18kg 走行速度および回転数 : 最大2.1m/min 吸着盤 材質 : ウレタンゴム製 吸着力 : 50kg/4個 清掃巾 : 250mm ②吸引ポンプ <ul style="list-style-type: none"> 容量 : 200ℓ/min 重量 : 38kg ③フィルタユニット <ul style="list-style-type: none"> 本体 : 1195(L) × 248φ × 2基 SUS304製 エレメント : 750(L) × 70φ × 4本/1基 ポリプロピレン製 6ミクロンメッシュ <p>*壁面に吸着し、回転自走しながら付着物の除去、点検を行う。</p>
超音波肉厚測定	<ul style="list-style-type: none"> 測定範囲 : オーステナイト系ステンレス鋼で厚さ3mm~10mm 精度 : ±0.1mm 耐水圧 : 2kg/cm² 測定方法 : 水浸法 パルス反射方式 周波数 : 5MHz 使用温度範囲 : -10°C~150°C <p>*トルクコンバータを内蔵しており、探触子が常に一定の圧力を壁面に密着する。</p>
位置検出機構	<ul style="list-style-type: none"> 測定方法 : 超音波短基線時間差計測法(SBL)方式 周波数 : 100kHz 測定範囲 : 15m × 15m × 15m 測定精度 : ±10cm 分解能 : 4cm 測定周期 : 0.5秒 表示方法 : 14インチカラーブラウン管上にグラフィック表示 X-Y平面上にビークルの軌跡および現在位置を表示 使用温度範囲 : 0°Cから40°C 電源 : AC 100V 50Hz コンセント方式

4.3 超音波肉厚測定装置

水浸探触子、駆動用水中モータ、制御計および記録計から構成されている。センサー部（水浸探触子、駆動用水中モータ）は自走式水中クリーナ装置上部に取り付けた。水浸探触子は水を媒体とし、耐水圧 $2 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ であり、水浸探触子がライニング板に常に垂直に接し、一定圧力で接触するように工夫した。また、測定結果は貯槽外に配置した記録計にプリントアウトされるようになっている。

4.4 位置検出機構

以下の機能を備えたシステムを現在、製作中である。

位置検出機構は大型廃液貯槽内で使用するビーグルの位置を、三次元で検出し、モニタに表示できる。

位置検出の測定方法は、超音波を使用した短基線時間差計測法を採用しており、計測されたビーグルの位置はパーソナルコンピュータにより、過去の軌跡とともにリアルタイムでカラーモニタの画面上にグラフィック表示できる。

位置検出機構の概要を図5に示す。

5. まとめ

自走式水中クリーナ装置および超音波肉厚測定装置の性能等を確認するため、昭和63年度にC施設の受入貯槽（ 200m^3 ）にて総合試験を実施した結果、大型であるため点検範囲に若干の制約はあるものの従来の方法に比べ、点検作業における労力は1/7程度に、廃棄物発生量は1/30程度に削減することができた。また、自走式水中クリーナ装置および超音波肉厚測定装置の性能についても、十分であることが確認できた。

総合試験で新たに発生した幾つかの問題点は平成元年度以降、解決を図ってきた。そして、平成元年度および2年度にも、C施設の貯槽点検を実施したが点検作業そのものには特に大きな問題点もなく、

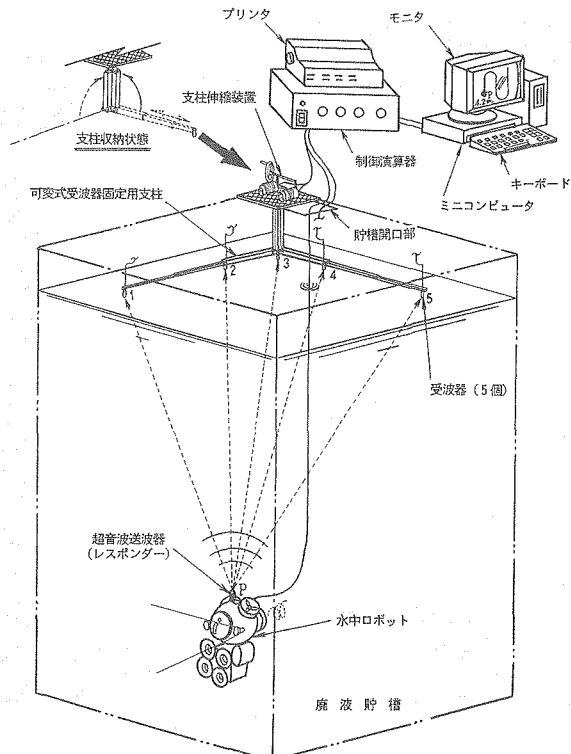


図5 水中位置検出機構の概要

大型廃液貯槽の遠隔点検システムとして、ほぼ確立されたといえるが、

- ① 大型で取扱いが容易でない。
- ② 大型であるため、貯槽内の細部（配管やサポートの隙間）の点検が困難である。
- ③ 高線量の付着物を吸引・ろ過した場合の遮蔽およびフィルタユニットのハンドリングについて配慮していない。

という課題が残っている。

今後は、これらの課題を考慮するとともに、これまで開発してきた装置の機能を十分生かし、小型軽量化した2号機の設計・製作を行っていく計画である。



核物質計量管理システムの開発

広沢 尚教 鹿島 貞光 秋葉 光徳
核物質管理部

資料番号：83-7

Development of Nuclear Material Accountancy Control System

Naonori Hirosawa Sadamitsu Kashima Mitsunori Akiba
(Nuclear Material Control Division)

動燃事業団では、核燃料サイクルの幅広い分野において開発業務を推進している。そのため、多種多様な形態を持つ核物質が多量に事業所各施設に存在しており、その移動量および在庫量の管理が重要である。また、核兵器の不拡散に関する条約(NPT)に基づく保障措置制度上基本をなすものが、核物質の計量管理である。

このような、計量管理の重要性に鑑み、各施設から得られるデータから計算機を使って全社的な核物質管理のデータベースを作成するとともに、計量管理報告書を作成するシステムを開発した。

本システムにより、国への計量管理報告も確実に遅延することなく行われている。また、データベースの有効利用を図るために任意の条件項目による検索システムにより、財産管理や各種の問い合わせに対しても迅速に対応できるよう開発を進めた。

1. まえがき

動燃事業団では、核燃料サイクルの幅広い分野において開発業務を推進している。そのため、多種多様な形態を持つ核物質が多量に事業所各施設に存在しており、その移動量および在庫量の管理が重要である。

また、1977年に核兵器の不拡散に関する条約(NPT)に基づき、平和利用の確保をより確実なものとするために、国際原子力機関(IAEA)の保障措置が適用され、その基本をなすものが、核物質計量管理である。この結果は、在庫変動報告、在庫報告および物質収支報告として、国とIAEAへ報告されている。

また、1988年には新日米原子力協力協定が発効し、新しい国籍管理が必要となった。

本システムは、このような保障措置体制下における計量管理の重要性に鑑み、各施設から得られるデータから計算機を使って全社的な核物質管理のデータベースを作成し、このデータベースから計量管理報告書を作成することにより、国への報告を確実に遂行し、かつ、核物質の移動量および在庫量を

的確に把握するとともに、新しい国籍管理に対応するために開発したものである。

このシステムにより収集された計量管理データを有効利用するために、今年は、データを集計して動燃事業団における核物質の移動量と月末における在庫量を自動的に図示するためのプログラムを作成するとともに、各種の情報要求に対する検索システムを開発した。

2. システムの特徴

本システムは、元来国への報告書を作成するためのシステムとして開発され、その後改良を重ねているものである。そのため、基本的には動燃事業団の各施設で入力された計量管理用データを動燃事業団の情報センターに集めデータベースを作成している。(情報センターが完成する以前は、東海事業所計算センターに集めていた)。

このデータベースを計算機処理して、本社のプリンターに所定の様式で出力し、計量管理報告書を作成している。これらは、「原子炉等規制法」および「国際規制物資の使用に関する規則」に基づき国へ

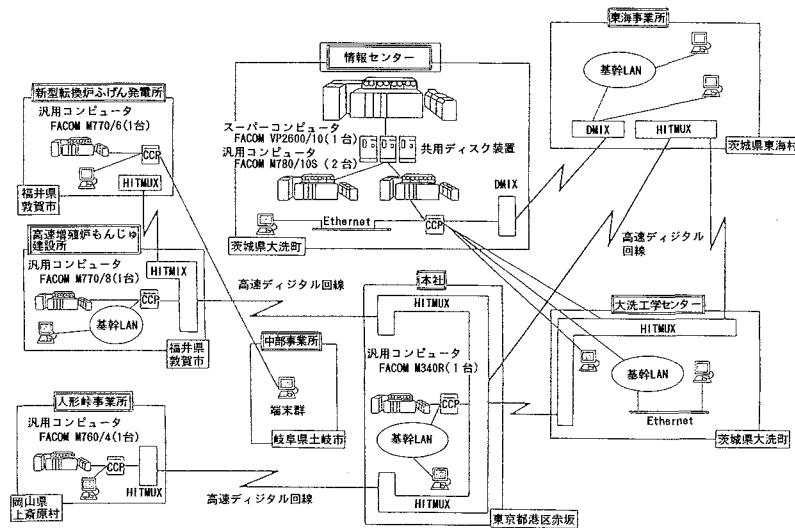


図1 情報センター～事業所間情報ネットワーク構成

の報告が義務付けられている重要なものであり、毎月国へ提出している。

本システムの大きな特徴としては、上記の報告書を国に対して期限までに遅滞なく提出するために、上記の全事業所にわたる情報ネットワークによるデータ伝送を利用していることがあげられる。

3. ハードウェアの構成

本システムは、多機能端末（パソコンFMR-70）から図1に示す事業所間情報ネットワーク経由で、

動燃事業団の情報センターの計算機(M780/10S)で稼動しており、プログラム言語にはCOBOL85を用い、データは、VSAMのランダムファイル形式で登録されている。また、画面等の構成にはIPF(Interactive Programming Facility)を用いている。

4. システム構成および機能の概要

本システムは、全体構成の概念を図2に示すように、7個の機能および動燃事業団の主要施設における核物質の移動量と在庫量を自動的に図示するため

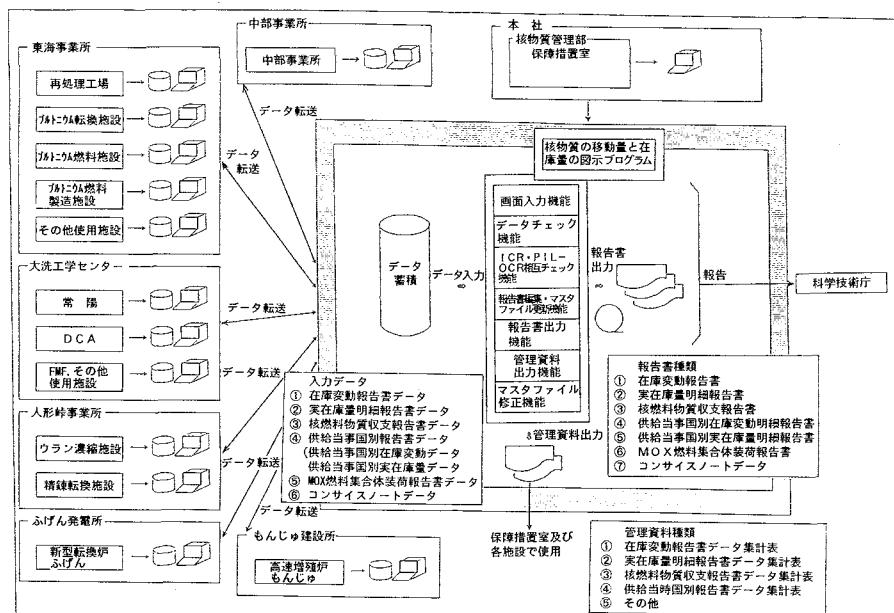


図2 核物質管理システムのシステム概念図

のプログラム1本から構成されている。

その概要を以下に示す。

(1) 画面入力機能

計量報告形式で、データの入力を行う。

(2) データチェック機能

入力されたデータの各項目 (MBA (計量管理区域、1施設に1~3 MBA)、年月日、国籍、重量等) のチェックを行う。

(3) ICR・PIL-OCR相互チェック機能

ICR (在庫変動報告)・PIL (実在庫明細表)とOCR (供給当事国別明細報告書) 間でデータに矛盾がないかどうかのチェックを行う。

(4) 報告書編集・マスタファイル更新機能

入力データを報告形式に編集し、データ蓄積マスタファイルへの登録を行う。

(5) 報告書出力機能

施設コード、MBAコード、年月日等をパラメータとして、報告書の出力をを行う。

(6) 管理資料出力機能

在庫変動報告書、在庫変動報告集計表、実在庫調査報告集計表等の管理資料出力をを行う。

(7) マスタファイル修正機能

登録、更新されたマスタファイルのメンテナンスを行う。

(8) 核物質の移動量と在庫量の図示プログラム

マスタファイルのデータを集計して、月毎の移動量と月末の在庫量を図示する。

また、新国籍管理は、規制権に応じた報告義務が規定されデータ管理上非常に複雑になっており、供給当事国別在庫変動明細報告書と供給当事国別実在庫明細報告書で国へ報告している。

なお、その他の報告書も含めて主な報告書の種類を、図2に示す。

本システムにより、上記報告書を作成するばかりでなく、動燃事業団の主要施設における核物質の移動量と在庫量を自動的に図示（図3の様式参照）することにより毎月の移動量および月末在庫を迅速かつ、見やすく把握することができるようになった。

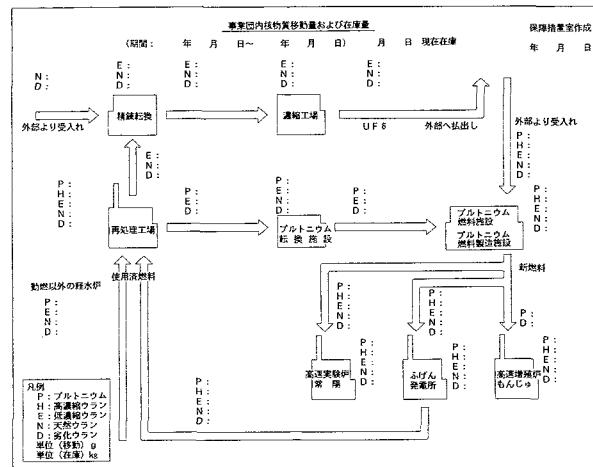


図3 動燃事業団の主要施設における核物質の移動量および在庫量の図示様式

さらに、各施設から収集された核物質管理データの有効利用を図るために、施設毎、元素毎等任意の条件を入力することにより、対応するデータを施設毎に集計・編集して表示・印刷するとともに、操作性、見やすさを考慮した検索システムの開発を進め、それにより本システムのデータベースの計量管理情報を、核物質の財産管理資料として有効に活用することができるとともに、各種の問い合わせに対しても、より迅速に対応できるようになった。

5. あとがき

本システムは、以上のように保障措置体制下における計量管理を誠実に実施するために重要な役割を担っている。

また、各施設における計量担当者の真摯な協力のおかげで国への報告も確実に遅延することなく行われている。

今後は、さらに、国籍管理データに対しても各種の問い合わせに迅速に対応できるよう検索システムの開発を進めていくつもりである。



アフリカ南部の探鉱プロジェクト開拓 —地質学的アプローチから—

高橋 修

中部事業所鉱床解析室

資料番号：83-8

Using Geological Information to Develop New Exploration Project for Uranium Deposits in Southern Africa

Osamu Takahashi
(Resources Appraisal Section Chubu Works)

動燃事業団は不整合関連型ウラン鉱床等の高品位大規模鉱床を対象として、アフリカ南部の探鉱プロジェクト開拓を行っている。その際、先カンブリア紀の基盤岩を母岩とする主要ウラン鉱床の特徴とアフリカ南部の地質概要に関する情報を解析、検討し、取りまとめた。次にこれらの情報を基に今後ウラン鉱床を新たに発見する可能性が高いと考察される有望地域の選定を行った。

本小論においては現地調査で得た知見ならびに文献等からの地質学的情報について解析、検討し、取りまとめた。

1. はじめに

動燃事業団は不整合関連型ウラン鉱床等の高品位大規模鉱床の発見を目的として、アフリカ南部に広く分布する約6億年(600Ma)より古い先カンブリア紀の基盤岩類について、鉱床発見可能性の高い有望地域の選定を行っている。

1990年からこれまで3回の鉱業事情調査をアフリカ南部のコンゴ剛塊周辺に分布する先カンブリア紀基盤岩地域で実施してきた。この調査によって選定された地域は今後さらに詳細な調査を行い、最終的には本格的な探鉱を開始する事としている。これら一連の基礎的な調査を探鉱プロジェクト開拓と呼んでいる。

探鉱プロジェクト開拓には現地調査の実施と地質学的情報と他の要因の解析、取りまとめがある。調査の進展に伴って、現地で収集した情報の精度も緻密になってくる。地質学的情報と他の要因の解析項目はさらに地質条件、探査余地、社会条件A、社会条件Bに区分し(表1)、有望地評価クライテリアとして用いている。本小論においては現地調査で得た知見ならびに文献等からの地質学的情報について解析、取りまとめ、社会条件等の他の要因についての説明は省略した。

カナダのアサバスカ盆地の先カンブリア紀の基盤

岩類には、キーレイク鉱床やシガーレイク鉱床等不整合関連型鉱床と呼ばれる高品位で鉱量の大きなウラン鉱床が存在し、現在最も高い経済性を有している。一方、アフリカ大陸南部の先カンブリア紀の基盤岩類には上記鉱床と特徴を異にするが地質構造が類似するオクロ・ムーナ鉱床、ロッキング鉱床、シンコロブエ鉱床ならびにドーム鉱床等が存在する。

本小論ではまず鉱床胚胎母層の地質、地質年代等に着目して、アフリカ南部の先カンブリア紀に形成された主要ウラン鉱床の特徴とカナダアサバスカ盆地のウラン鉱床の特徴とを比較検討した。次にウラン鉱床生成の場を与えたアフリカ南部の地質構造について、ウラン鉱床の胚胎母層と地質構造が類似する基盤岩類の地質概要に関する情報を検討し、取りまとめた。最後にこれらの地質鉱床学的情報を基にしてウラン鉱床の発見が期待される有望地域の選定を行った。

2. 探鉱プロジェクト開拓の概要

ウラン鉱床の探鉱においては、非鉄金属の探鉱と同様、探鉱活動を開始する際には地質学的情報と他要因の解析を行い探査戦略を構築している。

探査戦略に関する一般的な例としてS.S.Adams

表1 有望地評価クライテリア

地質条件、探査会地		社会条件A (現状、主に採査作業開始決定に際して)		社会条件B (将来の展開、開拓時を想定して)	
評価要素	評価基準	評価要素	評価基準	評価要素	評価基準
下記の項目で評価を行う。					
次の小項目について平均し、5段階評価 (四捨五入) する。ただし! つでも「！」があれば評点とする。					
① 地質的有意味度	1 対象地床タイプのモデル層序の一部がかけており、その記述が存在するためのマイナス要素が多い。 3 対象地床タイプのモデル層序に対する層序は充分そろっているが、2、3の間に異なるマイナス要素が存在する。 5 対象地床タイプのモデル層序に対する層序は充分そろっているが、特に気にならないマイナス要素はない。	1 気候 (気温、雨量等) が良好で、採査作業ができる。 3 良好な病気を罹患する危険性が無い。 5 インフラストラクチャ (道路、鉄道、電力、労働力等) の整備されてなく、採査に必要な機材や人材が山岳地帯に探し難い。そのためキャットバウトコストが莫大である。	1 気候 (気温、雨量等) が良好で、採査作業ができる。 3 良好な病気を罹患する危険性が無い。 5 インフラストラクチャ (道路、鉄道、電力、労働力等) の整備されてなく、採査に必要な機材や人材が山岳地帯に探し難い。そのためキャットバウトコストが莫大である。	1 行政、外交、内閣、民衆立場、ゲリラ活動の結果生じた危険性が非常に高い。また最も多くの外國、特に先進国企業の進出が見込まれる可能性はほとんどない。 3 ある程度の危険性はあるが、外國企業も活動する可能性がある。 5 ほんの危険性がない。	1 行政、外交、内閣、民衆立場、ゲリラ活動の結果生じた危険性が非常に高い。また最も多くの外國、特に先進国企業の進出が見込まれる可能性はほとんどない。 3 ある程度の危険性はあるが、外國企業も活動する可能性がある。 5 行政、国有化される危険性が高い。 ・政治は極めて不安定化すると考えられる。法律は改められ、既存法規がまたたく間に改められ、場合によっては即刻適用される可能性がある。 ・将来、行政は改められ、行政は改められ、行政は改められると考えられる。
② 過去の調査程度	1 グリッド試錐までの試錐調査が行われている。 3 組織的な地表調査が行われている。一部地域ではバイオコット試錐も実施されている。 5 ウラカン対象にした調査は行われていない。	1 インフラストラクチャー (含アクセス) 3 5	1 上記など自然条件は悪くないが、採査を行うためのデータの準備を伴う。 3 良大な病気の危険性は少ない。 5 インフラストラクチャ (含アクセス) はある程度整備されている。	1 自然条件は比較的良好で、重大な病気の危険性はない。 3 自然条件は比較的良好で、重大な病気の危険性はない。 5 自然条件は比較的良好で、重大な病気の危険性はない。	1 行政、国有化される危険性が高い。 ・政治は極めて不安定化すると考えられる。法律は改められ、既存法規がまたたく間に改められ、場合によっては即刻適用される。 ・将来、行政は改められ、行政は改められ、行政は改められると考えられる。 3 行政、国有化される危険性はある。行政は改められ、行政は改められ、行政は改められると考えられる。また現状も維持する可能性がある。 5 行政、国有化される危険性はある。行政は改められ、行政は改められ、行政は改められると考えられる。今後とも良好な方向へ向かうと考えられる。
③ 政治・経済	1 地政課の法規と針区取得可能性と競争者の活動 3 過去の探査活動 5 採鉱開始の機会 11 リスク	1 治安状況 3 治安状況 5 治安状況 1 治安状況 3 治安状況 5 治安状況 1 政治・経済 3 政治・経済 5 政治・経済	1 治安状況 3 治安状況 5 治安状況 1 治安状況 3 治安状況 5 治安状況 1 政治・経済 3 政治・経済 5 政治・経済	1 治安状況 3 治安状況 5 治安状況 1 政治・経済 3 政治・経済 5 政治・経済	1 治安状況 3 治安状況 5 治安状況 1 政治・経済 3 政治・経済 5 政治・経済

(1985) の浅熱水鉱床を対象としたフローを参考のために紹介する(図1)。

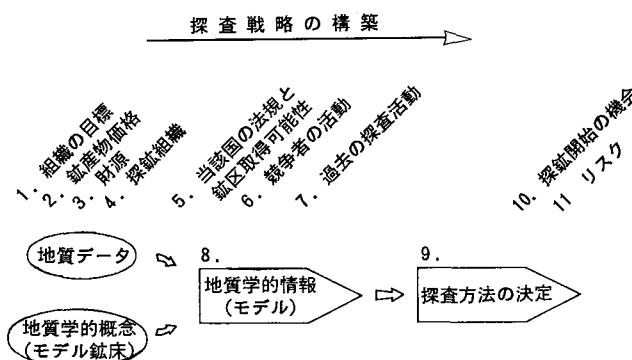


図1 探査戦略構築における地質学的情報と他の要因のフロー図 (S.S.Adams, 1985より引用)

Adamsによると探査戦略の構築には11の要因がある。地質データと地質学的概念(モデル鉱床)からなる地質学的情報(モデル)は探鉱方法の決定に用いられる。他の要因については、探査戦略構築の進捗に合せて、組織の目標、鉱产物価格、財源、探鉱組織、当該国の法規と鉱区取得可能性、競争者の活動、過去の探査活動といった項目を検討する。それらの検討と並行して地質学的情報を解析し、探鉱方法を決定する。最後に探鉱開始の機会、リスクを考慮することとしている。

動燃事業団の探鉱プロジェクト開拓においても同様の探査戦略の構築を行っている(図2)。

探鉱プロジェクト開拓には現地調査の実施と地質学的情報と他の要因の解析、取りまとめがある。現地調査は一般には探鉱段階と一括されるものであるが、実際には数次にわたり、調査範囲も広域から

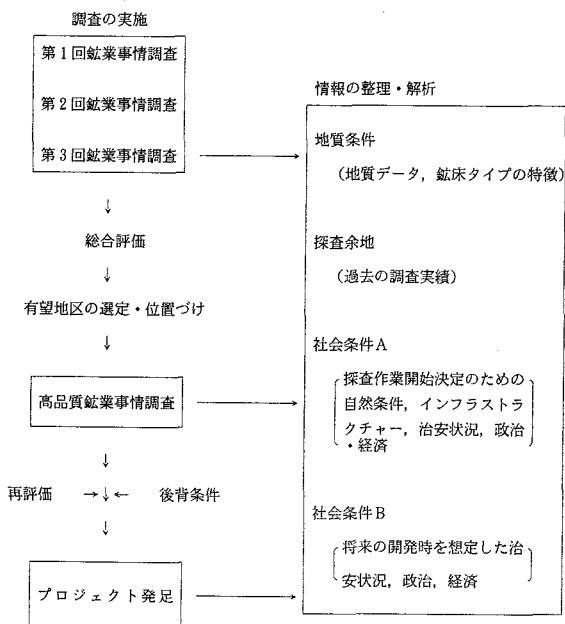


図2 採鉱プロジェクト開拓の流れ

徐々に狭い範囲に絞り込んで行くこととなる。採鉱プロジェクト開拓が進むにつれて、現地調査のステージを鉱業事情調査、高品質（精度の高い）鉱業事情調査、採鉱プロジェクト発足と呼んでいる。調査の進展に伴って、現地で収集した情報の精度も緻密となってくる。解析した結果は調査の進めていく際の有望地評価項目となる。

情報の整理、解析項目はさらに地質条件、探査余地、社会条件A、社会条件Bに区分し、有望地評価クライテリア（表1）として用いる。地質条件については主要鉱床の特徴とアフリカ南部の地質を、探査余地については過去の調査程度に関する情報を解析した。社会条件については、探査開始決定のための情報をA、将来の開発時を想定した情報をBとして解析した。

評価項目の地質条件、探査余地、社会条件を数値化することはきわめて困難であり、本クライテリアについては今後とも改良の余地がある。現在は、実際に現地調査を行った担当者の判断によって各条件を数値化して、その後他の地域を担当した者と共同で担当者の判断について検討を加え、できるだけ定量化した評価を行うこととしている。

3. 地質学的情報の解析方法

アフリカ南部の主要ウラン鉱床の特徴、アフリカ南部の地質概要についての解析を行った。その際、できるだけ現地調査で得た知見、収集した資料に基

づく情報を採用した。現地情勢等不安な場合は文献調査によって収集した資料、知識を用いた。国内で収集できない文献については、欧州の専門コンサルタントに資料収集を委託した。

また、探鉱プロジェクト開拓の初期的ステージなので、特にウラン鉱床の胚胎母層の地質、地質年代を重視した。

主要ウラン鉱床の特徴については、地質、地質年代の類似性から判断して、アフリカ南部の先カンブリア紀に形成されたオクロ・ムーナナ鉱床、ロッシング鉱床、シンコロブエ鉱床ならびにドーム鉱床の特徴を取りまとめた。またカナダアサバスカ盆地キーレイク鉱床、シガーレイク鉱床の特徴を取りまとめ、比較検討した。ただし、南アフリカに存在する石英中礫岩型鉱床については、上記鉱床と地質年代、堆積環境を異にするため今回の対象から割愛した。

次にウラン鉱床生成の場を与えたアフリカ南部の地質構造環境について、ウラン鉱床の胚胎母層と地質構造環境が類似する基盤岩類の地質概要に関する情報を解析し、取りまとめた。対象となるのはコンゴ、カラハリ剛塊の周辺地域に分布する先カンブリア紀の基盤岩類である（図3）。

最後にこれらの地質鉱床学的情報を基にしてウラン鉱床の発見が期待される有望地域の選定を行った。

4. アフリカ南部の主要ウラン鉱床の特徴とアサバスカ盆地の鉱床との比較

ウラン鉱床の特徴を地質、地質年代、鉱床母岩、鉱床の構造規制、鉱床形態、ウラン鉱物、共生鉱

図3 アフリカ大陸の先カンブリア剛塊
(岩波講座地球科学16より引用)

表2 主要鉱床の特徴対比表

鉱床名 (鉱床タイプ)	カナダアサバスカ盆地 キーレイク・シガーレイク鉱床 (不整合関連型)	ガボン、オクロ・ムーナ盆地 (オクロ・ムーナ型)	ナミビア、ロッキング鉱床 (超堅成岩型)	ザーム、シンコロブ鉱床・ カッバベルト鉱山 (ジャバ・ドーム型)	サンビア、ドーム鉱床 (ジャバ・ドーム型)
鉱	基盤岩は始生代の花崗岩 岩層ごと下部原生界 (Wallattonian系) の 堆積岩と不整合面に被覆する 中部原生界(アサバスカ層群) の非海成未変成堆 積岩が分布。 地殻運動によってアサバス カ層群に貫入。 不整合面にはアゴリス が発達。	汎アフリカ造山運動によ り変成されたDamara系 の堆積岩と、内部に内 陸湖を形成した花崗岩 堆積岩を分離する花崗岩 層は分布。 中南部原生界(アサバスカ 層群)の非海成未変成堆 積岩が分布。	汎アフリカ造山運動によ り変成されたFarancevill 系 の堆積岩。	上部原生界Katanga系の 海成層からなるRoan系 の堆積岩と、内部に内 陸湖を形成した花崗岩 層を形成し、その内 部さらに小規模の弧状 向斜帯が発達。汎アフ リカ造山運動(Lufilian Arc)によ って変成を受けてい る。	上部原生界Katanga系の 海成層からなるRoan系 の堆積岩と、内部に内 陸湖を形成した花崗岩 層を形成し、その内 部さらに小規模の弧状 向斜帯が発達。汎アフ リカ造山運動(Lufilian Arc)によ って変成を受けてい る。
地質年代	下部原生界は約2000~ 1850Maの堆積。(1850Ma のHuon系)。汎アフリカ造山運動 によって変成。再びアサ バスカ層群中のアライ ト相の堆積岩。 アサバスカ層群の成岩度 の良い石英砂岩、赤鉄鉱 を含む綠色砂岩。	下部原生界は約2150~ 2050Maの堆積。Ogoove造 山期(1,874±91 Ma)に開発 した造山運動による堆積岩 作用を受けた。	Damara系は約1000Maよ り堆積。Ogoove造 山期(1,874±91 Ma)に開発 した造山運動による堆積岩 作用を受けた。	Katanga系の堆積は約1300 ~1200Ma。1,200~840~800Ma、造山期と 約1,000Ma、710Ma、570±20~ 500Ma。	Katanga系の堆積は約1300 ~1200Ma。1,200~840~800Ma、造山期と 約1,000Ma、710Ma、570±20~ 500Ma。
鉱床名	基盤岩は石墨質炭質 岩、カルクリート岩等 の角閃岩、クラムライ ト相の堆積岩。 アサバスカ層群中の成岩度 の良い石英砂岩、赤鉄鉱 を含む綠色砂岩。	FA層は未変成の粗粒～ 細粒ベグマタイト質岩層。 岩層からなるアスカイト 岩(アルカリ性花崗岩)及び 粗粒の石墨質頁岩、角 閃岩、鉄質頁岩等に由 来する。炭質頁岩は中性 岩層からなる。炭質葉 岩は緑色片岩。	珪質頁岩質片岩、頁岩 からなる。炭質葉岩 (アルカリ性花崗岩)及び 粗粒の石墨質頁岩、角 閃岩、鉄質頁岩等に由 来する。炭質葉岩は緑色片岩。	滑石片岩、炭質片岩、雲 母片岩、藍晶石片岩、珪 質葉岩からなる。炭化は特 徴的で、炭化は特に 滑石片岩の上位に分 布する各種片岩層の 変成度は緑色片岩。	滑石片岩、炭質片岩、雲 母片岩、藍晶石片岩、珪 質葉岩からなる。炭化は特 徴的で、炭化は特に 滑石片岩の上位に分 布する各種片岩層の 変成度は緑色片岩。
鉱床の構造規則	NE系～EW系の主要断層 (群)に規制。 不整合面と堆積中の石墨層 が不整合面(ないとうめん) になっている可能性がある。	造山運動による断層群 (群)に規制。 微細剪断帶が発達。	汎アフリカ造山運動のF 3(下位)と滑石(矽岩)、 角閃岩、雲母片岩等に由 來する。カイドム相貫入、 鉄質頁岩はドームの縁辺部に分 布。	造山運動による根植し向 ドーム構造に規制。	造山運動による根植し向 ドーム構造に規制。
鉱床形態	鉱化は鉱脉状、塊状、 角閃岩、又は鉱塩(ホット ドックの成岩度を有す)。 周囲の花崗岩層の成岩度 の高い部分(アライト相)の 上下にアライト相に由 來する平面では透鏡状の 平面では透鏡状の(高さ1~2 km、厚さ5~100m、厚さ10 ~50mの厚いアライト相)。	鉱化はレンズ状、層状、 形態は板状のアーバー様 を呈している。致100m ×致10m×致100m ×厚 さ致10~致100m。	鉱化は鉱脉状(高品位部 分がオッドドット)。 形態はラウンドカットの形 を呈している。致100m ×致10m×致100m ×厚 さ致10~致100m。	鉱化は鉱脈状あるいは裂 け目を有する(高品位部は裂 け目)。形態は板状にわ かれていた。底盤は幅 X10m×深部500m±5° の傾斜。	鉱化は鉱脉状、細粒状、 形態はドーム周辺にわ かれていた。底盤の層準に 沿って鉱脈の層準に產出。
ワラン鉱物	ピッチャブレンド、コフィ ナイト	ピッチャブレンド、コフィ ナイト、ムーナ鉱床に おいてはピッチャブレンドを含 む。	ウラニコイト55% 二次鉄鉱45%(主にペー タクタノフエーン40%) ペタクタノフエーン5%	ウラニコイト、ピッチャ ブレンド、鉄ウラン鉱、ウ ラノフェーン等	ピッチャブレンド、ブラン ネライト、メトーパナ イト、一部オーチュナイト
共生鉱物	ニッケル鉱化物、コバルト 鉱、モリブデンの硫化 物、黄銅鉱、方解石、 雲母石、石英、方解石、 雲母石、滑石。	ジルコン、モナサイト、 少量の鉄鉱鉱、黄銅鉱、 モリブデン等	現化ニッケル、コバルト、 モナサイト、金、銅鉱化 物、黄銅鉱。	現化ニッケル、コバルト、 モナサイトとしてニッケル、 コバルト等	
鉱床母岩の変質	地殻母岩による 熱液作用により赤鉄鉱 化、块状化、イライト化、 鉄成岩化による綠泥 石化、赤鉄鉱化、イライ ト化のアライト相、 地殻母岩による 熱液作用による 鉄成岩化、鉄成岩化 の外殻化、鉄成岩化 の外殻化、鉄成岩化 の外殻化。	地殻母岩による 熱液作用により、砂岩 質母岩が块状化、イライ ト化、石英の成長、鉄成 岩化により黑色泥岩 水蒸気により黑色化	なし	熱液作用により、綠泥 石化母岩化。	熱液作用による綠泥石 化。
鉱化年代	主要年代は1350~1250 Ma、1100Ma、300Maの3 期認められる。	年代は1700~2100Ma。 (Lancaster et al. 1989 et al.) などと記載年代が 異なる。1,700~1,850Ma 2,100Maの頃あるとして いる。一方他著者によ り堆積のウラン鉱化年代が 得られており鉱化過程が 理解されるべきであると されている。	年代は450Ma。 (造山期初期のアラスカ 型)とされる。	Shabla地域の年代は>700 Ma、670±20Ma、620±10 Ma、535±10Ma。	年代は553Ma~523Ma。 Shabla地域より若く 553±10Ma。
地質学的背景	花崗岩質ドーム ・石英質灰岩質岩層、 ・熱成岩の良い石英砂岩 の後退(赤色化) ・下部原生界の不 整合の存在 ・下部原生界の成岩度 ・1,850Ma前後の造山 運動による岩 露存 ・鉛泥石、イライトの実 質作用	地殻の年代 ・風化岩の存在 ・透水成の良い砂岩の存 在 ・熱成岩質岩層 ・下部原生界の不 整合の存在 ・下部原生界の成岩度 ・1,850Ma前後の造山 運動による岩 露存 ・鉛泥石、イライトの実 質作用	・汎アフリカ造山運動 ・ドーム構造 ・萬成度と岩石の溶融 (アーバー相) ・ラウンドカットの存在 ・鉄質頁岩、炭質葉岩の 存在 ・基盤母岩の存在	・地殻の年代 ・汎アフリカ造山運動 ・ドーム構造 ・萬成度と岩石の溶融 (アーバー相) ・ラウンドカットの存在 ・鉄質頁岩、炭質葉岩の 存在 ・地殻母岩の存在	・地殻の年代 ・汎アフリカ造山運動 (ドーム構造) ・萬成、変形 ・鉄質頁岩、炭質葉岩の 存在 ・地殻母岩の存在
文獻	須沼治也、1989 E.L. Evans他、1985	F.Gauthier-Lafaye他、1989 P.Civily-Osso他、1975	H.J.Brynard他、1988 PNC TN7420 91-015, 1991	L.Menegehi, 1979 M.Rouault, 1958	L.Menegehi, 1979

物、鉱床母岩の変質、鉱化年代ならびに探鉱プロジェクト開拓初期ステージに注目すべき地質学的着眼点といった項目で解析、取りまとめた。(表2)。

探鉱プロジェクト開拓初期ステージに注目すべき地質学的着眼点の概要を以下に取りまとめる。

(1) オクロ・ムーナ鉱床

花崗岩類を基盤岩として下部原生界の約2,150~2,050Maに堆積した非海成未変成堆積岩が被覆する。堆積岩には透水性の良い石英砂岩と有機物に富む黒色泥岩が存在するのが特徴である。Ogoove造山期(1,874±91Ma)の断層構造に鉱床は規制されている。

(2) ロッキング鉱床

上部原生界の地向斜性堆積物が汎アフリカ造山運動(750~500Ma)により高度に変成され、アラスカイトや変石灰岩、角閃岩が存在する。造山運動により褶曲構造が発達し、ドーム構造が存在する。

(3) シンコロブエ鉱床

上部原生界海成層が汎アフリカ造山運動により大規模な弧状の大地向斜帯(Lufilian Arc)を形成し弱変成を与えていている。上部原生界は珪質苦灰岩質片岩、頁岩からなり、石墨質頁岩も存在する。造山運動により褶曲構造が発達し根無し向斜構造が存在する。銅を主とする非鉄金属が産出する。

(4) ドーム鉱床

上部原生界海成層が汎アフリカ造山運動により大規模な弧状の大地向斜帯(Lufilian Arc)を形成し弱変成を与えてている。上部原生界は滑石片岩、炭質片岩、雲母片岩、藍晶石片岩、珪岩からなる。造山運動により特に基盤岩の地窓状のドーム構造が発達する。岩石は弱変成を受けている。銅を主とする非鉄金属が産出する。

(5) キーレイク、シガーレイク鉱床

下部原生界と中部原生界の不整合面が存在する。

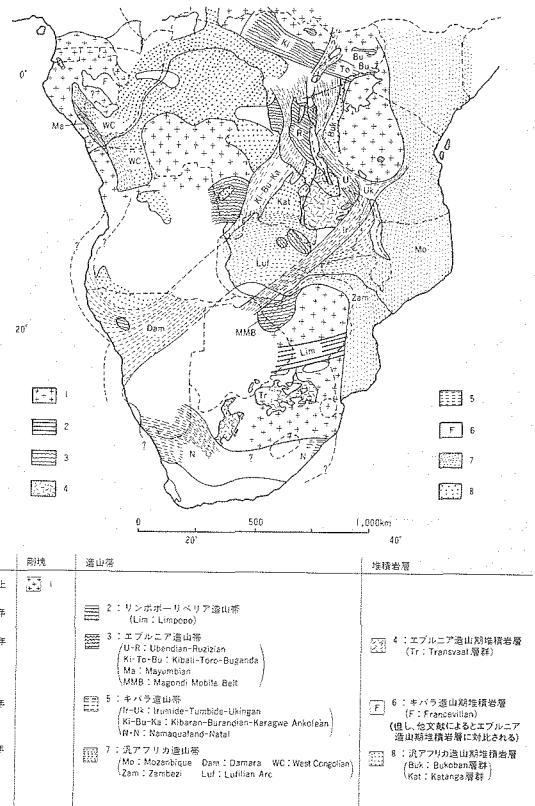


図4 アフリカ南部の先カンブリア時代の造山帯
(岩波講座 地球科学16より引用、一部加筆)

下部原生界には花崗岩質ドームと角閃岩相からグラニュライト相の石墨質変堆積岩および炭酸塩岩が存在する。中部原生界（アサバスカ層群）は赤色化した熟成度の良い石英砂岩からなる。下部原生界は1,850 Ma前後の造山運動を被っている。また1,300 Ma前後の塩基性岩脈が中部原生界に貫入する。鉱床母岩は緑泥石、イライトの変質作用を被っている。

特に探鉱プロジェクト開拓を進める上で、地質学的なアプローチとして重要となる地質構造をまとめると以下のとおりである。

ガボンのオクロ・ムーナナ鉱床は下部原生界の非海成未変成堆積岩に、ナミビアのロッシング鉱床は上部原生界の汎アフリカ造山帯の超変成岩に胚胎する。またザイールのシンコロブエ鉱床とザンビアのドーム鉱床は上部原生界の汎アフリカ造山帯の浅海から緑海性未変成堆積岩に胚胎する。

キーレイク鉱床やシガーレイク鉱床は下部原生界の浅海成変成堆積岩と中部原生界非海成未変成堆積岩に胚胎している。

5. アフリカ南部の地質構造概要

アフリカ南部の先カンブリア紀の地質は、30億年

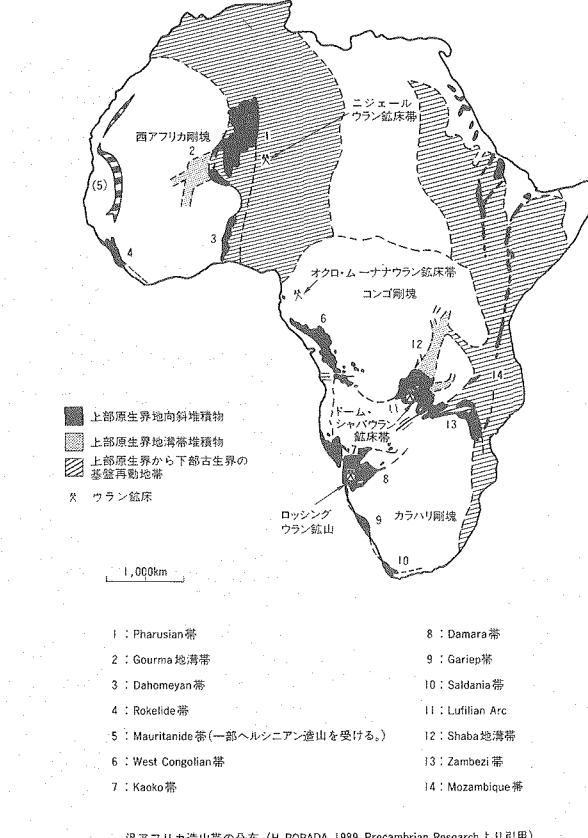


図5 汎シフリカ造山帯の分布 (H.PORADA, 1989, Precambrian Researchより引用)

以前のコンゴ(Congo)、カラハリ(Kalahari)剛塊と27±2億年のリンポボーリベリア(Limpopo-Liberia)造山帯、20±2億年のエブルニア(Eburnian)造山帯と同造山期の堆積岩層、11±2億年のキバラ(Kibaran)造山帯と同造山期の堆積岩層ならびに6±2億年の汎アフリカ(Pan African)造山帯と同造山期の堆積岩層からなる(図4, 5)。

(1) オクロ・ムーナナ鉱床ならびにカナダアサバスカ盆地の不整合関連型ウラン鉱床の特徴は、約20億年前後(下部原生代)の変堆積岩層と中部原生代の被覆岩層、ならびに20億年前後の堆積岩層にほぼ絞り込むことができる。

アフリカ大陸南部に分布する同地質構造はEburnian造山帯、Eburnian造山帯ならびにKibaran造山帯と同時期の堆積岩層である。各造山帯や堆積岩層の分布ならびに地質概要をまとめると下記のとおりである。

- Eburnian造山帯は、タンザニアのUbendian造山帯、ザイール北部のKibali-Toro-Buganda造山帯、ガボンからコンゴにかけて分布するMayumbian造山帯、ジンバブエ西部のMagondi

造山帯に認められている。造山帯に認められる岩石は高度な変成を受けた片麻岩やチャーノック岩質の片麻岩から構成される基盤岩、塩基性岩体、浅海性変堆積岩からなる。

- (b) Eburnian造山帯やKibaran造山帯と同時期の堆積岩層に区分されているものとして南アフリカのTransvaal層群とガボンのFrancevillianが認められる。

ガボンのFrancevillianは岩波講座地球科学16によると 11 ± 2 億年のKibaran造山期堆積岩層に区分されているが、F.Gauthier-Lafaya他1989等では約20億年としておりEburnian造山期堆積岩層に相当するものと考えられる。堆積環境は非海成、下部はデルタ成堆積物からなる。

ガボンのFrancevillianと同時期の未変成堆積岩である南アフリカのTransvaal層群は、Kalahari剛塊の一部であるカープファール(Kaapvaal)剛塊を基盤とし、先カンブリア紀の一連の相当厚い堆積物の上部に認められる。層厚は約9000mと厚く、大部分が海成層となっている。Transvaal層群の上部には河口ないし湖底堆積物が認められ、Francevillianの堆積環境と類似する。

一方、アフリカ大陸において、カナダの中部原生界アサバスカ層群の地質年代と同層準に対比されるKibaran造山帯と同時期の未変成堆積岩層はあまり認められない。しかし、堆積開始年代のデータから推察するとPan African造山帯と同時期の未変成堆積岩層の最下部が、アサバスカ層群の地質年代的には近いし、堆積環境も類似する。

Pan African造山帯と同時期の堆積岩層はコンゴ剛塊北部に広く認められている。さらにタンザニア剛塊のBukoban層群、ザイールのLufilian Arc北部に分布する未変成堆積岩のKatanga層群ならびにジンバブエのSijarira層群等Pan African造山帯と同時期の堆積岩層に対比される。

- (2) ロッキング、シンコロブエおよびドーム鉱床の特徴は、約10億年前後(上部原生代)の変堆積岩層にほぼ絞り込むことができる。

アフリカ大陸南部に分布する同地質構造はPan African造山帯である。Pan African造山帯の分布ならびに地質概要をまとめると下記のとおりである。

- (a) Pan African造山帯は、西アフリカ剛塊縁辺部、コンゴ剛塊とカラハリ剛塊の間に広く分布

する。その中でアフリカ南部では、ガボンからアンゴラ北部のWest Congolian帯、アンゴラ南部からナミビアさらに南アフリカの西縁部のKaoko帯、Damara帯、Gariep帯、Saldania帯、またザンビアーザイール国境周辺のLufilian Arc、ジンバブエモザンビーク国境沿のZambezi帯等に認められている。Pan African造山帯の岩石は地向斜性堆積物からなり、各々の造山帯における変成度についてもDamara帯の高度な変成度に対してLufilian Arcは緑色片岩相と多様である。さらに花崗岩質岩石の存在もDamara帯には多く認められるが、他の帯にはあまり認められていない。

6. 地質学的アプローチからの有望地選定

3項アフリカ南部の主要ウラン鉱床の特徴とアサバスカ盆地の鉱床との比較、4項アフリカ南部の地質構造概要で述べてきた地質学的な情報から、南部アフリカにおける探鉱プロジェクト開拓の対象地となる今後ウラン鉱床を新たに発見する可能性が高いと考察される有望地域の選定を行った。

- (1) オクロ・ムーナナ鉱床ならびにカナダアサバスカ盆地の不整合関連型ウラン鉱床を新たに発見する可能性が高いと考察される有望地域。

- (a) Eburnian造山帯分布域とそれを被覆するKibaran造山帯と同時期の未変成堆積岩層。(被覆岩については、アフリカ大陸においてはカナダの中部原生界アサバスカ層群の地質年代と同層準に対比されるKibaran造山帯と同時期の未変成堆積岩層はあまり認められない。しかし、Pan African造山期の未変成堆積岩層の最下部が地質年代、堆積環境の類似性から有望地と考えられる)。

- (b) Eburnian造山帯と同時期の未変成堆積岩分布域。

- (2) ロッキング、シンコロブエおよびドーム鉱床を新たに発見する可能性が高いと考察される有望地域。

- (a) Pan African造山帯分布域。

7. おわりに

本小論ではアフリカ南部を対象とした探鉱プロジェクト開拓における地質学的アプローチの概要を取りまとめた。そのなかで地質学的情報を解析、取りまとめからの有望地の選定について詳しく報告した。詳細な地質については今後の調査において、現地で収集した地質情報や詳細な主要鉱床の特徴と合わせて解析が必要となる。またプロジェクト発足時

期になると鉱床胚胎の端緒となる鉱化作用の情報も加わる。これらの情報解析、取りまとめについてはアフリカ南部の探鉱プロジェクト開拓の進展に伴い取りまとめていくこととなる。

本小論を取りまとめるにあたって、資源関係者との討論、助言が多数あったことを明記する。特に第1回から第3回までのアフリカ鉱業事情調査に参加した山崎真一、花井祐、石堂昭夫、伊藤洋昭、長島秀雄の各職員にはここでお礼申し上げる。

参考文献

- 1) S.S.Adams, Using Geological Information to Develop Exploration Strategies for Epithermal Deposits, *Reviews in Economic Geology*, Vol. 2, 273-298 (1985)
- 2) 都城秋穂編, 世界の地質, 岩波講座, 地球科学16, 61-98 (1979)
- 3) L.Cahen and N.J.Snelling, *The Geochronology and Evolution of Africa*, Oxford Science (1984)
- 4) 黒沼長助, 長谷川健, P.McMahon, カナダ、サスカチュワントン州、アサバスカベーゼンのウラン鉱床探査—クリスティーレイク地区の探査活動をケーススタディーとして, 鉱山地質, 39, 95-106 (1989)
- 5) E.L.Evans, Editor, *Uranium Deposits of Canada*, CIM, Special Volume 33 (1986)
- 6) F.Gauthier-Lafaye and F.Weber, The Francevillian (Lower Proterozoic) Uranium Ore Deposits of Gabon, *Economic Geology*, Vol.84, 2267-2285 (1989)
- 7) P.Diouly-Osso and R.J.Chanvet, Les Gisements D'uranium de la Region de Franceville(Gabon), IAEA-AG-109, 123-147 (1979)
- 8) H.J.Brynard and M.A.G.Andreoli, An Overview of the Regional, Geological and Structural Setting of the Uraniferous Granites in the Damara Orogen, Namibia, IAEA-TC-450, 195-212 (1988)
- 9) 動燃事業団, ナミビア鉱業事情調査報告書, PNC TN7420 91-015(1991)
- 10) L.Meneghel, Uranium Occurrences in the Katanga System of North-Western Zambia, IAEA-AG-106, 97-122 (1979)
- 11) M.Roubault, Geologie de l'uranium, 30-334 (1958)
- 12) H.Porada, Pan-African Rifting and Orogenesis in Southern to Equatorial Africa and Eastern Brazil, *Precambrian Research*, 44, 103-136 (1989)



国際会議 海外派遣等

平成4年4月から6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
4/23	オーストラリア ウィーン	〔OECD/NEA運営委員会〕 OECD/NEAの各委員会の1991年の活動のレビューと1992年の計画についての協議
5/18~21	東 京	〔LASCAR第5回全体会合〕 大型再処理施設における保障措置手法について検討を行う専門家会議
5/20~22	東 海	〔PNC/CEA核種分離情報交換会議〕 PNC/CEA原子力の先端技術R&D分野での協力協定に基づく専門家会議
5/22~23	東 京	〔日米保障措置非公式会合〕 日米双方における保障措置上の現状と問題点についての協議
5/25~26	水 戸	〔AIR'92(原子力プラントへの人工知能およびロボティクスの応用に関する国際専門家会議)〕 原子力用人工知能研究に関する国際会議 本分野の研究者による講演、討論、および各国の成果と現状の発表を行った。
5/25~29	東 京	〔日/IAEA合同委員会およびJASPAS定期会合〕 IAEAの保障措置実施およびJASPASの各テーマのレビューと今後の計画についての協議
6/1~3	大 洗	〔PNC/CEAデコミッショニング情報交換会議〕 PNC/CEA原子力の先端技術R&D分野での協力協定に基づく専門家会議
6/9~12	フランス	〔第1回日欧合同調整委員会〕 日欧両高速炉運営委員会の協力活動のレビューおよび今後の活動に関する意見交換

(2) 海外派遣・留学

派 遣・留 学 先	期 間	人 数	目 的
米国、オークリッジ国立研究所	1992.4.1~1992.9.30	1名	日米高速炉燃料再処理技術開発
ロスマラモス国立研究所	1992.4.1~1993.3.31	1名	自動化MOX製造施設における保障措置技術の修得

(3) 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 先	訪 問 者
4/10	もんじゅ	米国エネルギー啓発協議会(USCEA) バーニー会長
4/13	東 海	英國核燃料会社(BNFL) ジャクソン副社長 他1名
5/18	もんじゅ	フランスNERSA クッティカ理事



外部発表

特許・実用新案

■ 外部発表

平成4年4月～6月において外部発表を終了したものは次のとおりである。

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
「確率論的破壊力学の適用性に関する予備的検討委員会」平成3年度報告書『冷却材漏洩とその検出』	三菱総合研究所 「確率論的破壊力学手法の適用性に関する予備的検討委員会」平成3年度報告書	動 燃	若井 隆純
Proposed Benchmark Problems for IAEA/IWGFR Coordinated Research Program on Intercomparison of LMFBR Seismic Analysis Codes.	IAEA / IWGFR 耐震解析コード CRP 顧問会議	同 上	岩田 耕司 中西 俊輔 森下 正樹 大坪 徹 他
高速炉用材料・構造強度研究	原子力分野の材料・構造強度、破壊防止および設計に関する国内シンポジウム	"	渡士 克己
J積分簡易評価法に基づく表面き裂のクリープ疲労き裂進展評価	日本材料学会第6回破壊力学シンポジウム	動 燃 川崎重工業 バブコック 日立	渡士 克己 島川 貴司 岩崎 龍一 他
日本および外国の原子動力・原子炉の現状	日本機械学会 「機械工学年鑑」 1991年版 Vol.94, No.873, p68-69	動 燃	田辺 裕美
2重伝熱管型SGの確率論的構造健全性評価法の開発	第2回構造物の安全性・信頼性シンポジウム	同 上	渡士 克己 香川 裕之 木曾原直之
Study on Experiment of Fluid Structure Interaction in Vibration Characteristics of Monju EVST.	The 1st JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering. Vol.1, p595-600	動 燃 富士電機	森下 正樹 尾崎 博
高速増殖炉工学基礎講座 —第15章 基礎資料集—	原子力工業 1992年6月号	動 燃	袖原 俊一
Transport and Deposition of Halide in Alkali Metal Stainless Steel(II) —Solubility of Sodium Iodide in Sodium Measured at Temperatures between 350°C-800°C—	Journal of Nuclear Science and technology Vol.29, No.4, p351-357	同 上	宮原 信哉 曾根 徹 原 広
Application of a Living PSA System to LMFBR.	第3回リビング PSA適用に関するワーキング	"	中井 良大

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
LMFBRの自然循環崩壊熱除去時における炉心部熱流動現象(並列3集合体Na実験体系における混合対流特性の研究)	第29回日本伝熱シンポジウム	動 燃	戸田 信一 家田 芳明 岩崎 智志 他
自然循環熱時のプレナムから炉心への冷却材潜り込み現象—基礎的水実験—	同 上	同 上	小林 順 上出 英樹 家田 芳明
Conceptual Design of Autonomous Operation System for FBR Plants.	人工知能とロボティックスの原子力プラントへの応用に関する国際専門家会議	"	渡辺 兼秀 吉川 達藤 昭 他
ファジイ理論に基づく熱流動解析コードの運用効率化	計算力学におけるファジィ・ニューラル応用講習会	"	村松 寿晴
高速炉の建設・運転経験について	原子力産業会議 原子動力研究会 増殖炉グループ 研究会	"	山本 研
Development of a Full Scope Simulator for the Prototype FBR MONJU.	Specialist Meeting on Simulators and Plant Analyzers. Lappeenranta (Finland)	"	小澤 健二
試運転段階に入った高速増殖原型炉「もんじゅ」	エネルギー資源学会通巻第73号(5月号)	"	小堀 哲雄
ニューラルネットワーク技術とその応用	平成4年度電気学会全国大会	"	渡辺 兼秀 大草 享一
3-D Seismic Response of a Base-Isolated Fast Reactor.	IAEA Specialists Meeting on Base Isolation Technology	"	北村 誠司 森下 正樹 岩田 耕司
一般化した弾性追従モデルによる構造物ひずみ集中・応力緩和評価法	日本機械学会第69期通常総会	"	笠原 直人 岩田 耕司 永田 敬 根岸 仁
9Cr-1Mo-Nb-V鋼鉄鋼品の高温強度特性改善	日本鉄鋼協会123回(平成4年度春季)講演大会	動 燃	上野 文義 和田 雄作 鷹神戸製鉄所
高速増殖炉用308系溶接金属の高温強度特性に対する化学成分と溶接条件の最適化の検討	溶接学会平成4年度春季全国大会	動 燃	長谷部慎一 典石 房樹 加藤 章一 和田 雄作

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
新型転換炉(ATR)の開発	月刊「電気情報」	動 燃	速水 義孝
水素注入によるSCC予防技術の開発	日本原子力学会 「原子炉水化学」研究専門委員会	同 上	北端 琢也
ESR and cathodoluminescence studies of hadiation defects in clays and quartz from some uranium deposits.	秋田大学, 鉱山学部資源研究施設紀要	動 燃 原子力研究所 秋田大学	小室 光世 永野 哲志 中島 智悟
層状ウラン鉱床の経済性評価の一例	現場担当者会議 (資源素材学会 日本鉱業協会)	動 燃 日本鉱業	田淵 章敬 宮田 初穂 牛島 賢一
立坑掘削影響試験の概要	地下空間シンポジウム (土木学会)	動 燃	杉原 弘造 吉岡 尚也 今井 久 松井 裕哉
新第三系堆積岩における立坑掘削影響試験の概要	同 上	同 上	同 上
Robotics and Remote Handling in Reprocessing Facilities at PNC.	ANS Executive Conference	"	山本 隆一 田中 康正 河田東海夫
Operational Experience in the Spent Fuel Receipt and Storage Facility at the Tokai Reprocessing Plant.	8th PACIFIC BASIN NUCLEAR CONFERENCE	"	中島 節男 山村 修 飯村 獨 他
核燃料サイクル施設における遠隔保守技術	第47回「産業ロボット利用技術講習会」	"	山本 隆一
FBR燃料再処理施設におけるロボット技術	ロボティクス・メカトロニクス講演会	"	山本 隆一 河田東海夫 田中 康正
使用済燃料の再処理 —高速炉燃料の再処理—	エネルギー・資源 Vol.13 No.1, P.42-47	"	林 正太郎
動燃における保章措置国際協力活動	1992 ANS 冬期会合	"	中野 啓昌 秋葉 光徳
プルトニウム転換技術開発施設における液量測定の長期精度	第13回核物質管理学会日本支部年次大会	"	細高 隆 鈴木 征雄
東海再処理工場における槽校式の導出手順	同 上	"	永里 良彦 三浦 信之 早川 剛 杉山 俊英
東海再処理工場における計量管理用液位測定システムの概要	"	"	瀬戸 信彦 福有 義裕 立原 富夫
査察対応から見た東海再処理工場での保障措置の現状	"	"	早川 剛 金沢 昌宏 富田 真徳 他
東海再処理工場における計量槽の校正手順	"	"	南光 雅之 早川 剛 竹田 誠一 他
圧密粘土環境中の炭素鋼の数学的腐食モデルの検討	腐食防食'92	"	井上 邦博 本田 明 小畑 政道 石川 博久
シリカフュームを使用したセメントモルタルの塩化物イオン浸透性と細孔溶液の組成	第46回セメント技術大会	動 燃 金沢大学	三原 守弘 鳥居 和之 川村 満紀
TDB and Solubility Calculations.	TVO/Nagra/ SKB/PNC/4ヶ 国 ワークショップ	動 燃	佐久間秀樹 梅木 博之 油井 三和 内藤 守正

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
Status of Safety Analysts H-3.	TVO/Nagra/ SKB/PNC/4ヶ 国 ワークショップ	動 燃	佐久間秀樹 梅木 博之 油井 三和 内藤 守正
Information on ongoing and planned activities.	粘土質岩中の地下水理の測定と理解のためのワーキンググループ	同 上	柳沢 孝一
A E法を利用した堆積岩地山での初期地圧測定	第27回土質工学研究発表会(土木学会)	動 燃 大林組	杉原 弘造 吉岡 尚也 畠 浩二 木梨 秀雄
「動燃式JFT」の大深度への適用方法	同 上	動 燃	柳沢 孝一
わが国の水理学的環境把握のための水理解析	アジア航測㈱技術発表会	動 燃 アジア航測㈱	若松 尚則 中島 誠 小林 公一
FP GAS RELEASE BEHAVIOUR OF HIGH BURN-UP MOX FUELS FOR THERMAL REACTORS.(熱中性子炉用MOX燃料の高燃焼度下のFPガス放出挙動)	IAEA Technical Committee Meeting	動 燃	上村勝一郎
SOME EXPERIENCES IN ENVIRONMENTAL RADIATION MONITORING AROUND TOKAI REPROCESSING PLANT.	国際科学セミナー「太平洋地域の放射線生態学的問題」	同 上	住谷 秀一 圓尾 好宏 飛田 和則 他
α 放射能分布画像モニタ An α -activity imaging monitor System for rapidly detecting Pu contamination.	IRPA 8	動 燃 名古屋大学 工学部	野村 保健 小倉 池辺 幸正 他
再処理施設周辺環境中ルテニウムのモニタリングについて	第18回ルテニウム研究発表会	動 燃	渡辺 均 鈴木 美穂 鈴木 鑑
ラドン連続モニターの研究	理工学における同位元素研究発表会(日本アイソotope協会)	同 上	花木 達美 黒沢 龍平 他
保守・修理作業における防護の最適化のための放射線管理情報データベースの構築	第27回日本保健物理学会	動 燃 東大医学部	伴 信彦 二之宮和重 富田 裕之
放射性物質の海洋環境での広域影響評価手法の検討	同 上	動 燃	成田 脩 浅野 智宏
EGS 4を用いた線量当量評価手法	"	動 燃 三菱原子力工業	野尻 一郎 百瀬 琢磨 成田 岩井 敏
東海・再処理工場における放射線管理経験	"	動 燃	石川 江花 野村 久稔 保
Pu-241低エネルギー β 線測定器の開発	"	同 上	小嶋 昇 森山 篓也 宮部賢次郎 都所 昭雄
東海再処理工場の運転に伴う環境線量評価の結果について	"	"	飛田 和則 篠原 邦彦 晴山 央一 豊 叶野
環境試料中のTc-99およびNp-237の水準調査について	"	"	森田 重光 今泉 謙二 坪 憲 篠原 邦彦

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
環境線量当量評価に用いるヨウ素移行パラメータに関する研究	第27回日本保健物理学会	動 燃	清水 武彦 吉田 美香 圓尾 好宏 篠原 邦彦
核燃料施設における中性子エネルギー評価法の確立(I)	同 上	同 上	吉田 健一 上野 哲朗 小林 博英 他

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
ラドン校正設備の製作	第27回日本保健物理学会	動 燃	伊藤 公雄 松尾 光郎
人形峰周辺におけるラドン濃度	同 上	同 上	古田 定昭 松尾 光郎
湖沼系におけるフォールアウト核種の挙動に関する調査(I)	"	"	武石 稔 井上 尚子 石田順一郎 倉林 美穂

■特許・実用新案

平成4年4月より6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	1656779	4. 4. 13	液体金属中のボイド監視方法	
特許	1660223	4. 4. 21	高温流体用金属製配管の腐食試験装置	
特許	1665360	4. 5. 19	高速増殖炉	
特許	1655378	4. 4. 13	ナトリウム透視装置	
特許	1658526	4. 4. 21	壁体通過情報伝達経路構造	
特許	1655401	4. 4. 13	原子炉の制御棒駆動機構	
特許	1669227	4. 5. 29	使用済核燃料の前処理方法	
特許	1666815	4. 5. 29	ステンレス鋼切断屑の収集方法	
特許	1655415	4. 4. 13	サイフォンブレーカ	
特許	1653112	4. 3. 30	原子炉燃料集合体	
特許	1617454	3. 9. 12 (4. 3. 22)	電鍛耐火物	東芝モノフラックス㈱より承継
特許	1667242	4. 5. 29	ガス分離カスケード装置	
特許	1667992	4. 5. 29	放射線を遮蔽するコンクリート壁の遮蔽窓枠埋込方法	三井造船㈱、㈱竹中工務店と共有
特許	1658548	4. 4. 21	二重円筒状セレクタバルブ	㈱東芝と共有
実用新案	1895797	4. 3. 24	極小径管超音波探傷装置	(㈱)トキメックと共有
実用新案	1895813	4. 3. 24	超音波探傷装置のシール構造	(㈱)トキメックと共有
フランス	8708537	1991. 8. 30	Extracteur Centrifuge a Grande Vitesse a trajet de Liquide Spirale	
フランス	8806825	1990. 10. 19	Mécanisme d'Extraction de la Poudre dans une machine à Broyer et à Melanger des poudres	
ドイツ	3830591	1991. 11. 14	Verfahren zur elektrothermischen Zersetzung von radioaktivem Abfall	
アメリカ	5093302	1992. 3. 3	Radioactive Catalyst and Oxidation-Reduction Method and Apparatus Using Same	
アメリカ	5093098	1992. 3. 3	Method of Controlling Water/Hydrogen Isotopic Exchange Reaction Plant	

動燃技報 1992.9 No.83
平成4年9月発行

©1992 POWER REACTOR AND NUCLEAR FUEL
DEVELOPMENT CORPORATION

禁無断転載

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

印 刷 株式会社 菜根出版
東京都千代田区平河町1-8-13

Abstracts(PNC Technical Review)

Development of Refueling Support System

Hiroshi Nishimura Shoichi Hayashi Kazuya Sano

Koji Hochin Yukihiko Iguchi

PNC Technical Review No. 83 p. 19—33 (1992)

The refueling of Fugen Nuclear Power Station requires correct management of fuels, etc. And empirical knowledge is necessary for efficient planning and refueling.

Fugen developed refueling support system and put it into practical operation. The system features a network of refueling equipment and AI rules acquired from operators knowledge. The system helps make an optimized plan, displays step-by-step guidance and prints out lists of fuel locations and movements.

The system reduced the labor of the operators, optimized the management and improved the reliability of the refueling.

Key Words: AI, Expert System, Support System, Refueling, Network, Fuel Management, Work Station

Status of Recovery and Utilization of Useful Metals from Spent Nuclear Fuel

Keiichi Kawase Hiroshi Okada Yukio Wada

Youichiro Kishimoto

PNC Technical Review No. 83 p. 51—54 (1992)

Spent nuclear fuel contains significant quantities of valuable metals such as platinum group elements (ruthenium, rhodium, palladium) and technetium which is nearly absent in nature. World mine production of platinum group elements is limited to only certain areas in the world and is very small.

It is considered that their consumption could greatly increase because of the growth of high-technology industries.

Therefore, there is considerable incentive to recover them from spent nuclear fuel as new source of noble metals. Technical feasibility of recovery reactor-produced noble metals from spent nuclear fuel has been evaluated by several facilities.

PNC has begun to study and develop technologies for the partitioning of useful elements in spent fuel to exploit new fields of nuclear energy since 1988. The development of technologies to recover and utilize platinum group metals from actual insoluble residues in the reprocessing plant is discussed.

Key Words: Ruthenium, Rhodium, Palladium, Insoluble Residues, Spent Nuclear Fuel, Partitioning-Platinum Group Elements, Technetium

Development of Autonomous Operation System

Akira Endou Kenshiu Watanabe Tetsushi Miki

Yoshiaki Himeno

PNC Technical Review No. 83 p. 34—45 (1992)

To enhance operation reliability of nuclear plants by removing human factors, study on an autonomous operation system has been carried out to substitute artificial intelligence (AI) for plant operators and, in addition, traditional controllers used in existing plants. For construction of the AI system, structurization of knowledge on the basis of the principles such as physical laws, function and structure of relevant objects and generalization of problem solving process are intended. A hierarchical distributed cooperative system configuration is employed because it is superior from the viewpoint of dynamical reorganization of system functions. This configuration is realized by an object-oriented multi-agent system.

Construction of a prototype system was planned and the conceptual design was made for FBR plant in order to evaluate applicability of AI to the autonomous operation and to have a prospect for the realization of the system. The prototype system executes diagnosis, state evaluation, operation and control for the main plant subsystems.

Key Words: Autonomous Nuclear Plant, Autonomous Operation System, Structurization of Knowledge, Generalization of Problem Solving Process, Hierarchical Distributed Cooperative System, Multi-Agents System, Reorganization, Methodology Diversity, Information Diversity, Information Compression and Reutilization

Engineering Scale Test of Salt-Free Electro-Oxidation Cell

Tadahiro Washiya Yoshinori Ueda Tomio Kawata

PNC Technical Review No. 83 p. 55—61 (1992)

Currently the Purex Process is used in LWR fuel reprocessing. One of the significant features of the improved Purex Process, which is the "Salt-Free" Purex Process, is the reduction of the amount of salt-bearing waste generated in the process. Applying electrochemical technology to the Salt-Free Purex Process is highly desirable. This process can be used for oxidation and reduction process elements and it uses electrons instead of chemical reagents to drive reactions which reduces the amount of waste.

PNC has been developing the In-situ Electro-Oxidation Cell by performing fundamental studies and engineering scale test as one of the activities of the development of the Salt-Free Purex Process. This paper describes the overview of development of the Electro-Oxidation Cell applied in the Purex Process at PNC and the results of Engineering scale test.

Key Words: Purex Process, FBR spent fuel, Salt-bearing waste, Electro-Oxidation Cell, Salt-Free, Engineering scale test

Transport Phenomena of Iodine from Noble Gas Bubble into Sodium

Kazuhito Shimoyama Hiroyasu Ishikawa Shinya Miyahara

PNC Technical Review No. 83 p. 46—50 (1992)

The xenon-iodine mixed gas bubble behavior tests were carried out in a liquid sodium pool to study the transport phenomena of iodine from the bubble into the sodium.

In the tests, the bubble was generated in the pool by crushing a quartz glass ball which contained the xenon-iodine mixed gas. The test parameters were a) the bubble diameter (the mixed gas volume), b) the initial iodine concentration, c) the sodium temperature, and d) the sodium pool depth.

From the tests, the following results were obtained.

- (1) The mass transfer rate of iodine from the bubble into the sodium correlated adequately with both the bubble diameter and the iodine concentration.
- (2) An empirical equation, to evaluate the attenuation factor of iodine in the sodium, was obtained by deducing a mass transfer coefficient from the relation between the mass transfer flux and the iodine concentration.

Key Words: Noble Gas, Iodine, Sodium, Xenon, Krypton, Cover Gas, Experiment, Bubble, FBR, Fission Product, Source Term, Safety Research.

Development of Remote Inspection for Stainless Steel Lined Vessel

Takashi Hirayama Yasuo Nojima Kazuo Ishikawa

Tetsuo Kozaka Satoshi Ogawa

PNC Technical Review No. 83 p. 62—66 (1992)

The Tokai Reprocessing Plant is provided with 30 vessels made with stainless steel to store low active liquid waste. Number of effort has been made to develop the remote inspection technology for these vessels since 1984.

Developed one is originated from conventional submerged TV camera robot that is used in the field of ocean resources research. The inspection robot has been modified in series by adopting inspection devices.

Synthetic test was made in 1988. The result of this test reveals that modifications are sufficient to apply this robot for the inspection.

Further modifications are carrying out to advance the functions and increase the abilities.

Key Words: Remote Inspection, Lined Vessel

Development of Nuclear Material Accountancy Control System

Naonori Hirosawa Sadamitsu Kashima Mitsunori Akiba

PNC Technical Review No. 83 p. 67—69 (1992)

PNC is developing a wide area of nuclear fuel cycle.

Therefore, much nuclear material with a various form exists at each facility in the Works, and the controls of the inventory changes and the physical inventories of nuclear material are important.

Nuclear material accountancy is a basic measure in safeguards system based on Non-Proliferation Treaty (NPT).

In the light of such importance of material accountancy, the data base of nuclear material control and the material accountancy report system for all facilities has been developed by using the computer.

By this system, accountancy report to STA is being presented certainly and timely. Property management and rapid responding to various inquiries can be carried out by the data base system which has free item searching procedure.

Key Words: Nuclear Fuel Cycle, Inventory Changes, Physical Inventories, Nuclear Material Accountancy, Safeguards, NPT, Data Base System, Nuclear Material Control, Accountancy Report, Property Management

Using Geological Information to Develop New Exploration Project for Uranium Deposits in Southern Africa

Osamu Takahashi

PNC Technical Review No. 83 p. 70—76(1992)

Unconformity related uranium deposits which contain a large amount of resources with higher grades will be economically superior to other types of deposits.

This paper presents the integrated use of geological information, which includes compilation data for the Precambrian geology in southern Africa and selected structural geologic data for some analogues of unconformity related uranium deposit in Canada (e.g. Key Lake deposit in Athabasca Basin) and the Precambrian rock hosted uranium deposit in Africa (e.g. Oklo-Munana, Rossing, Shinkolobwe and Dome deposits).

Finally, some favourable geological terraines for unconformity related uranium deposit and the Pre-cambrian rock hosted uranium deposit were selected on the basis of geological information.

Further significant discoveries are likely in the following geological terraines.

1. Both the unconformity related and Oklo-Munana type deposits are favourable at (a) and (b).
(a) the Lower Proterozoic Eburnian belts which are unconformably overlain by sequences of Kibaran and also the unmetamorphosed sequences in Pan-African. The age and paleo-environment of the unmetamorphosed sequences in Pan-African is comparable to Kibaran.
(b) the unmetamorphosed sequences in Eburnian.
2. The Rossing, Shinkolobwe and Dome type deposits are favourable at the Upper Proterozoic Pan-African Belts.

Key Words: Unconformity Related Uranium Deposits, Geological Information, Southern Africa, Uranium Exploration

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 北京発展大厦602房間	TEL (1)501-0564 FAX (1)501-0566
VANCOUVER	PNC Exploration(Canada)Co. Ltd. # 2401, 650, West Georgia Street, Box 11571, Vancouver Centre Vancouver, B. C. V6B 4N8 Canada	TEL 604-681-6151 FAX 604-682-3452
SYDNEY	PNC Exploration(Australia)Pty. Ltd. 16th Floor, Royal Exchange Bldg., 56 Pitt Street, Sydney, N. S. W. 2000 Australia	TEL 2-241-1594 FAX 2-251-1584
PERTH	PNC Exploration(Australia)Pty. Ltd. Perth Branch 26 Lyall Street, South Perth W. A. 6151 Australia	TEL 9-474-1120 FAX 9-474-3709