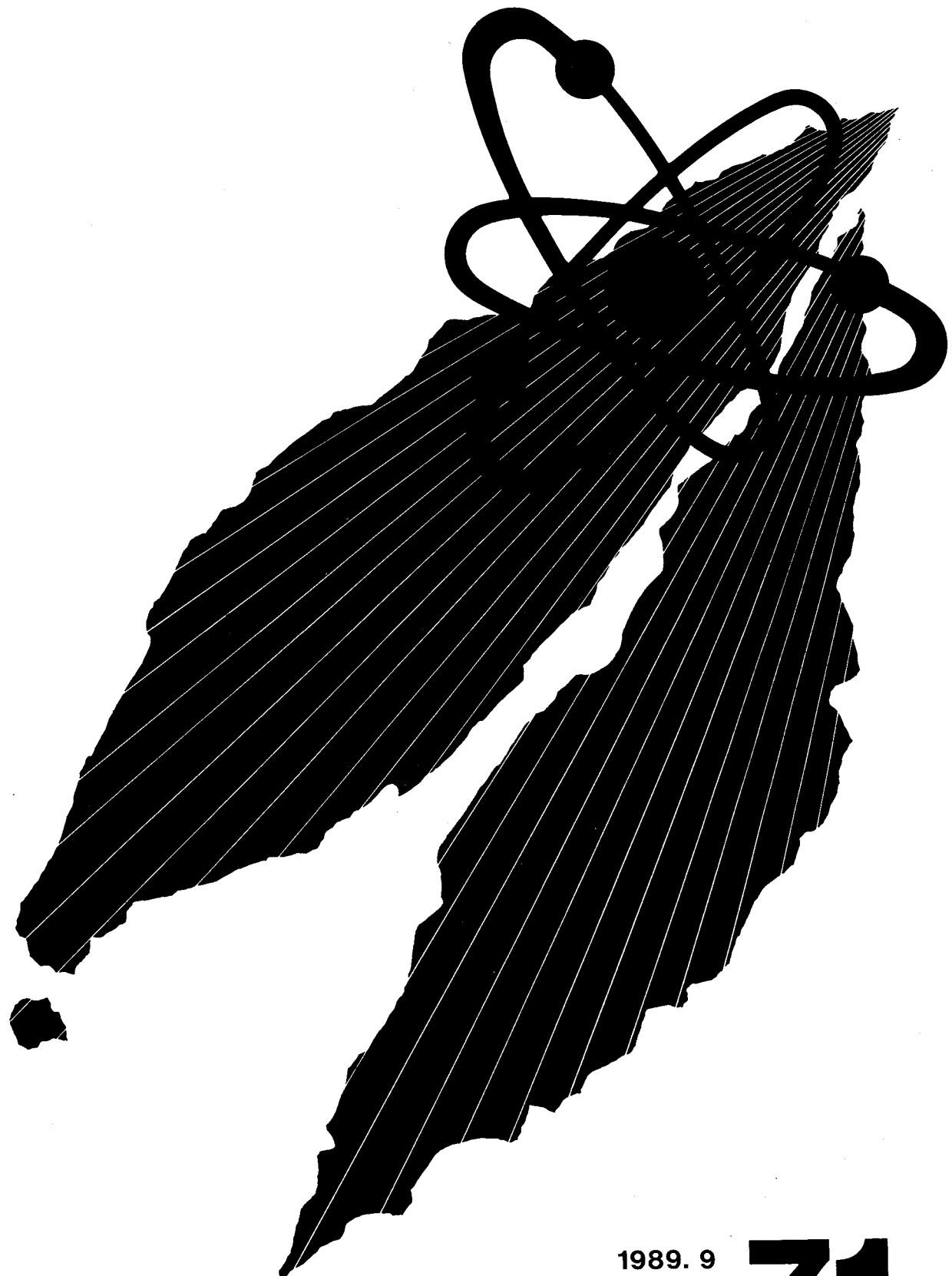


動燃技報

PNC Technical Review



1989. 9
No. 71

動燃技報 No.71 もくじ

概況

新型転換炉の開発	1
高速増殖炉の開発	3
核燃料サイクルの開発	8
再処理技術の開発	10
ウラン資源・探鉱と技術開発	12
廃棄物処理の開発	14
ウラン濃縮技術の開発	15
安全管理技術の開発	16
核物質管理業務	19

技術資料

スカイシャイン線量率評価コードシステムの開発	21
山本 健政 三島 肇 中江 延男	

技術小論

「常陽」における異常時運転支援システムの開発	34
高津戸 裕司 大和田 敏雄 森本 誠 青木 裕 時田 光彦 照沼 誠一	
熱流体—構造物連成解析のためのインターフェイス プログラム (FLUSH) の開発	40
大平 博昭	
MOX 燃料製造自動化運転支援システムの開発	46
郡司 保利 藤原 茂雄 磯 秀敏 鈴木 良宏 宍戸 利夫	
地表ガンマ線測定による地質構造調査法	52
目黒 昇	
「もんじゅ」燃料集合体照射後試験用輸送容器の開発	60
宇留鷺 真一 新谷 聖法 松島 英哉	

国際協力

国際会議、海外派遣等	64
------------	----

活動

外部発表、特許・実用新案	66
--------------	----



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（165MWe）は、平成元年1月に第13回目の燃料取替に伴う計画停止を終了後、計画どおり運転を再開して以来定格出力にて順調に運転を継続している。本年7月19日から「ふげん」は第8回定期検査に入る予定である。

第8回定期検査については、6月9日付で定期検査申請を行った。また、定期検査期間中に実施する応力腐食割れ予防対策工事等の各種改良工事に係わる設工認申請および使用前検査申請を行うとともに、工場製作段階における使用前検査を順次受検している。さらに、第8回定期検査では作業員の被ばく低減の観点から原子炉一次冷却系統の系統化除染を計画しており、実施に向け手順等技術的検討を行った。

固体廃棄物処理設備の増設工事のうち、雑固体廃棄物焼却設備については据付工事が終了した。今後系統運転試験を実施し、平成元年9月末には竣工の予定である。

第1四半期の発電電力量は360,360MWh、設備利用率は100%であった。

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼動率 (%)	設備利用率 (%)
元年4月	118,800	720	100	100
5月	122,760	744	100	100
6月	118,800	720	100	100
合計	360,360	2,184	100	100

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4つの実規模開発試験施設を中心として展開している。

原型炉「ふげん」について、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合理化、被ばくの低減化ならびに MOX 燃料の

照射健全性の確認と評価を重点に進めている。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「ふげん」の第14サイクル炉心の実績評価を行い、設計コードの予測精度向上方策について検討を行い、設計コードの予測精度向上方策について検討を行った。

実証炉の設計コードについて「ふげん」運転データおよび大洗試験結果に基づいた精度評価を引き続き実施するとともに、コードのシステム化を行っている。

2.2 炉物理研究

「ふげん」の照射用36本高富化度燃料の中間層にガドリニア (Gd_2O_3 ; 1%) 入りウラン燃料棒を組み入れた軸方向富化度分布付燃料の核特性実験を行った。今回は、この集合体を装荷した炉心の燃料棒径方向中性子束分布を測定した。

また、「ふげん」炉心から取り出した標準 MOX 燃料集合体（燃焼度18,200MWd/t）の照射後試験 (PIE) で得られた FP 生成量、ペレット内部分布等の非破壊試験データを再現する計算コードの解析精度評価作業が完了し、まとめ作業を開始した。

高速炉燃料再処理施設の実用化に向けて設計、運転管理を行うための基盤的技術である未臨界度管理手法を確立し、臨界安全設計技術の高度化を図るために、未臨界度測定試験施設 (DCA) の整備計画を進めている。この一環として、DCA の炉心改造と建屋の増設に係わる設計に関し、主に設備の合理化を図る観点から63年12月から実施していた調整設計が5月に終了した。引き続き、安全審査に対応するべく詳細設計(I)の準備を行っている。

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、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 の解析モデルの改良と検証を引き続き実施し、開発したスペーサーモデルや二相混合モデルを ATR 以外の燃料体の限界出力の評価に使用した場合の予測精度評価を行っている。

また、コードを検証するためのサブチャンネル混合試験を実施中である。

2.4 安全性研究開発

ATR 実証炉において、事故がある程度設計基準事象を越えても、プラントがこれに対処できる余裕を持っ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。評価手法の開発に際しては、シビア・アクシデント時の ATR プラント挙動を評価できるようにモデルの修正および機能の追加を行っている。

シビア・アクシデント評価事象として、LOCA 時の ECCS 不作動等の事象を選定し、この事象が解析できるように重水系による燃料冷却機能を HEAT UP コードに追加した。

中小破断冷却材喪失事故最適計算コードを検証することを目的として、下降管小破断実験解析を行っている。

プラント異常診断システムの開発については、プラント状態量の偏差パターンの形状の相違を識別し異常原因を同定する方法の開発と、異常進展予測コードの改良を引き続いて行った。

また、シビア・アクシデント時の重水による燃料冷却特性を調べるための重水減速材中のカランドリニア管冷却特性試験を引き続いて実施中である。

新型転換炉特有の蒸気ドラム、下部ヘッダ、配管群の供用期間中試験 (ISI) 技術の開発の一環として、作業員の被ばく低減化と検査の迅速化をめざした ISI センサ (ノンカプラント探触子等) の試作と性能試験を実施している。

能試験を実施している。

さらに、「ふげん」一次系化学除染法の開発として、原子炉内に燃料を装荷した状態で行う系統化学除染法の開発を目的として、除染における燃料集合体の健全性、構造健全性を確かめる試験に着手した。

2.5 部品・機器試作開発

コンポーネントテストループを使用して、これまで長時間耐久試験を続行してきた「ふげん」用圧力管集合体のロールドジョイント部の気密性等を調べる非破壊検査を行い、長期健全性を確認した。その後、ループに圧力管集合体を組み込み、耐久試験を継続実施している。

圧力管モニタリング装置については、圧力管内面に形成される酸化被膜の厚さを定量的に測定する技術を開発するため、渦流探触子による特性試験を継続実施している。

2.6 燃料・材料研究開発

材料の照射後試験については、「ふげん」の第 7 回定期検査時に取り出した圧力管材料監視試験片について引張試験、曲げ試験等の強度試験を開始した。

燃料の照射試験については、HBWR 炉(ノルウェー)における出力変動運転モードによる照射試験について順調に照射を継続中である。平成元年 6 月末現在の燃焼度は、約 19,600MWd/t である。

「ふげん」における照射試験では、照射用セグメント燃料集合体（2 体、第 6 回定期検査時に装荷）の照射が順調に進行している。平成元年 6 月末現在の集合体燃焼度は、約 12,100MWd/t である。

「ふげん」の標準 MOX 燃料集合体の照射後試験結果については、大洗工学センター燃料材料開発部における試験結果のとりまとめを行い、成果報告書の作成を実施している。

(動力炉建設運転本部(ATR)
動力炉技術開発部
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

4月1日に終了した100MW 第17サイクル運転に引き続き、第18サイクル炉心構成のための燃料交換作業を完了し、第18サイクル運転（5月8日から7月19日）を継続している。

第18サイクルの炉心構成は、従来の燃料が21体、高性能の改良型燃料が41体、他に照射試験用の燃料が5体、また材料等の照射試験用の集合体が12体になっている。サイクル末期での炉心平均の燃焼度は約34,000MWd/tに達する予定であり、出力係数等の炉心特性の挙動に注目している。なお、45日運転での炉心平均燃焼度は最高で24,000MWd/tであった。

また、本サイクルにおいて「常陽」MK-II 反射体として、従来のSUS316およびSUS304ステンレス鋼に比べて耐スウェーリング特性に優れ、長寿命化が期待されるフェライト鋼の照射（第18～24サイクル）を開始した。あわせて、FBRプラントの高温・高熱効率化に資するため、高温用構造材料としてクリープ破断強度および延性を改善した改良オーステナイト鋼の高温機械特性における照射挙動データの取得を目的に、中性子照射量約 $5 \times 10^{22} n/cm^2$ (total)までの照射を開始した。

3月27日に設置変更許可を得た使用済燃料貯蔵施設の増設については、引き続き設工認のための建屋と内装設備に関する詳細設計を実施している。また、高速炉燃料の性能を実証するための高線出力試験用集合体および破損燃料集合体検出装置の性能を確認するためのFFDL試験用集合体を新たに燃料体として追加する申請の準備として、安全性確認解析および照射用炉心解析を行った。

2. 高速増殖原型炉「もんじゅ」

高速増殖原型炉もんじゅ発電所の建設工事は、平成元年6月末現在の総合進捗率が69.4%に達し、計画された建設工事に沿って順調に進んでいる。

土木工事は、主として岸壁内造成工事、中央配管溝工事および開閉所基礎工事等を継続実施中である。1号道路（荷揚げ岸壁～2号道路間）工事は4月末竣工し岸壁からの重量物輸送に使われている。3月中旬より開始した取水口周り工事は、海底床掘り、基礎工事を経て6月中旬より取水口（護岸部およびカーテンウォール部）ケーソンの据付工事に入っている。

建築工事は、主要建物の軸体工事（鉄筋組立、コンクリート打設工事および仕上げ工事）を実施している。原子炉建物（地下4階、地上1階）は、原子炉格納容器内部コンクリート地下1階部および外部遮蔽壁円筒部を実施中である。原子炉補助建物（地下4階、地上2階）は、地上2階部（含む屋上部）を実施中である。また、地上2階の一部のエリアまで機電側に引き渡している。タービン建物およびディーゼル建物は、軸体工事がほぼ終了し、防水・仕上げ工事を実施中である。タービン架台工事も6月末完了した。その他メンテナンス・廃棄物処理建物工事も工程どおり進んでいる。

機電工事は、原子炉建物内、原子炉容器室において原子炉容器周り配管の高圧テストが4月20日完了し、原子炉容器内遮蔽板、ガードパイプ、ガードベッセル保温等取付工事および原子炉容器に繋がる諸配管工事を行っている。また1次主冷却系室では、6月中～下旬にかけて1次主冷却系循環ポンプアウターケーシング2基、1次主冷却系中間熱交換器1基の搬入据付けを行っており、7月中旬までにそれぞれ残り1基および2基を据付ける予定である。

原子炉補助建物では、中央制御室に中央制御盤・監視盤の据付が5月上旬完了した。その他2次補助ナトリウム系配管・機器等諸系統配管・機器および各種電気・計装盤の据付工事を実施している。

ディーゼル建物では、5月中旬ディーゼル発電機機関の据付を完了した。

その他各建物において、ケーブルトレイ、換気空

調ダクト、諸設備配管等の据付工事を継続実施している。

機器の工場製作は、上記サイト内工事に合わせて予定どおり進行している。遮蔽プラグの工場試験は6月末にはほぼ終了した。

もんじゅ建設にあたって、日本原子力発電（株）に対して設計等の技術協力（原電本店）および現地工事の施工管理（原電もんじゅ工事監理事務所）を依頼しており、継続実施中である。

サイトにおいて土木・建築・機電各工事に従事する作業員は平成元年6月末現在2,363名である。

3. FBR プラント設計研究

次期原子力長期計画等への反映を目指し、FBR の実用化方策検討の一環として、各種プラント概念の構築とその技術的、経済的見通しを得るために設計研究を行っている。あわせて実用化へ向けての研究開発課題の摘出、明確化を図っている。

(1) 大型炉設計研究

2005～2010年頃着工を想定し、革新技術を積極的に導入した実用化炉として、2次系削除を特徴としたプラント概念の検討を行っている。本検討にあたっては、2000年以前の着工を想定したプラント概念を設定し、それをベースにおいて革新技術の導入可能性について検討し、プラント概念の構築を行った。本設計研究では、同世代の軽水炉を経済性で上回ることを目指しており、その実現のために設計研究をさらに深めるとともに、必要な研究開発課題の摘出と実施方策についても検討を進めている。

この結果をもとに、経済性の見通しを含むFBR の開発シナリオを検討し、実用化方策に反映する。

(2) 中小型炉設計研究

FBR 技術の高度化、多様化を目指した中小型炉の概念検討のための準備作業を行っており、昨年度の炉心特性評価結果等をもとに、プラント概念構築へ向けて採用すべき技術、出力規模等についての検討を開始している。

(3) その他

新型燃料の研究開発に関連して、金属、炭化物、窒化物各燃料について、MOX と比較しての炉心特性の評価を行い、経済性等について評価した。また、超ウラン元素（TRU）の消滅処理の一環として、TRU の FBR における消滅特性について評価した。この他設計研究に必要な各種設計手法、設計基準の開発整備を進めている。

4. 炉物理研究

近年の計算機の発達に伴い、3次元コードを初め

とする詳細解析コードの開発が各国で進められており、従来では不可能であった現象の解析が可能になりつつある。これらの新しい計算コードを解析システムに取り入れるべく、炉心・遮蔽解析システムの整備を行っている。炉心解析システムの整備としては、3次元輸送コード TRITAC、3次元燃焼コード MOSES、セル計算コード CASUP、感度解析コード SAGEP および ABLE の整備を実施中である。また、新手法に基づく計算コードとして、ノード法コードおよび球面調和関数輸送コードの開発を今年度より開始した。遮蔽解析システムの整備としては、現遮蔽解析システムの解析精度評価を行うべく、遮蔽ベンチマーク実験の解析を進めている。

JUPITER-III 実験解析では、100万キロワット級均質炉心 ZPPR-18 の解析を実施中である。

新型燃料炉心核特性評価の一環として、FCA 装置を用いた金属燃料炉心の臨界実験を日本原子力研究所との共同研究として、今年度から3ヶ年計画で開始した。

5. 高速炉機器システム研究開発

制御棒駆動機構の開発に関しては、大型炉用の新型炉停止機構を開発するため、自己作動型炉停止装置のシステム特性試験（ナトリウム中）の準備を進めている。また、地震時挿入特性を向上させるための分節型制御棒については、水中試験を終了し、解析評価を進めている。

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）の長時間健全性実証試験におけるナトリウム中耐久確認が終了し、所期の継手性能を確認することができた。今後、解体検査および材料試験を行う予定である。また、超電導技術の応用としてナトリウム循環用電磁ポンプの効率改善をめざした超電導電磁ポンプの開発に着手した。

蒸気発生器の開発に関しては、大型炉用蒸気発生器の研究開発として、高クロムモリブデン鋼を使用した一体貫流型蒸気発生器について試験後検査、および材料試験を行っている。二次系削除型蒸気発生器（二重管型蒸気発生器）については、二重伝熱管伝熱特性試験、二重管破損検出システムの基礎試験を実施している。また、小型二重管型蒸気発生器の製作を開始している。

燃料取扱系機器の開発に関しては、使用済燃料集合体の洗浄方式として、従来の脱塩水による湿式洗浄に対して設備、廃棄物量の低減をめざした高温ガス洗浄についての基礎試験（ナトリウム付着量確認試験）を実施した。

供用期間中検査装置の開発に関しては、原子炉容器、中間熱交換器ガードベッセル内等の検査装置の

製作を進めている。

プロセス計装の開発に関しては、「もんじゅ」補助炉心冷却系電磁流量計および「もんじゅ」ナトリウム液位計のナトリウム中校正を実施している。また、超音波式ナトリウム不純物計については、特性確認試験（水中、ナトリウム中）を実施した。中性子計装については、核励起レーザー方式による新型中性子検出法の検討を進めている。

異常検出システムの研究開発に関しては、磁歪型高温用音響検出器、速応性熱電対(SUS-Na熱電対)および全体システムの開発を実施している。また、「もんじゅ」炉心出口流量計のナトリウム実流校正試験を進めている。

高速炉システム評価に関しては、実証炉の基本仕様選定のためのコスト等の評価手法の整備を実施している他、実用化に向けての新技術、新概念の適用性、中小型炉の調査研究等を開始している。

6. 燃料・材料研究開発

燃料の解析、設計コードの開発については、日米共研で実施しているEBR-IIでのTOP、RBCB試験等のデータを用いて過渡時燃料ピン挙動解析コードの検証・モデル改良およびナトリウムと燃料の反応機構を組み入れた破損燃料挙動解析コードの開発を進めている。また、それらの挙動評価と密接に関連するセシウムの移行挙動評価コードの開発を行い、コードの検証を実施した。燃料・材料のデータベースについては、評価システムを整備し操作性的向上を図った。新型燃料については、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開始とともに、金属燃料の炉外評価試験を実施した。

燃料集合体の開発に関しては、大型集合体に関するBDI特性を把握するための炉外圧縮試験を実施している他、高強度フェライト鋼ラッパ管の試作評価、下部プレナム構造の試作、評価を行った。

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中のFFTF照射では、改良316鋼、改良オーステナイト鋼燃料集合体を昭和62年11月より照射し、現在、燃焼度70,000MWd/tを達成している。同じく日米共研で実施している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)）については、Phase-Iの一部解析・評価を実施した。長寿命燃料を対象としたPhase-IIの試験では、一部照射試験を開始した。日仏交換照射については、仏製改良オーステナイト鋼被覆管燃料の照射を昨年8月より「常陽」で行っている。一方、仏Phenix炉でのPNCの改良316鋼被覆管を用いた大型バンドル照射は、今年末に開始の予定で

ある。「常陽」における燃料の照射試験としては、この他、「もんじゅ」燃料の高燃焼度照射、軸非均質燃料照射、改良オーステナイト鋼被覆管燃料照射を行っている。

被覆管材料の中で、将来的な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、合金設計を行うとともに、クリープ強度改善のための被覆管製造技術の開発を実施している。被覆管材料の照射試験としては「常陽」およびFFTFにおいて、改良316鋼については、 $2.3 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) 以上を目標として実施している。現状、FFTFで改良316鋼、改良オーステナイト鋼については、405°Cにおいて $2.8 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$)までのスエリングデータが得られている。

制御棒の開発については、Naボンドピンの開発のためのB₄Cと被覆管との両立性試験を前年度より継続して進めている他、「常陽」の制御棒材料照射リグ(AMIR)を用いて各種試験を実施し、B₄Cと被覆管との機械的相互作用等の挙動評価を行っている。

実験炉用照射装置の開発では、破損燃料照射挙動測定装置の開発を進めている。

燃料集合体の貯蔵・輸送技術開発については、被覆管の腐食健全性試験を継続実施しており、また原型炉照射後試験用燃料輸送容器の詳細設計を完了した。

「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、建家詳細設計とともに主要機器の試作・開発を行っている。

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、非線形構造解析法の高度化研究として、汎用非線形構造解析プログラムの拡張・整備、非軸対称座屈解析評価および繰返し塑性構成方程式の評価を実施している。

構造物要素強度試験に関しては、容器と配管とを接続するノズルを模擬した試験体のナトリウム中熱過渡試験を実施している。

構造物強度確性試験に関しては、熱応力緩和構造モデル(2)の熱過渡強度試験を実施している。

耐震構造試験に関しては、高速炉建物および機器の免震構造に関する研究を実施している。また、構造物動的試験装置の製作を進めている。

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検討および円筒容器試験体のき裂進展データを得る試験を実施している。

大気中およびナトリウム中構造材料試験に関して

は、SUS 304、改良 SUS 316 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、大型炉用材料強度基準の検討を実施している。

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進めている。

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での腐食、クリープ、引張およびライボロジイ挙動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、低コスト、高性能 CP ト ラップ材の開発を実施している。

ナトリウム分析に関しては、「常陽」のナトリウムおよびカバーガスアルゴンの純度管理のための分析を継続実施している。また、「常陽」の CP 対策に関する評価、試験材料の分析等を行っている。

8. 安全研究

炉心部ナトリウム過渡熱流動試験については、炉心機器熱流動試験施設において、ヘリカルコイル 3 本体系での管列共存対流試験と集合体間熱移行試験装置の試験体部(19本バンドル)の基本熱流動特性を把握するための予備実験を行った。

炉体構造水流動試験においては、日本原子力発電㈱と共同で進めていた自然循環によるタンク型炉崩壊熱除去に関する試験研究を本年度も継続することとなり、炉心径方向発熱分布を考慮した実験を開始した。

プラント過渡応答試験では、37本ピン束供試体による高出力条件での配管破損時熱過渡試験および低出力時のナトリウム定常沸騰試験を実施中である。

熱流力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 について、自然循環解析の効率化を計るために、高度のベクトル化作業を開始した。並行して、熱交換器モジュールの機能強化に関するモデル開発を開始した。この他、集合体内沸騰解析コード SABENA について並行チャンネルナトリウム沸騰解析を可能とするコード改良を実施中である。FP ガス放出時の冷却能力を評価する解析モデルの改良作業を完了した。また、プラント応答解析コード SSC については、常陽 Mark II 炉心による自然循環試験データを用いたコード検証を実施した。

炉心の安全研究では崩壊炉心エネルギー低減試験について蒸気泡の構造材との熱交換による低減、冷却材中で凝縮・熱交換による低減を試験により解明し成果をまとめた。

炉心物質移行挙動試験については、高温模擬試験装置(MELT-II)を用いて溶融塩一錫板の組合せによる溶融ジェット一構造材相互作用試験を実施し、データ解析を進めた。

安全解析コードの開発では、米国ロスアラモス国立研究所にて日・米・独・仏・EC の参加の下で開発を進めてきた炉心崩壊過程解析コード SIMMER 用の新たな熱流力モデル AFDM のテスト作業を実施する一方、実機解析コードとして完成すべく SIMMER-III 開発計画の立案を進めた。

国際協力で進めている炉内安全性試験では、国際共同による CABRI-1 試験成果の総合評価と報告書作成を終了した。また、継続 CABRI-2 試験計画の高燃焼度ピン試験を行い、データ分析を進めた。

SCARABEE 炉内試験では、事故集合体を模擬した BE+3 試験、隣接集合体への破損伝播シリーズの PI-A 試験の事後解析とモデル開発を継続して行うとともに、隣接集合体への融体放出試験 PV-A の試験前解析を実施し、試験条件の確定作業を進めた。

原型炉を対象に進めている確率論的リスク評価(PRA)については、昨年度に引き続き、最新の設計運転情報に基づいて再構築したモデルを用いて事故シーケンスの発生確率を評価し、支配的因子の分析を行うとともに、運転要領の検討への反映を行い、これらの結果の整理および報告書の作成を実施した。さらに、事故のコンシーケンス解析についても、種々の事故カテゴリー(UTOP、ULOHS および ULOT 等の事象)について事故進展挙動の解析評価を進め、現象論的イベントツリーを作成し結果の整理を行うとともに、一部のカテゴリーの事故過程については分岐確率の評価を実施している。また、米国エネルギー省との共同による信頼性データベース(CREDO)の拡充を図っているが、今期もデータ収集を継続するとともに、データベースの分析評価を進めている。今期米国から更新データが送付されており、母集団が着実に増加している。現在共通原因故障候補の摘出評価や機器の信頼性データの系統別整理等を実施している。

プラントに係わる安全研究については、リスク評価のために、格納施設内事象のスペクトル解析および環境安全解析を行い、事故時の格納施設健全性について詳細解析の準備を開始した。また、CONTAIN コードの開発整備を継続した。

FP の移行試験については、ナトリウム・コンクリート反応に伴う FP 移行率の測定を完了し、模擬燃料からの FP 放出試験の準備を継続した。

ナトリウム燃焼試験では、棒状漏洩流の燃焼試験を継続し、実験式の導出に必要なデータを収集中で

ある。また、セラミック系ライナの開発では、ライナ構造体の事故時健全性評価試験を開始した。

蒸気発生器のナトリウム・水反応試験については、設計基準事象に係わる冷却管の破損伝播試験の第2回を実施した。

この他、日独仏ナトリウム燃焼およびソースターム専門家会議（於、仏国ガデラシュ）およびCONTAIN コード専門家会議（於、西独 KfK）で研究成果の交換および今後の協力項目の協議を行った。

（動力炉技術開発部
動力炉建設運転本部（FBR）
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 燃料の製造

「常陽」MK-II 第5次取替燃料(50体)の製造を継続した。

(2) ATR 燃料の製造

「ふげん」第14次製造分(第14次取替用、34体)の製造を継続実施した。

材料の照射後試験については、「ふげん」の第7回定期検査時に取り出した圧力管材料監視試験片について引張試験、曲げ試験等の強度試験を開始した。

「ふげん」の標準MOX燃料集合体の照射後試験については、大洗工学センター燃料材料開発部における試験結果のとりまとめを行い、成果報告書の作成を実施している。

(3) プルトニウム燃料の利用技術開発

1) 混合酸化物燃料の製造技術開発

マイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換粉末を原料として、「もんじゅ」燃料並の低密度燃料を作るための最適密度降下剤の選定試験を行った。いくつかの候補の中からセルロース系の市販品が適していることの確認とこれを使う場合の工程条件を確立した。

2) 常陽における照射試験

部分溶解試験(B5D)、中心温度測定試験(INTA-2)、実証炉仕様照射試験-2(C6D)について燃料設計を開始した。実証炉仕様照射試験-1(B7)の部材の受入れ検査が終了し、8月に官庁検査を受ける予定である。

3) ガドリニア添加 MOX 燃料の開発

プルトニウム燃料第一開発室に設置した製造試験設備のウラン試験を継続している。ATR仕様の燃料ペレットの製造確認を終え、現在添加物を混入させたときの焼結中の化学反応が確認できるよう装置の調整を行っている。

4) 実証炉のための燃料照射試験

異常な過渡変化に対する余裕度や負荷変動に対

する適応性を確認するためのセグメント燃料は、「ふげん」におけるベース照射を継続している。高燃焼度を目指す照射用ガドリニア燃料については、5月に設計認可を取得し、燃料の製造を開始した。日負荷追従運転に対する健全性の確認照射試験はハルデン炉における試験を継続している。

5) 新素材燃料に関する研究

金属燃料製造モックアップ試験機の調整を終え、モックアップ試験を開始した。試験素材にはPu-U-Zr合金と融点が近い高炭素鋼(1,340°C)を使用し、射出成型条件の確立を中心に進めた。

6) 炭・窒素物燃料に関する研究

既設グローブボックス内に不活性雰囲気環境を確保するための小グローブボックスの施設検査を5月に受け、合格した。

7) プルサーマル照射試験

電力との共研の敦賀炉、ドッドワード炉(以下BWR)、ハルデン炉(PWR)の照射を継続している。動燃独自で行っているハルデン炉照射(IFAP-514)は今年度から照射後試験を開始した。

8) 新材料の溶接技術開発

米国から購入したパルス磁気溶接機の設置が終わり、調整試験運転を行っている。

(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(第三開発室)のATRラインの建屋建築については、建屋内側の壁、床の塗装を継続して施工中である。

建屋建築の進捗率は、約97.5%である。

2. プルトニウム混合転換技術開発

(1) プルトニウム転換技術開発

プルトニウム転換技術開発施設(転換能力: 10kgMOX/日)において、硝酸プルトニウム溶液と硝酸ウラニル溶液をマイクロ波加熱直接脱硝法(MH法)により、131バッチ、約290kgMOXの混合転換を実施した。プルトニウム試験を開始して以来の累

積転換量は、3,910kgMOXに達した。

なお、平成元年2月23日から10月下旬までの予定で定期検査および自主検査を実施中である。

(2) 連続脱硝技術開発

連続脱硝試験設備において、回収ウランを原料とした工学試験を継続実施した。今期は、52ロット(約130kgU)の連続脱硝試験を実施し、「ふげん」取替燃料用原料の一部としてプルトニウム燃料工場へ払い出した。なお、「ふげん」取替燃料用原料としての供給は本年5月で終了した。これまでに実施した工学試験の結果および評価は、報告書としてまとめを実施中である。

また、大型転換施設開発の一環として進めているスクリューフィーダ方式の脱硝装置の設計を開始した。

(3) 濡式回収工程の技術開発

濡式回収精製設備において、連続溶解技術開発試験の報告書作成および溶媒洗浄技術開発等を引き続き行った。また、2kgMOX設備の更新に関しては現地据付を進め、第6回施設検査を6月16日に受検し、合格した。

さらに、新溶液処理試験設備においては、詳細設計の発注手続中である。

(4) プルトニウム混合転換装置の開発

蒸発装置の開発において、凍結真空乾燥試験装置を用いて処理速度、除染効率の確認試験を継続実施した。今期は硝酸溶液を用いて、設定した冷却温度と蒸気圧における処理速度の測定を実施した。また、硝酸プルトニウム溶液を用いて除染効率の測定を実施した。

(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

昭和63年6月からの計画停止中の工事についての進捗状況は以下のとおりである。

主要な工事のうち、プルトニウム溶液蒸発缶塔部の交換工事は昨年11月に、酸回収蒸発缶の交換工事および酸回収精留塔加熱部の交換工事は本年4月13日に終了した。

また、パルスフィルタの二系列化工事については、本年5月に通水作動試験を行った結果、パルスフィルタを含む系統での効率的な運転の観点から、改善した方が良いと判断される点が見い出されたため、所要の追加工事を実施中である。

なお、6月30日における使用済燃料の貯蔵管理状況は表1のとおりである。

2. 再処理技術開発

大型塔槽類の解体・撤去・据付技術開発については、遠隔解体装置の製作・据付を実施した。

3. 高速炉燃料再処理技術開発

3.1 技術開発

3.1.1 プロセス技術開発

(1) 前処理工程技術開発

清澄装置の開発について、振動特性に関する試験を実施中である。

(2) 主分離工程技術開発

プルトニウム抽出パルスカラム試験装置を用いた各種の試験を実施中である。

(3) 工程共通技術開発

ホットセル内における設備診断技術開発については、廃液漏洩検知システムに関する試験を継続実施中である。

3.1.2 材料技術開発

CPF、OTL等におけるホット材料試験については、 γ 線、プルトニウム等に対する要因別ホット腐食挙動試験を実施中である。

表1 使用済燃料貯蔵状況（6月30日現在）

電力会社	原 子 力 発 電 所	型	*1 重 量	集 合 体
東京電力㈱	福島第一原子力発電所 1号	BWR	6.3 tU	34 体
//	// 2号	//	6.3 tU	34 体
//	// 3号	//	1.3 tU	7 体
//	// 5号	//	6.3 tU	34 体
中国電力㈱	島根原子力発電所 1号	//	0 tU	0 体
日本原子力発電㈱	東海第二発電所	//	21.7 tU	116 体
//	敦賀発電所 1号	//	0.4 tU	2 体
中部電力㈱	浜岡原子力発電所 2号	//	6.3 tU	34 体
関西電力㈱	美浜発電所 1号	PWR	42.6 tU	118 体
//	// 2号	//	2.0 tU	5 体
//	// 3号	//	1.3 tU	3 体
//	大飯発電所 2号	//	0.5 tU	1 体
九州電力㈱	玄海原子力発電所 1号	//	12.0 tU	30 体
四国電力㈱	伊方発電所 1号	//	5.5 tU	14 体
勤燃	新 型 転 換 炉 ふげん	ATR	10.4 tU	68 体
合 計			*2 118.8 tU	500 体

*1 : 炉装荷時重量

*2 : 合計は個々の重量の和と計算手法上異なる。

ホット腐食試験に対するコールド比較評価試験については、所定の腐食試験を継続実施中である。

スパッタリング法による耐食アモルファスコーティング技術については、管内面へのコーティング施工法に関する検討を実施中である。

3.1.3 遠隔技術開発

新型マニプレータの開発については、試作2号機の操作性向上を目的としてスレーブアームの改良を実施している。

遠隔継手の開発については、信頼性評価試験を実施中である。

3.1.4 分析計装技術開発

溶液中のPu、U濃度および原子価等の分析を対象に、X線、レーザ等を利用したインライン分析技術の開発を目的に、試作装置の評価試験を継続実施中である。

3.1.5 日米共同研究

米国ORNLとの前処理、抽出、遠隔および設計の分野にわたる共同研究を実施中である。

連続溶解槽の設計研究、レーザ解体試験、遠心速抽出機のウラン試験、遠隔サンプリングシステム試験等を実施中である。

3.2 施設設計

リサイクル機器試験施設について、詳細設計を実施した。

3.3 高レベル放射性物質研究施設(CPF)

高速実験炉「常陽」での照射済燃料（平均燃焼度～約54,700MWD/t、Pu富化度約29%）を用いた第14回ホット試験を終了し、データ解析作業を実施中である。また、引き続き「常陽」の照射済燃料（平均燃焼度～約54,100MWD/t、Pu富化度約30%）を用いた第15回ホット試験を実施中である。

(核燃料サイクル技術開発部 核燃料施設計画部)



ウラン資源・探鉱と 技術開発

1. 海外調査探鉱

1.1 カナダ

ドーンレイクプロジェクトのミッドウェスト鉱床では、坑内でテスト探鉱を行うための調査坑を掘進中である。深さ185mの立坑は完成し、水平坑道は150mまで掘進した。6月2日に林理事長一行がテスト探鉱の現地を視察した。民間提示に向けて技術解析を行っている。

プリンセスメリープロジェクトは、6月から夏期調査作業を開始し、有望な鉱脈を試錐で確認している。

1.2 オーストラリア

ルーダルプロジェクトでCRA社と共に調査を新規に発足した。現地調査を行っている。

タナマイプロジェクトでは、試錐調査、地化学調査を開始した。

1.3 アフリカ

テッシリでは調査結果の解析を行い、ジンバブエでは調査再開に向けて諸準備を行った。

1.4 中国

建昌プロジェクトで試錐・物探調査を実施した。また、リモートセンシング解析のための岩石スペクトル値の測定を行った。

1.5 ブラジル

動燃とウラン探査に関する打合せを行うため、ブラジル原子力工業会社(INB)の総裁が7月に来日する予定である。

1.6 海外法人等

① カナダ現地法人

プロジェクトの調査作業の実施とプロジェクト開拓のための情報収集と交渉等を行った。

	プロジェクト名	単独調査	共同調査	現況
カナダ	北西準州 (プリンセスメリー地区)		○	現地調査開始
	サスカチュワン州 (ドーンレイク地区)		○	テスト探鉱実施中
	// (クローズレイク地区)		○	調査結果解析中
	// (クリーレイク地区)		○	現地調査実施中
オーストラリア	北部特別州 (ウェストバインクリーク地区)	○	○	現地調査実施中
	// (アーネムランド地区)		○	鉱区申請を提出
	西オーストラリア州 (ルーダル地区)		○	現地調査実施中
	// (タナマイ地区)		○	現地調査実施中
アフリカ	ニジェール (セキレ・テッシリ地区)	○	○	調査結果解析中
	ジンバブエ (カリバレイク地区)			調査準備実施中
	中央アフリカ (バクーマ地区)			調査準備実施中
中国	(建昌地区)		○	現地調査実施中
ブラジル	(リオフレスコ地区)	○		ウラン探査に関する協議の為の諸準備実施中

② オーストラリア現地法人

プロジェクトの調査作業の実施とプロジェクト開拓のための情報収集を行った。

③ パリ事務所

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

④ 北京事務所

共同調査の支援と新規プロジェクト開拓のための情報収集を行った。

天安門事件の後、北京事務所員を一時帰任させた。

2. 採鉱技術開発

リモートセンシング利用技術開発はオーストラリア、タナマイプロジェクトで画像処理、解析を実施した。

また、画像処理のための基礎データの収集のために中国で現地調査を行った。

物理探査技術開発は、孔内レーダー法、熱流量探査技術開発、岩石物性試験、精密電磁法開発等について実施中である。

エキスパートシステムと高度集中解析システムの開発を行っている。

3. 採鉱技術開発

ヒープリーチング施設は維持管理を行った。

インプレースリーチング技術開発は流線解析プログラムを作成した。

鉱物試験はジンバブエ、中国、カボンおよびカナダ産試料について実施した。

塩化揮発法による鉱石処理試験は、たて型炉によるペレット試料を使ったウラン分別試験と揮発塩化物回収試験を行った。

低濃度ウラン回収のための高性能吸着剤の開発試験を継続実施している。

(国際部 資源開発室)



廃棄物処理処分の開発

1. 廃棄物対策

1.1 高レベル廃棄物固化処理貯蔵技術開発

ガラス融解改造炉 B について、炉の耐久性の確認および運転信頼性の向上のための試験を継続した。

実規模開発室では、溶融炉の遠隔操作試験としてキャニスターを製造し運転データの解析を実施した。

模擬ガラス固化体の評価試験は、継続して実施中である。

ガラス固化技術開発施設建設については、敷地内整備等の先行工事および地下 2 階のコンクリート打設を実施中である。

1.2 TRU 廃棄物

(1) プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF)

プルトニウム廃棄物の減容安定化処理技術に関する実証試験を継続し、高性能フィルタを含め可燃性固体廃棄物を約4.1t 処理した。難燃性固体廃棄物は約0.7t 処理した。6月末現在の累積処理量は約19.5t になった。

(2) 固体廃棄物前処理施設 (WDF)

高線量の α 廃棄物の減容処理としての α セルでは除染仕分・プレス等の分割処理を継続した。

α ホールでは、照射燃料試験室等から受け入れた試験機器・部品等の大型廃棄物の解体処理を実施し、今期は約4,700kg 処理した。6月末現在の累積処理量は、約30t になった。

(3) 再処理低レベル廃棄物処理技術開発

低レベル放射性廃棄物の減容を目的とした、低レベル廃液乾燥粉体化処理試験およびホット試験を終了した。廃溶媒熱分解試験は、ホット試験準備を行った。

アスファルト固化技術施設は、開発運転を実施し約140m³の廃液を処理した。

廃溶媒処理技術開発施設は、開発運転を実施し、約12m³の廃溶媒を処理してドデカンと TBP に分離した。分離した TBP の固化処理として、PVC 固化

およびエポキシ固化を実施した。

クリプトン回収技術開発施設は試運転に入り、機能確認試験を実施した。

1.3 廃棄物処理処分技術開発

人工バリアについての研究は、炭素鋼・チタンの廃食試験を実施中で、緩衝材ベントナイトの基本特性試験を実施した。天然バリアに関するナチュラルアナログ研究として、中部事業所において、ウラン鉱床内の地下水分析およびウラン鉱体近傍における断層周辺岩体の電子顕微鏡による分析・観察を実施した。

国際協力として、OECD/NEA ストリバ計画・カナダ原子力公社 (AECL)・ベルギーのモル原子力研究所・スイス国立放射性廃棄物貯蔵組合 (NAGRA)との共同研究を継続した。

1.4 廃棄物処理と管理

(1) 東海事務所

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系固体廃棄物をプルトニウム廃棄物貯蔵施設等に受け入れて保管した。また、PWTF 等の実証試験用として一部を払い出した。

ウラン系可燃性廃棄物焼却施設および中央廃水処理場の運転と、ウラン系固体廃棄物の受け入れ貯蔵管理を行った。

再処理施設から、高放射性固体廃棄物および低放射性固体廃棄物を受け入れ、高放射性固体廃棄物貯蔵庫および低放射性固体廃棄物貯蔵庫へ貯蔵管理した。

(2) 大洗工学センター

各施設から発生した放射性廃棄物を中央廃棄物処理場へ運搬し、処理を委託した。

各施設からの廃液は、受け入れ処理した後、中央廃棄物処理場に移送した。蒸発缶濃縮廃液は、乾燥溶融化処理を実施した。

(環境技術開発促進本部)



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の開発

電気事業者、日本原燃産業（株）との共同研究により、従来材料に比べてより高周速に耐える新素材を用いた高性能機の回転特性試験、UF₆分離特性試験、ブロックカスケード試験等を継続実施している。

(2) UF₆取扱技術開発

従来の UF₆処理システムよりもさらに合理化を進めた新システムについて、信頼性試験を継続して実施中である。

(3) 分子レーザ法濃縮技術の開発

理化学研究所（以下「理研」という）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、理研とともに工学実証試験を進めている。

2. パイロットプラント

信頼性試験および回収ウラン再濃縮試験を継続した。

3. 原型プラント

第一運転単位（DOP-1）については、操業運転を継続した。

第二運転単位（DOP-2）については、UF₆処理系に係わる運転に引き続きカスケード起動を行い、5月18日操業運転に入った。

原型プラントに求められている試験項目の1つである運転継続のまま増設する技術を実証し、解析、評価を実施した。

（核燃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

平成元年度第1四半期の実績および今後の予定は、以下のとおりである。

1. 個人被ばく線量当量測定・評価技術の開発

(1) 外部被ばく線量当量・評価技術の高度化研究

米国ORNLで実施された第14回個人被ばく線量計相互比較研究(PDIS 14)用に、TLDバッジを送付した。PDIS 14では、²⁵²Cf等の中性子線源と数種の減速体を組み合わせたエネルギー分布の異なる6種類の標準中性子減速場において、各国の48参加機関から送付された中性子個人線量計の照射が行われた。

(2) 内部被ばく線量当量測定・評価技術の向上

内部被ばく線量計算コードの整備として大型計算機用内部被ばく線量計算コードPIEDEC-Rの汎用化整備を開始した。コードの機能としては、ICRP(Pub. 30)の基本的な評価法に、身長・体重データから比実効エネルギー(SEE)を補正するシステムを付加することとした。さらに、パーソナルコンピュータ用PIEDEC-PCコードに、核種毎の組織における放射能残留・排泄量および組織線量当量等の計算結果の図形表示機能を追加するための検討を開始した。

(3) 放射線防護の最適化研究

作業者の被ばく線量の統計処理、解析を行う計算コードを整備するとともに、他産業分野の最適化に関する調査および核燃料施設で使用するグローブボックスの遮蔽設計に関する最適化の事例研究(費用一便益分析に基づく検討)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) 放射線測定の標準化および校正方法の確立

放射線および放射能の測定精度の向上を目的として、基準校正場の整備やトレーサビリティの確立を進めてきている。

今期は、 γ 線およびX線基準校正場の整備の一環

として、校正用X線発生装置のX線の実効エネルギーをX線管電圧と付加フィルタの組合せを変えて半価層から評価した。今後も引き続き、種々の条件下でのエネルギー分布の測定を行う予定である。また、⁵⁷Coおよび²⁴¹Amを内蔵した低エネルギー γ 線照射装置が来期納入される予定である。

β 線基準校正場の整備の一環として、昭和63年度第一四半期に実施した β 線基準線量計の特性試験のデータをまとめた。

今後、 β 線源の整備や国家標準による検定を行う予定である。

中性子線基準校正場の整備の一環として、中性子線源に種々の減速体を組み合わせた校正場のエネルギー分布の評価を行うため、スペクトル評価用計算コード、計算条件等について検討した。

放射能測定におけるトレーサビリティの確立の一環としては、基準測定器(2π 比例計数管)を制作し、その基本的な特性試験を行った。

(東海事業所)

(2) 新型放射線測定機器の開発

- 新しい放射線測定機器として、高濃縮ウランに代わり⁶Liなどの安定同位体を利用した臨界警報装置用中性子検出器や α 線混在場で²⁴¹Puなどから放出される軟 β 線の測定が可能な機器の開発を行っている。

臨界警報装置用中性子検出器について、今期は試作器の改良を行った。来期以降、基本特性試験や照射試験等を実施する予定である。

²⁴¹Pu軟 β 線用測定器について、今期は、比例計数管およびプラスチックシンチレータ検出器の2種類の試作器の基本性能試験を実施した。来期は、 α 線と β 線分離特性、感度等の特性試験を行う。

(東海事業所)

- バックグラウンド補償型 β 線ダストモニタの開発

本開発は、Rn-Tn信号除去原理を応用し、連続

吸引時において Rn-Tn 測定信号の除去機能を有するダストモニタを製作するものである。

Rn-Tn 娘核種の影響を受けない放射能測定装置の試作器による試験の結果、下記成果が得られて実用化の目処がついた。

- ・ α 線測定信号からの Rn-Tn 信号除去率； 100%
- ・ β 線測定信号からの Rn-Tn 信号除去率； 90%

また、 β 線ダストモニタの基本仕様である検出部の遮光膜厚を検討し、遮光膜厚を $2.2\text{mg}/\text{cm}^2$ と決定した。

今後は、測定部および記録部の仕様検討後、実験装置を製作し、機器の調整、基本性能試験および Rn-Tn の除去性能試験を実施する。

(東海事業所)

(3) 法令改正への対応

1) 1cm 線量当量対応型放射線測定器と従来から使用している放射線測定器との比較測定を人形峠事業所内の作業環境で実施した。その結果、従来の測定器で mR を単位変更して μSv として使用しても、放射線管理上は問題の無いことが確認された。また、同時にこれらの作業環境でゲルマニウム半導体検出器によるスペクトル測定を行い、低エネルギー領域に顕著な光電ピークおよび散乱線がないことを確認した。

(人形峠事業所)

2) 1cm 線量当量の精密測定

昨年度に開発した1cm 線量当量測定用スペクトルメータの試験結果を取りまとめ、日本保健物理学会で発表するとともに、引き続き作業環境における γ 線スペクトル測定を行った。また、1cm 線量当量対応型サーベイメータによる測定値とスペクトル分布測定より求めた評価値との比較を実施した。今後は、使用核種が異なる数多くの環境場での測定を計画している。

(大洗工学センター)

3. 放射線管理技術の開発

(1) 空気中放射性ダストの挙動解析技術の開発

今期は、空気中放射性ダストの挙動の解析技術(空気流線測定技術、粒径・粒度分布測定技術等)、特に空気流線測定技術に関して検討した。空気流線測定技術に関しては、プルトニウム燃料第三開発室の工程室において、測定点の間隔や測定時間の影響を調査するための 3 次元風向・風速計を用いた測定試験を実施した。これらの結果、工程室の広さに応じた測定条件が明らかとなった。

また、工程室についてこの 3 次元風向風速計により空気流線を測定し、3 次元空気流線マップを作成した。この結果、従来 2 次元情報を基に設置していたエアスニファサンプリングヘッドの設定位置の妥当性が再確認された。来期も引き続き工程室の空気流線を測定する予定である。

(2) フィルタ性能評価技術の開発

核燃料物質使用施設等で使用されている廃棄設備(フィルタユニット部)の高性能エアフィルタ(HEPA、ULPA)についてエアロゾルの捕集特性把握および性能評価試験方法の確立を図るため、 $0.1\text{ }\mu\text{m}$ 前後のフィルタ性能評価技術の開発を進めている。

今期は、試験粒子を発生させるレーザー極微粒子発生装置の詳細設計を実施するとともに、高性能エアフィルタについて、 $0.1\sim 0.3\text{ }\mu\text{m}$ のエアロゾルによる捕集特性試験実施の準備を行った。

来期において、レーザー極微粒子発生装置の製作を行うとともに、 $0.1\sim 0.3\text{ }\mu\text{m}$ のエアロゾルによる捕集特性試験を実施し、従来の評価法($0.3\text{ }\mu\text{m}$ の HOT-DOP 試験)との比較を行う予定である。

(3) 排気中ヨウ素の最適捕集材、捕集効率の調査研究

再処理施設から放出される気体廃棄物中の放射性ヨウ素を測定する排気モニタの捕集材について、最適の材質、捕集条件および捕集効率の調査研究を実施している。これまでの検討結果により、従来の活性炭含浸ろ紙(CP-20)に比べ活性炭素纖維(ACF)の方が捕集効率が大きい、さらに、活性炭カートリッジの前段に配置する場合には、ヨウ化メチルの捕集能力を高めるために活性炭に添加する TEDA(トリエチレンジアミン)は、ACF の場合、むしろ無添加であるほうが活性炭カートリッジも含めた全体の捕集効果が高いことがわかった。

上記結果については、十分な確認が必要であるため、次回のキャンペーンにおいて実証試験を行う予定である。今期は次回キャンペーンでの実験準備として実用タイプの ACF フィルタの仕様検討を行った。

(4) 放射能画像解析評価技術の開発

種々の画像処理技術を応用して、放射能の位置分布をテレビ画像化し、解析評価する方法を検討している。

今期は、プルトニウム取扱施設内空気中放射性ダストの測定において長年の懸案である迅速な α 放射体の測定評価法について検討した。

主な検討項目は、自然放射能であるラドンおよびその娘核種とプルトニウムの画像処理による弁別、プルトニウムの粒子径評価である。

(東海事業所)

4. 環境放射能測定・評価技術の開発

(1) 放射性物質の移行経路に関する研究

環境中ヨウ素-129の移行に関する研究として、精米および原乳の分析を行うとともに、エアサンプラーにより大気中の粒子状およびガス状ヨウ素の捕集を開始した。

粒子状放射性物質の沈着・再浮遊に関する研究については、アンダーセンサンプラーによる粒径別大気エアロゾルの捕集結果から再浮遊等について検討を行うとともに放射性降下物採取装置を設置し、作動確認を行った。

(東海事業所)

(2) 長半減期核種の分析法の開発

土壤および植物中のテクネチウム-99分析法の検討については、土壤の前処理法および安定レニウムを用いた回収率補正法の検討を開始した。

液体シンチレーション測定法における試料調整時の基礎条件および安定レニウムの影響ならびに安定レニウムを用いた回収率補正法の検討を行った。

一方、排水中ネプツニウム-237の分析法については、トリウムおよびプルトニウムのDF試験を実施し、さらに、DFを向上させるため分析法の検討を開始した。

(東海事業所)

(3) 廃棄物の処分に係る環境安全研究

プロメチウム-147およびサマリウム-151のHPLC(高速液体クロマトグラフ)における分離条件の検討として、HPLCによる安定サマリウムおよび安定ネオジム(回収率補正用)の分離時間および回収率の繰り返し分析精度ならびに濃縮カラムによるサマリウム、ネオジムの回収率におよぼす濃縮流速の条件についての検討を行った。

(東海事業所)

(4) 大気中ラドン濃度の測定

ICRP Pub. 26において実効線量当量の概念が導入され、ラドンによる被ばくが注目されている。1988

年の国連科学委員会報告では、自然環境中における年間実効線量当量の推定値を2.4mSvと評価したが、そのうちの約50%がラドンによる被ばくによるものであると示されている。

人形峠事業所では、ラドン濃度が比較的高い環境であると考えられ、また、世界的にも環境中でのラドンの挙動、測定、評価法に関する総合的な研究の重要性が増大してきており、平成元年度よりラドン研究の一環として事業所周辺の大気中ラドン測定を積分型モニタを使用した測定を開始した。

(人形峠事業所)

5. 原子力のPAに係る考え方の調査研究

原子力技術の健全な開発を進めるにあたり、周辺住民の理解を得ることが、プロジェクトの推進上、必要不可欠になっているが、昭和61年に発生したチェルノブイル原子力発電所での事故以来、PA問題は原子力施設に近接していない都市部の人達をも巻き込み、これまで以上に重要な位置付けを占めるようになってきている。

しかし、原子力施設は高度な技術および知見のもとに成り立っているため、一般の人達には中々理解しがたいものとなっている。

原子力に対する理解を妨げている原因の1つは、原子力分野で用いられている用語が日常使い慣れている言葉と遊離しているためと考えられるので、平易な言葉でわかりやすく解説した用語集が必要と考え、作成のための調査に取りかかった。解説する用語の選定にあたっては、新聞など、一般の人が情報を入手する媒体を対照に、どの様な言葉がよく用いられるか、また、どのような事象が疑問として抱かれているかを調査し、その中から頻度の高いものを抽出した。次四半期に、解説文の作成にかかる予定である。

(東海事業所)

(本社安全部)



核物質管理業務

核物質管理部は、本年4月1日の組織再編において新たに発足した部である。業務の内容は、旧組織の保障措置室、核燃料部輸送対策室および核燃料部計画課の業務の一部（核物質利用計画）を引き継いでおり、次のとおりである。

- (1) 核物質の利用に関すること。
- (2) 核物質防護に関すること。
- (3) 保障措置に関すること。
- (4) 輸送および輸送容器開発に関すること。

以下、これら主要業務について概況を報告する。

1. 核物質利用

事業団における核物質利用状況を総合的に把握するため、核物質利用に関する情報収集システムの検討を開始した。

また、核燃料サイクル開発を進める上で必要な回収ウランの利用を総合的に検討するため、事業団内の関連部門が参加する回収ウラン研究技術連絡会を発足させ、検討を開始した。

2. 核物質防護

施設に係る核物質防護の總理府令が平成元年5月26日に施行されたのに伴い、各事業所毎に核物質防護管理者を選任し国へ届出るとともに、核物質防護規定を制定するための諸手続を進めた。

輸送関連の核物質防護については、核物質防護に関する取決めの締結確認申請を10件行った。

3. 保障措置

平成元年度第1四半期の主要な保障措置業務実施状況は以下のとおりである。

(1) 計量管理報告

原子炉等規制法および国際規制物質の使用に関する規則に基づき、科学技術庁へ以下の報告書を提出した。

- | | |
|----------------|--------|
| ① 在庫変動報告 (ICM) | 4,296件 |
|----------------|--------|

- | | |
|------------------|--------|
| ② 実在庫調査明細書 (PIL) | 1,991件 |
| ③ 物質収支報告書 (MBR) | 36件 |
| ④ 国籍管理報告書 (OCR) | 4,377件 |

(2) 実在庫確認 (PIT) および実在庫検認 (PIV)
実在庫確認は施設者が行い、その結果を国に報告する。国とIAEAは、施設が提供した報告に基づいて記録および実在庫の検認を行う。当該期間中に以下の施設で実在庫の確認および実在庫検認が行われた。

事 業 所	施 設
大洗工学センター	常 陽

(3) その他

- ① 4月25日～26日に「もんじゅ」サイトにおいてIAEAの第1回DIV（設計情報検認）が行われ、施設の一般概要説明や現場検認等を行った。
- ② 日米保障措置非公式会合が、5月23～24日に東京および東海にて開催された。動燃は、「もんじゅ」施設の概要、プルトニウム燃料製造施設で実施している研究開発状況、およびリサイクル機器試験施設等の計画について説明した。
- ③ 日一IAEA合同委員会が、5月29日～31日にウイーンで開催され、前回の合同委員会以降、1年間の査察業務上の課題について意見交換を行った。
- ④ JASPS合同委員会が、6月1日～2日にウイーンで開催され、技術開発テーマについての検討を行った。

4. 輸送および輸送容器開発

(1) 輸送業務

次の核物質輸送を実施した。

- | | |
|------------|------|
| ①回収ウラン | : 5回 |
| ②「常陽」使用済燃料 | : 1回 |
| ③濃縮ウラン | : 2回 |

④劣化ウラン : 1回

(2) 輸送容器の開発

① 航空輸送容器

プルトニウム航空輸送容器については、最新の設計に基づく輸送容器を製作中である。また、米国マコウスキ法の基準化を米国NRCへ委託して検討している。

② もんじゅ照射後試験用輸送容器

本年度開始予定の安全審査の準備として安全解析書の作成を開始した。

③ もんじゅ照射試験用輸送容器

詳細設計を終了し報告書をとりまとめた。

④ ATR 大型輸送容器

収納可能体数をパラメータサーベイし報告書にとりまとめた。

(核物質管理部)



スカイシャイン線量率評価 コードシステムの開発

山本 偉政 三島 毅 中江 延男*

東海事業所核燃料技術開発部

*同技術開発推進部

資料番号：71-1

Development of Code System for Analysis of Skyshine
Dose Rate

Hidemasa Yamamoto Tsuyoshi Mishima
Nobuo Nakae*
(Nuclear Fuel Technology Development Division,
Tokai Works.
*Technology Development Coordination Division,
ditto.)

中性子線およびガンマ線のスカイシャイン線量率を容易にかつ精度良く評価するために、複数の解析コード、ライブラリを組み合わせたコードシステム(SKYLARK システム)を開発した。このシステムは、問題領域(評価対象)ごとに分割された4種類のモジュールとドライバーラーチンによって構成されており、入力データ簡略化のために代表的物質の原子数密度を内蔵し、自動メッシュ分割機能等も組み込まれている。さらに、本システムの精度を確認するために、国内外で報告されているスカイシャインベンチマーク問題(3題)に基づく検証も実施した。

本稿では、今回開発したシステムの紹介および報告値に基づく検証の結果について報告する。

1. まえがき

既存のスカイシャイン線量率を評価するコードとしては、QAD、G-33、BCG、SKYSHINE 等のコードがある。しかし、これらのコードは主としてガンマ線の評価を対象に開発された計算コードであるため、原子力発電所等とは異なり、プルトニウム燃料施設のように中性子線についても評価が必要である場合には、適用することができなかった。そのため、これまで中性子線およびガンマ線のスカイシャイン線量率を評価するためには、複数の計算コード(ANISN、DOT3.5等)を組み合わせて、体系のモデル化、線源の評価、断面積の作成、エネルギー群の縮約、天井外壁面から漏洩する Flux(線束)の計算、そしてスカイシャイン線量率評価を行っていた(図1参照)。この解析を行うためには、複数の計算コードに関する知識はもちろん、それらの接続に関する知識、さらには計算機の取扱いまで含めた非常

に広範囲でかつ専門的な知識が必要であるため、スカイシャイン線量率評価に精通した専門家しか解析を行うことができなかった。

以上のようなことから、中性子線・ガンマ線のスカイシャイン線量率評価を特に専門家でなくとも、容易にかつ精度良く行うことのできるコードシステム(SKYLARK)を図1の評価フローに基づき開発した。なお、SKYLARK システムはスカイシャイン線量率評価計算のみでなく、その前処理であるエネルギー群縮約のための断面積の感度解析および通常の一次元、二次元の遮蔽計算も行うことができる機能を有している。

SKYLARK システムは、1979年より専門家が行っていた評価手順、入力データ作成方法、各計算コード間の連続方法等の調査を開始し、それに基づいたコードの体系化・連接化を行い、その後実験データ等に基づく精度評価および改良を行った。

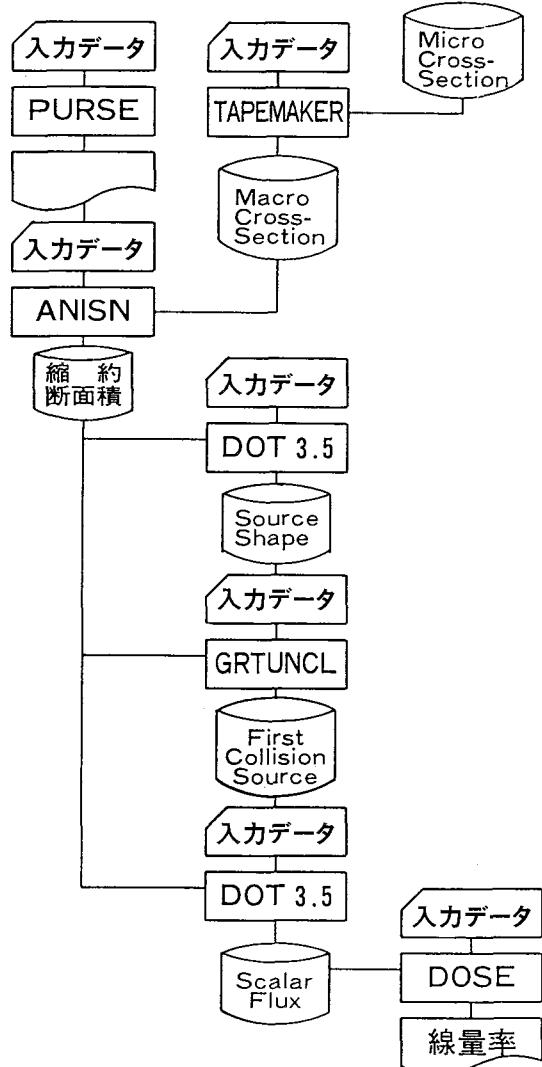


図1 これまでの解析フロー

2. コードシステムの概要

SKYLARK システムは、図 2 に示すようにスカイシャイン線量率評価手順調査に基づき、問題領域（評価対象）ごとに独立した 4 つの処理コントロールモジュール、一連の処理を人が介することなく制御するドライバーチン、3 種類の断面積ライブラリおよび複数の計算コード群から構成されている。

4 つのコントロールモジュールの評価対象は、以下のとおりである。

- (1) SKY 1 モジュール：エネルギー群縮約のための断面積の Flux に対する感度解析
- (2) SKY 2 モジュール：一連のスカイシャイン線量率の計算
- (3) SKY 3 モジュール：一次元の遮蔽解析
- (4) SKY 4 モジュール：二次元の遮蔽解析

各コントロールモジュールの詳細については、後述

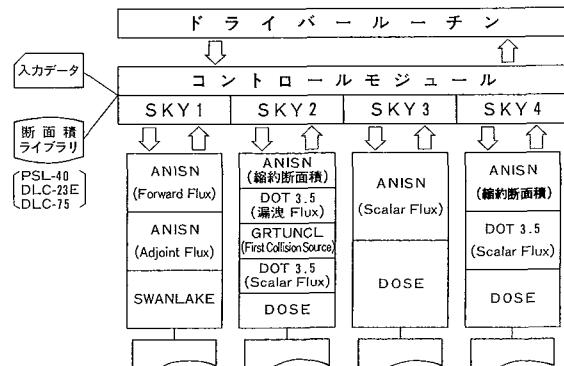


図2 SKYLARKシステム構成図

する。

SKYLARK システムは入力データ作成を容易にするために、個々の計算コードの入力データを別々に作成するのではなく、全体で 1 つの入力データにまとめた。さらに、下記のような機能をシステム内に組み込むことによって、入力データの簡略化も図った。

(1) 代表的物質の物性データの組み込み

解析にたびたび使用される物質（空気、ステンレス、コンクリート等）の原子個数密度を組み込んでおり、「AIR」、「SUS 304」の形式で入力することができる。

(2) 任意の Sn 角度分点定数の作成（二次元のみ）

利用者の Sn 角度分点次数を入力することによって、内蔵されている DOQ-DP コードにより、Sn 角度分点数（方向余弦、重み）を算出し、DOT 3.5 コードに利用することができる。なお、ANISN コードについては $S_2, S_4, S_6, S_8, S_{12}, S_{16}$ の Sn 角度分点定数をシステム内部に組み込んでいる。

(3) 自動メッシュ分割機能

計算モデルの物質（領域）の厚さを入力することによって、メッシュ分割を対数でシステムが行う機能を有している。しかし、現状では単純に領域の厚さを対数で分割するだけで、物質の密度を考慮したメッシュ分割を行うことはできない。

(4) 任意の断面積ライブラリの選択

本システムには、PSL-40、DLC-23E、DLC-75 の 3 種類の断面積ライブラリが組み込まれており、解析対象（新燃料、使用済燃料等）に応じて使い分けをすることができる。また、各ライブラリに格納されている核種の ID 番号も統一されている。このため、どのライブラリを利用する場合も核種の ID 番号を変更する必要はない。

(5) 任意の線量率変換係数の選択

PSL-40、DLC-23E ライブラリを使用する場合

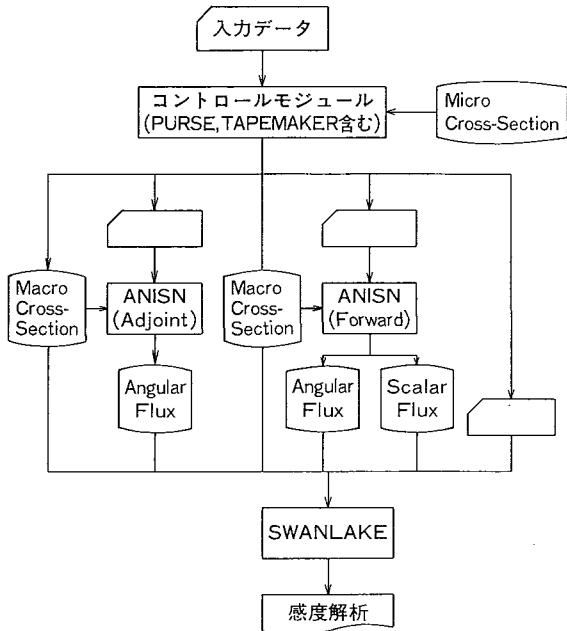


図3 SKY 1 モジュールのシステムフロー

は、通常の変換係数と科学技術庁の告示にある変換係数のどちらかを選択することができる。DLC-75ライブラリの場合は、通常の変換係数のみである。また、エネルギー群を縮約する場合の変換係数は、内部で算出する。

2.1 SKY 1 モジュール

このモジュールは、解析条件（体系、物質等）を考慮し、使用する断面積ライブラリの適切な縮約エネルギーレンジを決定するために断面積の感度解析を行うモジュールであり、PURSE, TAPEMAKER, ANISN, SWANLAKE コードから構成される。処理手順としては、図 3 にシステムフローを示すように、まず ANISN コードを用い、随伴角度束 (Adjoint Angular Flux) および順方向角度束 (Forward Angular Flux)、順方向スカラー束 (Forward Scalar Flux) を算出する。次に、SWANLAKE コードにそれらを入力として与えて感度解析を実施し、その結果を出力する。

2.2 SKY 2 モジュール

このモジュールは、SKY 1 モジュールの結果(断面積の感度解析)を基に、スカイシャイン線量率の計算を行うモジュールであり、PURSE, TAPEMAKER, ANISN, DOT 3.5, GRTUNCL, DOSE コードから構成される。計算手法としては、二次元 Sn 輸送計算コードで発生する「Ray-Effect (射線効

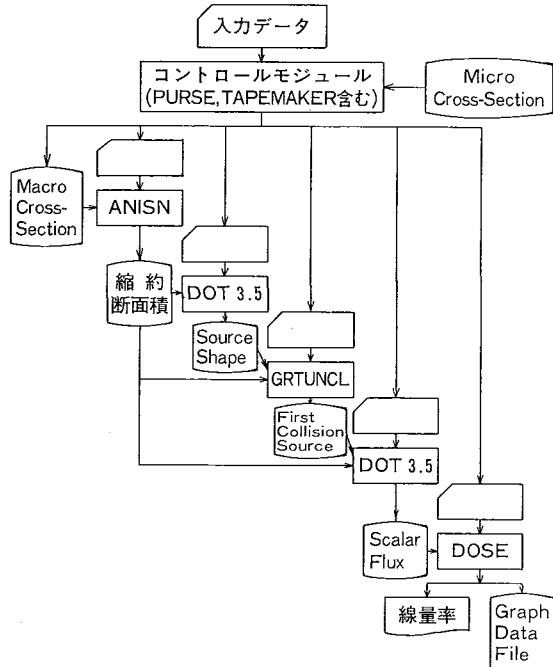


図4 SKY2 モジュールのシステムフロー

果)」現象を解消するために、「First Collision Source (初期衝突線源) 法」を用いる。

処理手順としては、図 4 にシステムフローを示すように、まず ANISN コードを用いて縮約断面積を作成し、この縮約断面積を用いて DOT3.5コードで天井壁面での Angular Flux を算出する。次に、この Angular Flux を用いて、GRTUNCL コードで First Collision Source を計算し、これを線源として、DOT3.5コードで周辺監視区域での Scalar

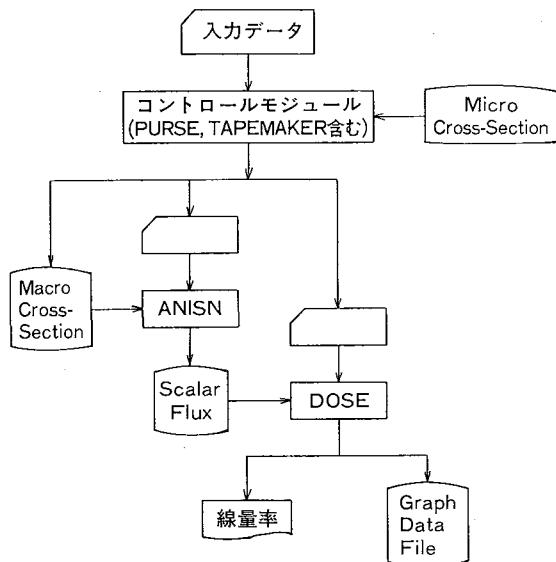


図5 SKY3 モジュールのシステムフロー

Flux を計算する。その後、DOSE コードで Scalar Flux を線量率に変換する。

2.3 SKY 3 モジュール

このモジュールは、ANISN コードによる通常の一次元遮蔽計算を行うモジュールであり、PURSE、TAPEMAKER、ANISN、DOSE コードより構成される。処理手順は、図 5 にシステムフローを示すように ANISN コードにより Scalar Flux を計算し、DOSE コードによりそれを線量率に変換する。

2.4 SKY 4 モジュール

このモジュールは、DOT3.5コードによる通常の二次元遮蔽計算を行うモジュールであり、PURSE、TAPEMAKER、ANISN、DOT3.5、DOSE コードより構成される。処理手順は、図 6 にシステムフローを示すように、まず ANISN コードを用いて縮約断面積を作成し、この縮約断面積を用いて、DOT 3.5 コードにより Scalar Flux を計算し、それを DOSE コードにより、線量率に変換する。

3. 精度評価

SKYLARK システムを用いて、実際の施設を評価するためには、その精度を評価しておく必要がある。個々の計算コード、ライブラリおよび計算手法は從来から使用されてきており、信頼性の面から特に問題はない。そこで、コードシステム全体として見た場合どうなるかということについて精度を評価することにした。

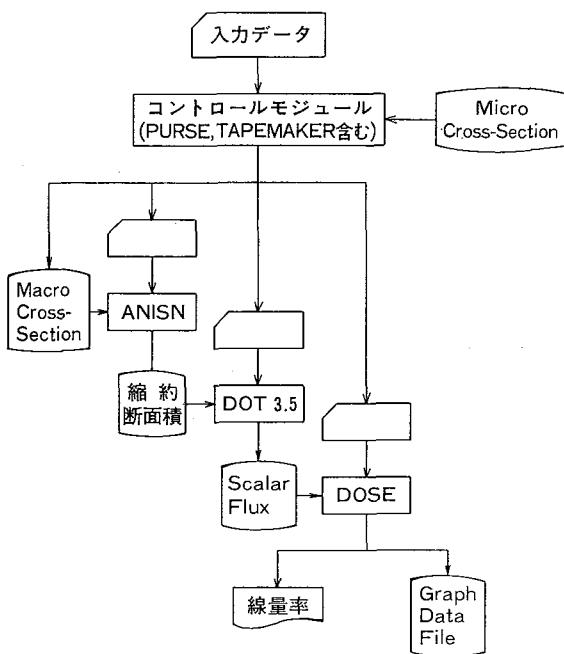


図 6 SKY4 モジュールのシステムフロー

に、国内外において既に報告されているスカイシャインベンチマーク問題（中性子線問題：1題、ガンマ線問題：2題）に基づく評価を行った。以下に3題のベンチマーク問題とその評価方法・結果について述べる。

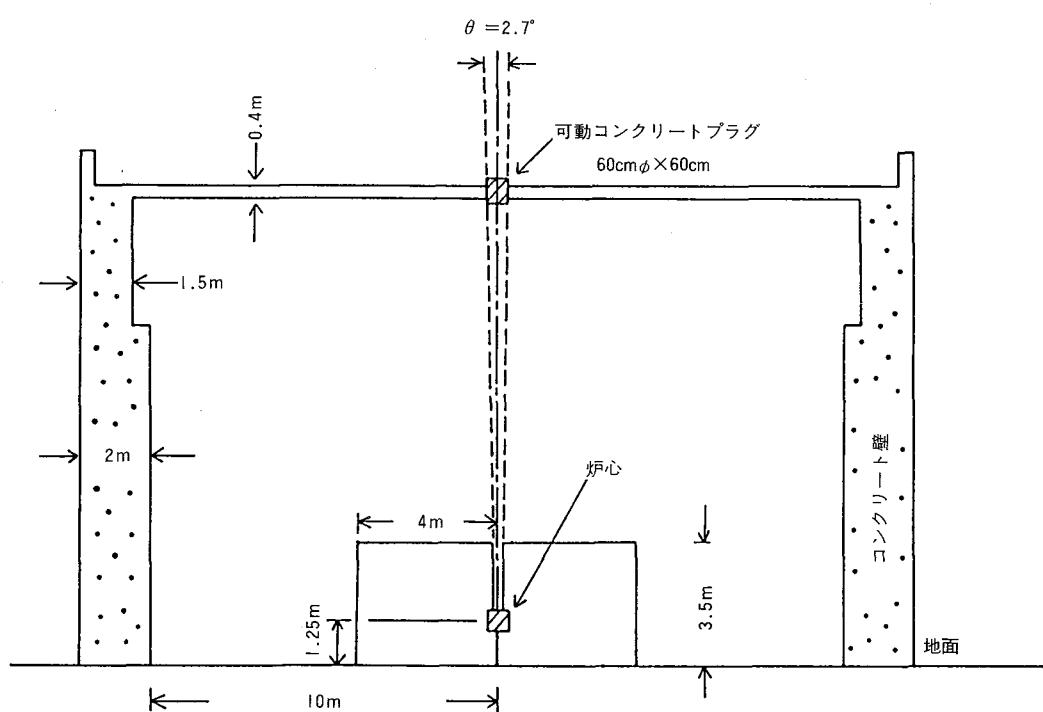


図 7 高速中性子源炉「弥生」の実験体系

3.1 高速中性子源炉「弥生」からのスカイシャイン線量率評価

3.1.1 実験の概要

スカイシャインの実験は、東京大学原子力工学研究施設高速中性子源炉「弥生」(93%金属燃料約28kg: 炉出力2kW空冷)において実施された。実験は建屋の炉室天井(高さ12.5m)の実験孔(直径60cm)より、垂直方向に漏洩した高速中性子が大気中で散乱され、この中性子スカイシャイン線量率を地上1.5mで測定したものである。

ここでの線源は、実験孔φ60cmあたり、中性子源が 1.07×10^8 Neutron/sec (10keV以上) の中性子ビームであり、実験の概略を図7に示す。

3.1.2 評価の概要

本評価では、3.1.1で述べた実験のデータを基に線源を天井の実験孔の上部に置き、その強度を単位体積あたりの強度(1.07×10^8 Neutron/sec·cm³)とし、PSL-40ライブラリの群構造に沿って、10keV以上の中性子群の1群～14群に均等に振り分けることとした。

まず、PSL-40ライブラリは中性子22群、ガンマ線18群の合計40群の多数群であり、エネルギー群数の縮約を行うため、感度解析をSKY 1モジュールを用いて行った。その結果は、図8に示すように、中性子の4群目にピークが見られ、他はそれに比べて小さい。したがって、縮約群数を中性子6群、ガンマ線1群(中性子の問題であるため)とした。また、エネルギー群縮約の影響を見るため、オリジナルの中性子22群も用いた。なお、計算条件として、P1ルジャンドル展開次数およびSn角度分点次数は、それぞれ P_3 、 P_{12} を用いた。

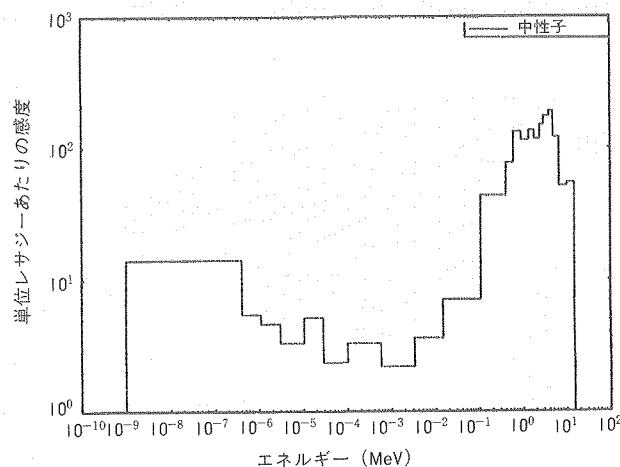


図8 感度解析結果(弥生)

次に、縮約の妥当性を確認するために、22群の断面積と6群の縮約断面積を用いて、天井コンクリート外表面における中性子線量率をANISNコードにより算出した。その結果、22群は427.17rem/hr、6群は、425.01rem/hrとなり、縮約群の方が多少低めの評価となった。

続いて、SKY 2モジュールを用いたスカイシャイン線量率の計算を行った。その時の計算条件は、以下のとおりである。

計算体系 : 1/2R-Z

P1ルジャンドル展開次数 : P_3

Sn角度分点数 : 166

計算モデル図(DOT3.5(1)) : 図9

計算モデル図(DOT3.5(2)) : 図10

3.1.3 評価結果および考察

実験値および本評価の多数群(22群)、縮約群(6群)の計算結果を表1、図11に示す。

両者を比較すると、多数群、縮約群ともに線源に近い位置では、実験値と良い一致がみられる。しかし、線源からの距離が遠くなるにしたがい、過大評価の傾向にある。これは、線源である中性子ビームの放出角度を、実験では天井の引出し孔より垂直方向に $\theta=2.7^\circ$ で大気中に放出しているが、評価では天井の引出し孔上部に線源領域(空気1cm³)を設け、引出し孔表面より180°上方に放出していると仮

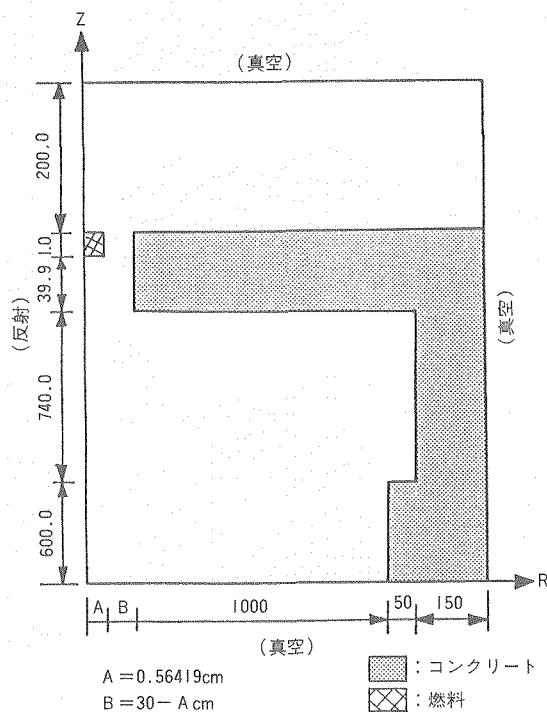


図9 二次元計算体系(1) [単位: cm]

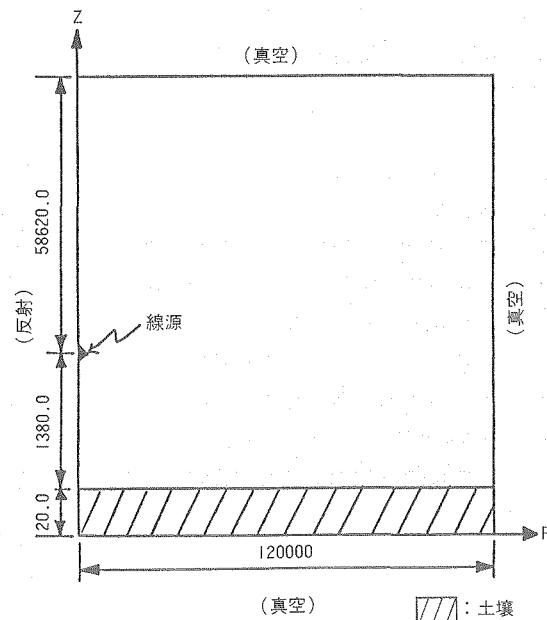


図10 二次元計算体系(2) [単位: cm]

定したため、地面との散乱を過大評価していると考えられる。

多数群と縮約群の計算結果の比較では、縮約後の検証結果と同様に縮約群の結果の方が多少低めの評価である。しかし、全体的にその差は数パーセント

表 I 高速中性子源炉「弥生」からの中性子

スカイシャイン線量率

(評価位置: 地上約1.5m)

距離 (m) ()内は実験値	SKYLARK (6群) (mrem/hr)	SKYLARK (22群) (mrem/hr)	実験値* (mrem/hr)
31.9(31.2)	1.47616E-2	1.54845E-2	1.574E-2
104.1(107.9)	3.40767E-3	3.64103E-3	3.245E-3
198.5(195.9)	9.48879E-4	1.02165E-3	7.887E-4
327.9(292.5)	2.55885E-4	2.77448E-4	2.029E-4
401.5(443.0)	1.38625E-4	1.50426E-4	5.227E-5
507.2	5.83772E-5	6.36107E-5	
604.5(644.6)	2.36769E-5	2.58478E-5	9.674E-6
723.0	9.41639E-6	1.02972E-5	
801.2	5.36222E-6	5.87685E-6	
898.8	2.93946E-6	3.21906E-6	
1027.7(999.6)	1.31838E-6	1.43247E-6	6.454E-7

*グラフからの読み取値

であり、かつ実験値と比較しても十分安全側の評価である。

3.2 Radiation Research Associates (RRA) 野外実験におけるスカイシャイン線量率評価

3.2.1 実験の概要

この実験は、米国のRadiation Research Associates (RRA) が米国カンザス州立大学の野外遮蔽実験場にて実施した。線源は、⁶⁰Co点状線源で、強度は公称4,000Ci、230Ciおよび10Ciの3種類であり、

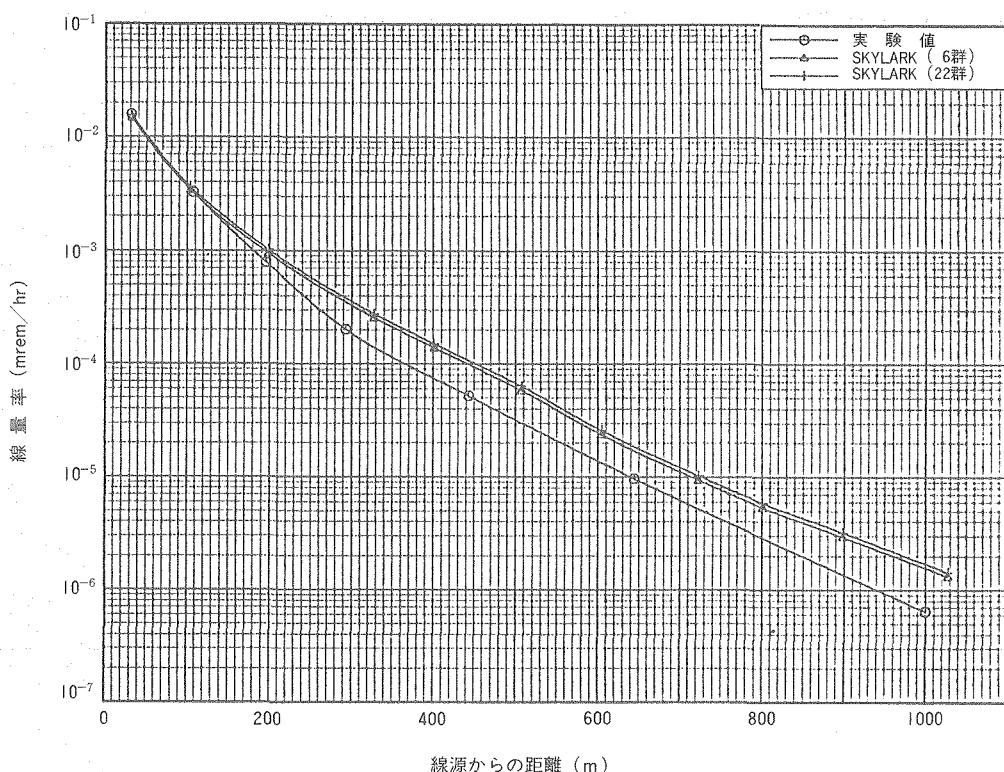
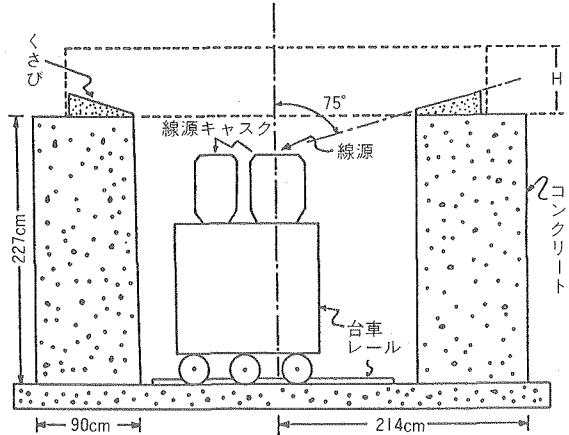


図11 高速中性子源炉「弥生」からの中性子スカイシャイン線量率



大型の線源キャスクには $4,000\text{Ci}$ の ^{60}Co 、小型の線源キャスクには 230Ci と 10Ci の ^{60}Co が収納してある。レールに乗った台車を移動することにより、任意の線源を線源サイロの中心に露出できる。模型のコンクリートにより天井遮蔽のない場合、 γ 線は 150° に絞られた。天井遮蔽は、図の点線で示した場所にコンクリート板を置くことにより模擬された。(天井遮蔽厚: $H=21\text{cm}$, 43cm の場合につき実験)

図12 RRA野外スカイシャイン実験体系

それぞれの線源を用いて実験が行われた。また、線源は、図12に示すように専用キャスク上部に置かれ、キャスクは高さ 227cm 、厚さ 90cm の普通コンクリート製のサイロ状の遮蔽体内に格納されている。

コンクリート上面には、ガムマ線を 150° の方向に放出するように楔状のコンクリートが置かれている。しかし、このコンクリートは天井遮蔽(厚さ 21cm 、 43cm)を置く場合には取り除く。

3.2.2 評価の概要

3.2.1で述べた実験の、 ^{60}Co の $4,000\text{Ci}$ を用いた実験データを基に評価を行った。 ^{60}Co 4,000Ciのガムマ線強度は、 ^{60}Co 1Ciが β -崩壊により2つのエネルギー領域(1.1728 MeV 、 1.3325 MeV)でそれぞれ 3.7×10^{10} 個の粒子を放出することから、 2.96×10^{14} photons/cm \cdot secとした。また、この強度はPSL-40ライプラリのガムマ線18群中の6群目($1.0\sim1.468\text{ MeV}$)とした。

まず、PSL-40ライプラリは、ガムマ線が合計で18群あり、エネルギー群数の縮約を行うため、感度解析をSKY 1モジュールを用いて行った。その結果は、図13に示すようにガムマ線の6群目にピークが見られ、他はそれに比べて小さい。したがって、縮約群数ガムマ線6群、中性子1群(ガムマ線の問題であるため)とした。またエネルギー群縮約の影響をみるため、オリジナルのガムマ線18群も用いた。なお計算条件として、P1ルジャンドル展開次数およびSn角度分点次数はそれぞれ、 P_8 、 S_{12} を用いた。

次に、縮約の妥当性を確認するために、18群の断

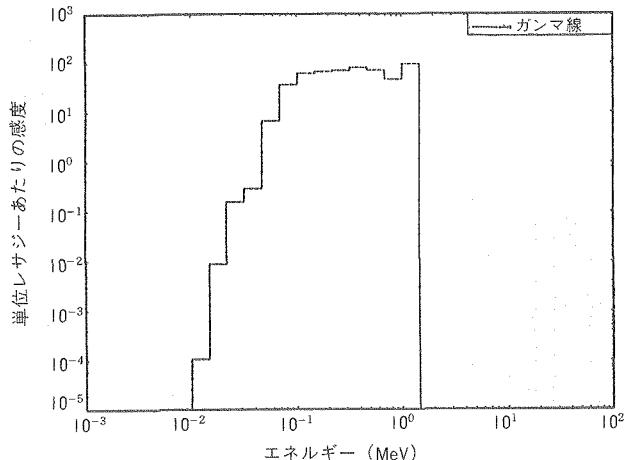


図13 感度解析結果 (Co-60)

面積と6群の縮約断面積を用いて、天井コンクリート外表面におけるガムマ線線量率をANISNコードにより算出した。その結果、18群は $1.32613 \times 10^6\text{ R/hr}$ 、6群は $1.29266 \times 10^6\text{ R/hr}$ となり、縮約群の方が多少低めの評価となった。

続いて、SKY 2モジュールを用いたスカイシャイン線量率の計算を行った。その時の計算条件は以下のとおりである。

計算体系	: 1/2R-Z
P1ルジャンドル展開次数	: P_8
Sn角度分点数	: 166
計算モデル図 (DOT3.5(1))	: 図14
計算モデル図 (DOT3.5(2))	: 図15

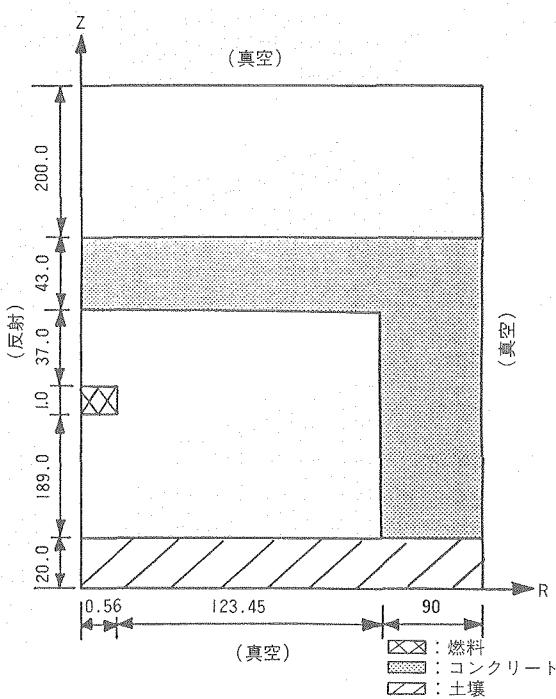


図14 二次元計算体系(I) [単位: cm]

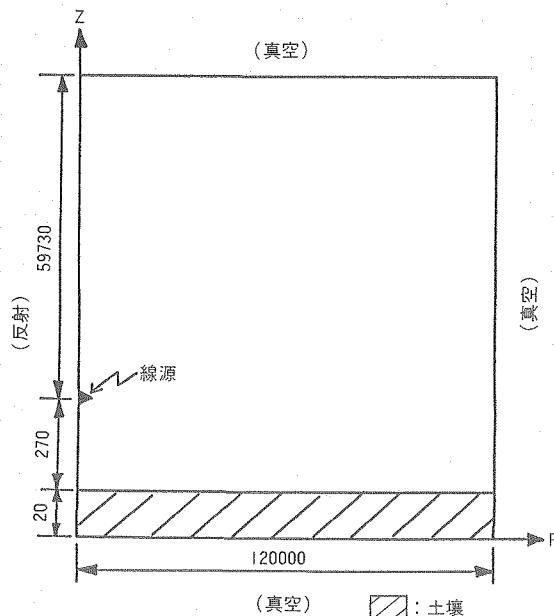


図15 二次元計算体系(2) [単位: cm]

3.2.3 評価結果および考察

実験値および本評価の多数群(18群)、縮約群(6群)の計算結果を表2、図16に示す。

計算結果より、多数群と縮約群では、多数群の結果の方が実験値と良い一致がみられる。多数群と縮

表2 ^{60}Co (4,000Ci) 線源からのガンマ線

スカイシャイン線量率

(評価位置: 地上約1m)

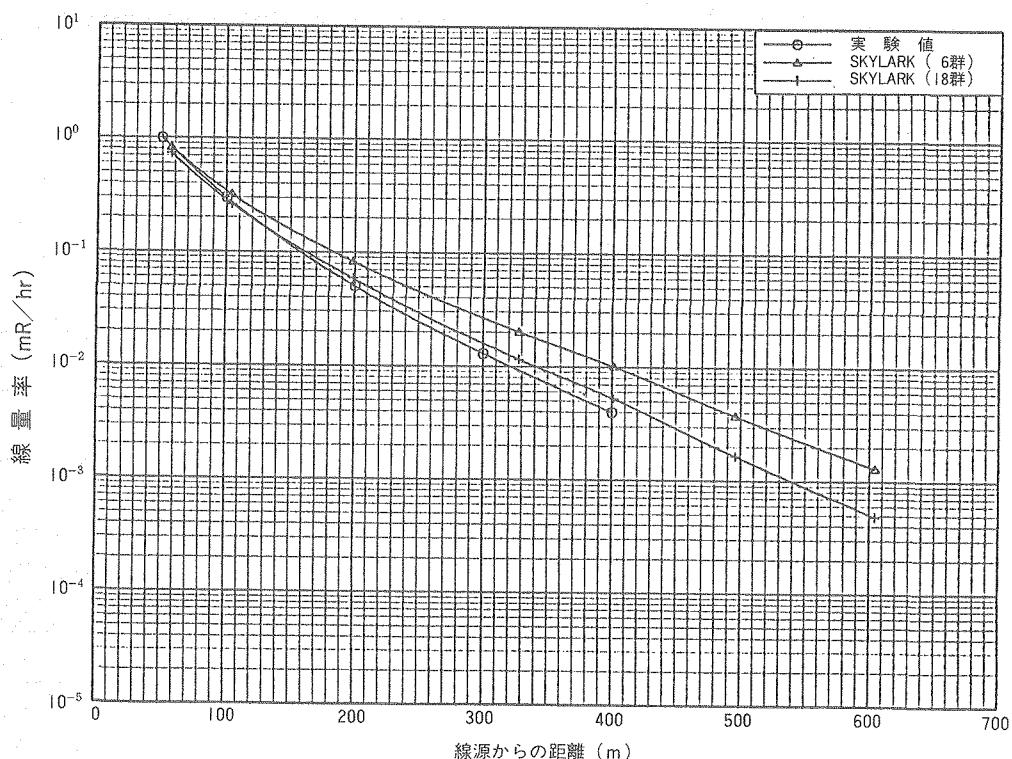
距離(m) ()内は実験値	SKYLARK(6群) (mR/hr)	SKYLARK(18群) (mR/hr)	実験値*(mR/hr)
57.0(50.0)	8.29304E-1	7.34209E-1	1.0E+0
104.1(100.0)	3.18741E-1	2.61977E-1	3.0E-1
198.5(200.0)	8.27333E-2	5.86504E-2	5.0E-2
327.9(300.0)	2.00747E-2	1.15735E-2	1.3E-2
401.5(400.0)	1.00985E-2	5.25780E-3	4.0E-3
495.9	3.73768E-3	1.64965E-3	
604.5	1.29357E-3	4.84942E-4	

*文献からの読み取り値

約群の減衰傾向を見ると、エネルギー群構造の細かい多数群の方が実験値に近い減衰傾向を示し、縮約群の方は、線源からの距離が遠くなるにしたがい、過大評価の傾向にある。

このように、多数群と縮約群の線量率の減衰傾向が異なるのは、エネルギー群構造の違いそのものであり、当然のことながら、エネルギーレンジを大きく、平均した縮約群の方が減衰傾向が保守側に評価されている。

なお、実験値は文献からの読み取り値であり、実際に使用された ^{60}Co のCi数および遮蔽材の仕様等の不明点を考慮すれば、妥当な結果であると考えられる。

図16 ^{60}Co (4,000Ci) 線源からのガンマ線スカイシャイン線量率

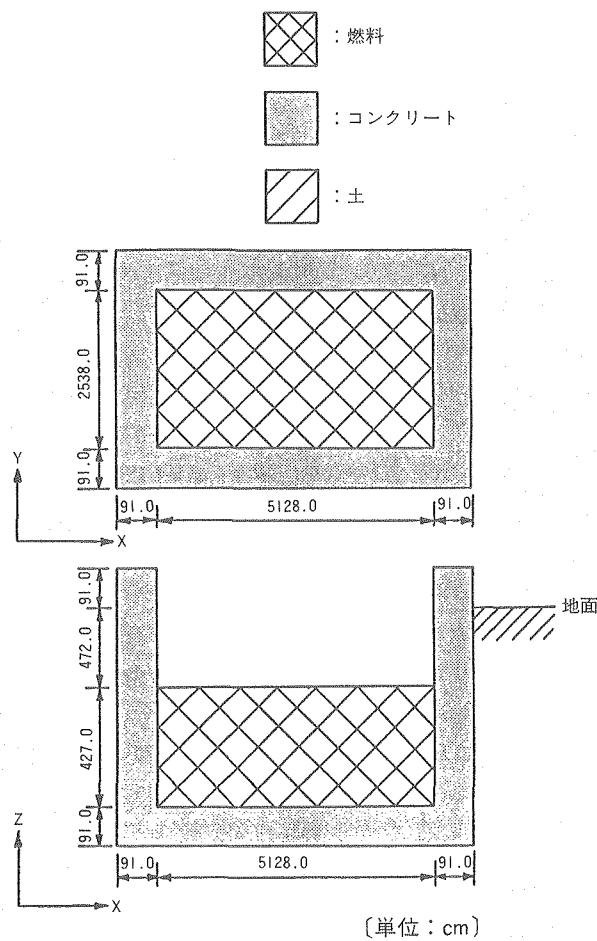


図17 炉外使用済燃料貯蔵施設の実体系

3.3 炉外使用済燃料貯蔵施設からのスカイシャイン線量率評価

3.3.1 計算の概要

この計算は、米国のORNL (Oak Ridge National Laboratory) が、行った炉外使用済燃料貯蔵施設を対象としたスカイシャイン線量率評価である。

計算条件のうち、線源条件としては、使用済燃料貯蔵プール(長さ = 51.28m、幅 = 25.38m、高さ = 4.27m) 中の冷却水がないものとし、燃焼度40,000 MWd/MT、冷却期間1年の使用済燃料からのガム線である。

なお、ORNLで用いた計算コードは、DOT 4 コード、断面積ライブラリは、DNA37N-21G ライブラリで、P1 ルジャンドル展開次数は P_3 、Sn 角度分点数は S_8 である。使用済燃料貯蔵プールの実体系および計算モデルを図17および図18に示す。

3.3.2 評価の概要

本評価で使用する線源強度は、ORNLの計算に使用された線源強度を PSL-40ライブラリのエネルギー

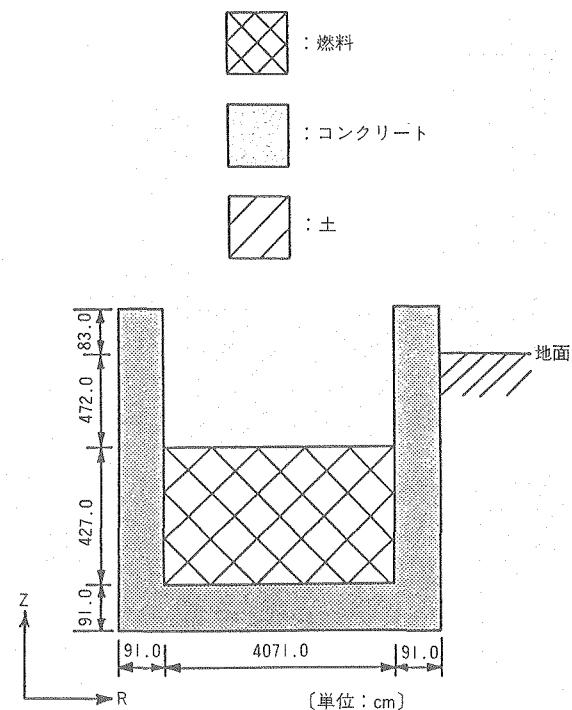


図18 ORNLでの解析モデル

レンジに合わせて換算したものを使用する。

まず、PSL-40ライブラリは、ガム線が合計で18群あり、エネルギー群数の縮約を行うため、感度解析を SKY 1 モジュールを用いて行った。その結果は、図19に示すようにガム線の9群目にピークが見られ、他はそれに比べて小さい。したがって、縮約群数をガム線6群とした。なお、中性子については、線源が使用済燃料であり、ガム線がそのほとんどを占めるため、1群のエネルギー群構造とした。またエネルギー群縮約をみるために、オリジナルのガム線18群も用いた。なお計算条件として、P1

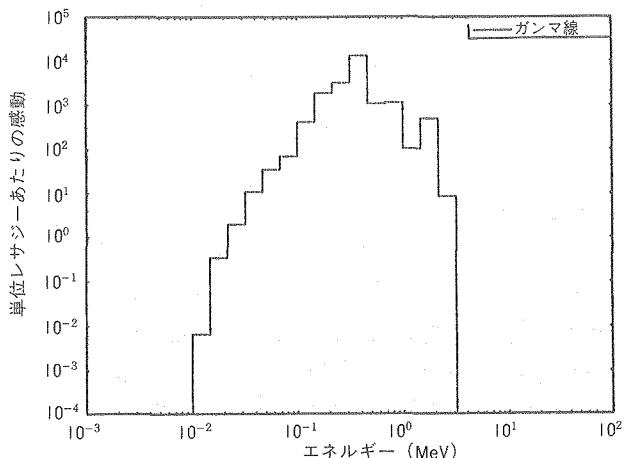


図19 感度解析結果 (炉外使用済燃料施設)

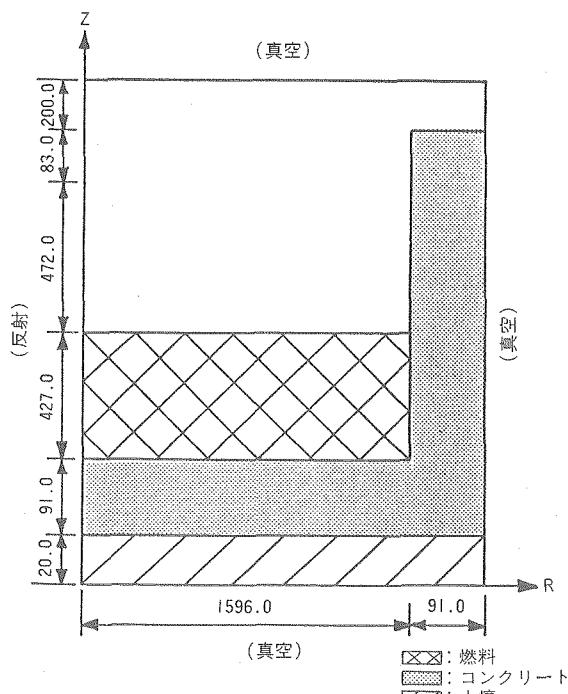


図20 二次元計算体系-(1) [単位: cm]

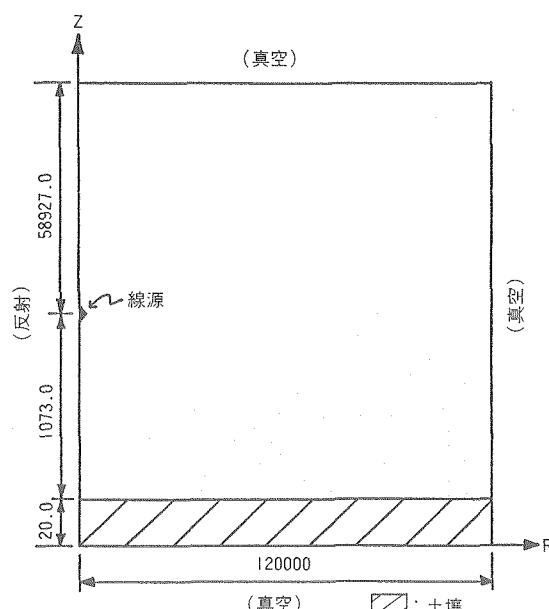


図21 二次元計算体系-(2) [単位: cm]

ルジャンドル展開次数およびSn角度分点次数は、それぞれ P_3 、 S_{12} を用いた。

次に、縮約の妥当性を確認するために、18群の断面積と6群の縮約面積を用いて、地上83m地点でのガンマ線線量率をANISNコードにより算出した。その結果、18群は39.222R/hr、6群は38.377R/hrとなり、縮約群の方が多少低めの評価となった。

続いて、SKY 2モジュールを用いたスカイシャイン線量率の計算を行った。その時の計算条件は、以下のとおりである。

計算体系 : 1/2R-Z

PI ルジャンドル展開次数 : P_3

Sn 角度分点数 : 166

計算モデル図 (DOT3.5(1)) : 図20

計算モデル図 (DOT3.5(2)) : 図21

3.3.3 評価結果および考察

実験値および本評価の多数群(18群)、縮約群(6群)の計算結果を表3、図22に示す。

計算結果より、多数群と縮約群では、多数群を用いた方がORNLの計算値と良い一致がみられる。

多数群の評価結果とORNLで行われた計算値を比較すると、線源からの距離が300m付近までは本評価の方が多少低く評価されているが、300m以上離れると逆の傾向が見られる。これらの差としては、First Collision Sourceの位置、使用ライブラリのエネルギー群構造およびメッシュの影響が考えら

れる。

次に、多数群と縮約群の比較を行うと、エネルギー群構造の粗い縮約群の減衰傾向は、線源から遠くなるにしたがい過大評価となる。

このように、多数群と縮約群の線量率の減衰傾向が異なるのは、エネルギー群構造の違いそのものであり、この傾向からみれば、前節3.2と同様に縮約の検証において多少低めの評価であっても、スカイシャイン線量率評価を行う上では、その差は無視できる。

4. 検討

4.1 Sn角度分点数の違いによる影響

これまでのスカイシャイン線量率評価の第一段階(DOT3.5(1))では、上方向(Z方向)にバイアスをかけた166非等方角度分点を用いて評価を行った。

表3 使用済燃料貯蔵施設からのガムマ線
スカイシャイン線量率
(評価位置: 地上約1.5m)

距離(m) ()内は ORNL	SKYLARK(6群) (mR/hr)	SKYLARK(18群) (mR/hr)	ORNL (mR/hr)
57.0(59.5)	1.12235E+2	9.10074E+1	9.08E+1
104.1(121.5)	5.45053E+1	4.07558E+1	3.37E+1
198.5(200.0)	1.87490E+1	1.17566E+1	1.32E+1
327.9(316.5)	6.71129E+0	3.30402E+0	3.55E+0
401.5(400.0)	4.19143E+0	1.81839E+0	1.74E+0
495.9(505.7)	2.05612E+0	7.12922E-1	6.07E-1
604.5(625.3)	9.62110E-1	2.61482E-1	2.02E-1

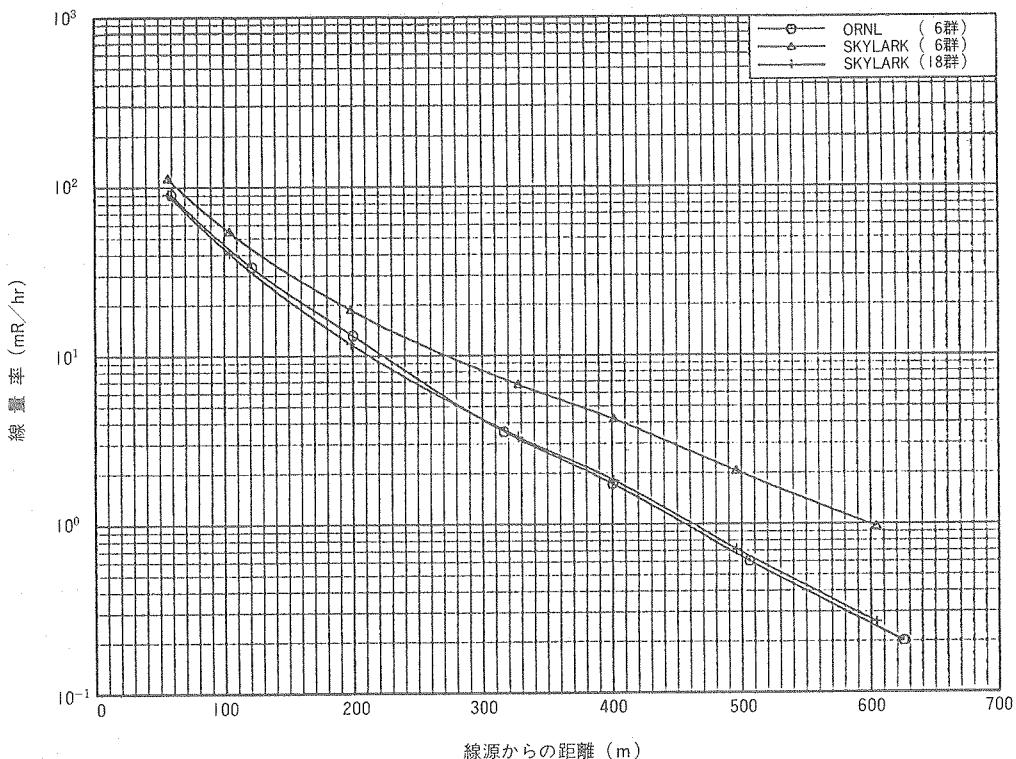


図22 炉外使用済燃料貯蔵施設からのガンマ線スカイシャイン線量率

表4 Sn角度分点数の違いによる影響*(高速中性子源炉弥生)

(評価位置: 地上約1.5m)

距離 (m) ()内は実験値	SKYLARK (6群) mrem/hr		SKYLARK (22群) mrem/hr		実験値 (mrem/hr)
	S ₁₆ *2	166*3	S ₁₆ *2	166*3	
31.9 (31.2)	1.50168E-2	1.47616E-2	1.57537E-2	1.54845E-2	1.574E-2
104.1 (107.9)	3.46086E-3	3.40767E-3	3.69757E-3	3.64103E-3	3.245E-3
198.5 (195.5)	1,027.7 (999.6)	9.48879E-4	1.03770E-3	1.02165E-3	7.887E-4
327.9 (292.5)	2.60002E-4	2.55885E-4	2.81889E-4	2.77448E-4	2.029E-4
401.5 (443.0)	1.40868E-4	1.38625E-4	1.53853E-4	1.50426E-4	5.227E-5
507.2	5.93288E-5	5.83772E-5	6.46461E-5	6.36107E-5	
604.5 (644.6)	2.40673E-5	2.26769E-5	2.62754E-5	2.58478E-5	9.674E-6
723.0	9.57295E-6	9.41639E-6	1.04697E-5	1.02972E-5	
801.2	5.45178E-6	5.36222E-6	5.97602E-6	5.87685E-6	
898.8	2.98886E-6	2.93946E-6	3.27386E-6	3.21906E-6	
1,027.7 (999.6)	1.34077E-6	1.31838E-6	1.45725E-6	1.43247E-6	6.454E-7
計算時間(分)*1	90	95	203	234	—

* 計算条件のメッシュ分割は、すべて同じである。

*1 FACOM M-380R 使用

*2 等方角度分点 (S₁₆=160)

*3 非等方角度分点

しかし、前節3.1または3.2のように線源からの放出角度が明らかにされている場合も同一角度分点を用いて評価することには疑問がある。

そこで、角度分点の違いによる評価結果を検討するために、160等方向角度分点を用いて比較を行った。

計算ケースとしては、ガンマ線および中性子線それぞれについての影響を見るため、前節3.1および3.2の条件(Sn角度分点を除く条件は同一とした)を用いて評価を行った。

その結果を、それぞれ表4、表5に示す。この結果より、非等方角度分点と等方角度分点を比較する

表 5 Sn 角度分点数の違いによる影響* (^{60}Co (4,000Ci) 線源)
(評価位置: 地上約 1 m)

距離 (m) () 内は実験値	SKYLARK (6群) mR/hr		SKYLARK (18群) mR/hr		実験値 (mR/hr)
	S_{16}^{*2}	I_{66}^{*2}	S_{16}^{*2}	I_{66}^{*3}	
57.0 (50.0)	8.31811E-1	8.29304E-1	7.34954E-1	7.34209E-1	1.0E+0
104.1 (100.0)	3.19045E-1	3.18751E-1	2.61587E-1	2.61977E-1	3.0E-1
198.5 (200.0)	8.25810E-2	8.27333E-2	5.28973E-2	5.86504E-2	5.0E-2
327.9 (300.0)	1.99747E-2	2.00747E-2	1.14342E-2	1.15735E-2	1.3E-2
401.5 (400.0)	1.00327E-2	1.00985E-2	5.17681E-3	5.25780E-3	4.0E-3
495.9	3.70519E-3	3.73768E-3	1.61608E-3	1.64964E-3	
604.5	1.27905E-3	1.29357E-3	4.72183E-4	4.84942E-4	
計算時間(分)*1	27	38	50	59	—

* 計算条件のメッシュ分割は、すべて同じである。

*1 FACOM M-380R 使用

*2 等方角度分点 ($S_{16}=160$)

*3 非等方角度分点

と、中性子については、全体的に等方角度分点を用いた方が約 2 % 高めの評価である。一方、ガンマ線については、最大約 3 % の差がみられるものの等方角度分点を用いた方が実験値との一致は良い。さらに、計算時間を短縮する面からも等方角度分点の方が望ましい。

以上の結果より、角度分点数による影響は 2 ~ 3 パーセント程度であり、等方角度分点を用いても妥当な結果が得られると考えられる。

4.2 モデル近似の違いによる影響

前節4.1と同様に、3.精度評価の DOT3.5 コードにおいては、すべての体系を R-Z 近似を用いて評価した。しかし、前節3.3のような体系は一般に X-Y 近似で評価することも考えられる。

そこで、評価モデルの近似による影響を見るため前節3.3の体系を X-Y 近似で評価し、先の結果 (R-Z 近似) と比較、検討を行った。

評価条件としては、X 方向を貯蔵プールの幅 (25.38m) および Y 方向を高さ (4.27m) とした。なお、Z 方向 (長さ方向) は、単位長さで評価するため、実際の貯蔵プールの長さ (51.28m) を乗じて補正することとした。

評価結果を表 6 および図23に示す。ここで、R-Z 近似と X-Y による結果を比較すると、減衰傾向は同様であるが、全体的に X-Y 近似による結果の方が約 2.5 倍高めの評価である。これの原因としては、使用した補正係数 (乗じた貯蔵プールの長さ) では、自己遮蔽が考慮できないためであると思われる。

以上のように、X-Y 近似を用いて評価を行うと十分安全側の評価となるが、安全裕度は、通常モデル近似以外のところで考慮するため、過剰な安全裕度となると考えられる。さらに、詳細計算および計算

時間等を考慮すると、R-Z 近似で評価を行うのが妥当と思われる。

5. まとめ

以上、作成したスカイシャイン線量率評価コードシステム (SKYLARK システム) の紹介とその精度確認のための検証計算等について述べた。

今回の SKYLARK システムを開発した結果、以下のようないいえが得られた。

(1) 従来は、1つの処理が終了するたびに次の処理のための入力データを作成していたが、入力データを1つにまとめ簡略化したことと、ドライバーチンが一連の処理の制御を行うことにより大幅な省略化が図れた。

(2) SKYRARK システムにより、スカイシャイン線量率評価に精通している専門家以外の人でも容易に評価を行うことが可能となり、評価の大衆化が図れた。

表 6 計算体系の違いによる影響* (炉外使用済燃料貯蔵施設)
(評価位置: 地上約 1.5 m)

距離 (m) () 内は ORNL	SKYLARK (18群)*1 R/hr		ORNL (R/hr)
	R-Z	X-Y*2	
57.0 (59.5)	9.10074E+1	2.10930E+2	9.08E+1
104.1 (121.5)	4.07558E+1	9.58403E+1	3.37E+1
198.5 (200.0)	1.17566E+1	2.77286E+1	1.32E+1
327.9 (316.5)	3.30402E+0	7.83917E+0	3.55E+0
401.5 (400.0)	1.81839E+0	4.32966E+0	1.74E+0
495.9 (505.7)	7.12922E-1	1.70728E+0	6.07E-1
604.5 (625.3)	2.61482E-1	6.32575E-1	2.02E-1
計算時間(分)*3	52	130	

* 同一メッシュ分割

*1 非等方角度分点 I66 使用

*2 補正係数として 51.28m を考慮

*3 FACOM M-380R 使用

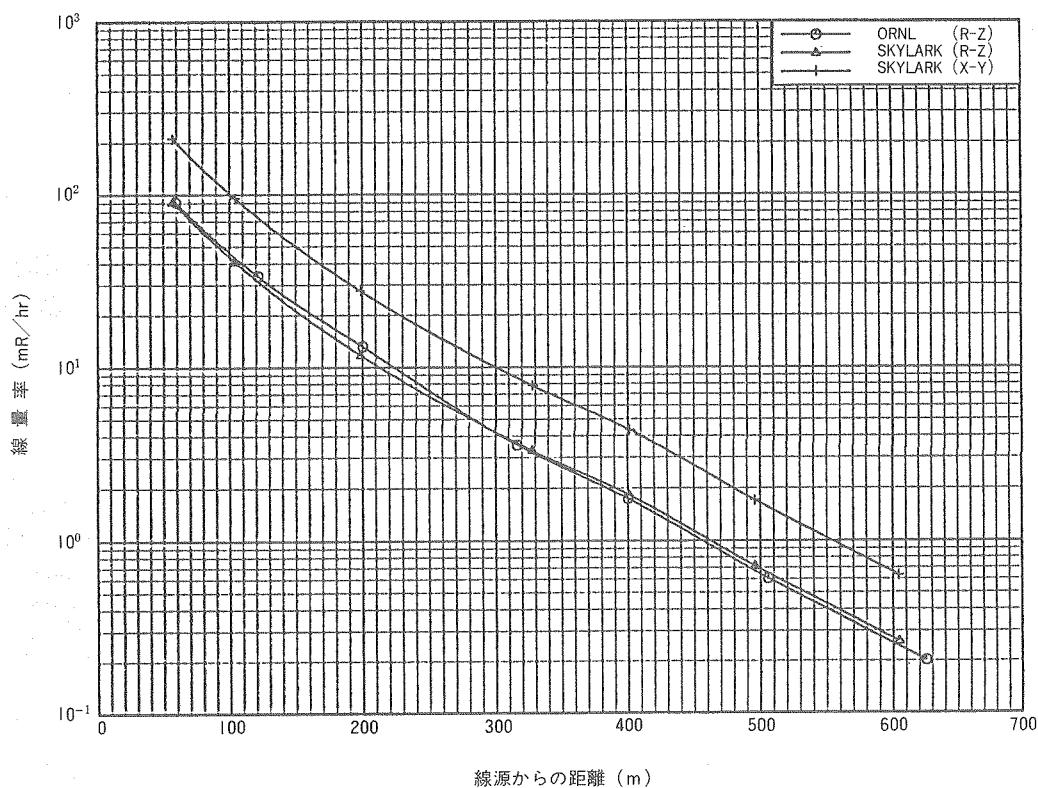


図23 計算体系の違いによる影響（炉外使用済燃料貯蔵施設）

(3) ベンチマーク問題に基づく精度評価の結果、ガンマ線、中性子線とともに報報値と良い一致を示しており、本システムの妥当性が確認できた。

今後は、実際の核燃料施設のスカイシャイン線量率評価に本システムを適用していく予定である。

なお、今後の課題としては、①断面積ライブラリのより一層の充実、② PURSE コード以外の線源強度評価コードの組み込み(ORIGEN コード等)、③計算結果の図化(SWANLAKE コードの出力)等が考えられる。さらに、SKY 3 および SKY 4 モジュールについては、まだ精度評価を行っていないため、今後遮蔽実験データ等に基づき、検証を行っていく必要がある。

参考文献

- 1) 出口、平林、山本他：スカイシャイン線量率評価コードシステム「SKYLARK」、PNC N8410 86-48、1986.
- 2) 出口、平林、山本他：スカイシャイン線量率評価コードシステム「SKYLARK」の検証、PNC SN8410 87-70、1987.
- 3) 三島、中江、山本他：スカイシャイン線量率評価コードシステムの開発、A-17 1989年原子力学会年会。
- 4) 中村他：東大「弥生」におけるスカイシャイン実験、(原子力学会誌 Vol.126, No.11, 1984.)
(Nuclear Science and Engineering 77, 168-181, 1981.)
- 5) R.R. Naso et al : A Benchmark Gamma-Ray Skyshine Exp., (Nuclear Science and Engineering 79, 404-416, 1981.)
- 6) J.W. Pase III et al : Calculation of the Skyshine Gamma-Ray Dose Rates From Independent Spent Fuel Storage Installations (ISFSI) Under Worst Case Accident Conditions, (ORNL/NUREG/TM-316, 1986.)



「常陽」における異常時運転支援 システムの開発

高津戸 裕司 大和田 敏雄 森本 誠
青木 裕 時田 光彦 照沼 誠一

大洗工学センター実験炉部

資料番号：71-2

Development of JOYO Operational Guidance System for Emergency Condition

Hiroshi Takatsuto Toshio Owada Makoto Morimoto
Hiroshi Aoki Mitsuhiro Tokita Seiichi Terunuma
(Experimental Reactor Division, O-arai Engineering
Center.)

高速実験炉「常陽」では、原子炉プラントの安全・安定運転と操作の信頼性向上を目的として、運転支援システムを開発しており、その1つとして異常時運転支援システム JOYCAT (JOYO Consulting & Analysing Tool) を開発した。JOYCAT は、異常の原因を示す警報の同定とその事象に適合した対処マニュアルの選定を AI 技術を用いて行い、プラント異常時における運転員対応操作を支援するものである。本システムは、シミュレータ設備で十分な検証試験を行った後、昭和63年5月から実機に接続して部分運用を開始した。部分運用の結果、実機においても適切な診断を行うことを確認した。

1. はじめに

「常陽」では、プラントの安定運転と操作の信頼性向上および FBR プラントの信頼性向上に反映できることを目的に、「常陽」異常時運転支援システム JOYCAT の開発を行っている。JOYCAT は、警報および機器状態の因果関係を基に知識工学 (AI) 技術を用いて推論を行い、異常原因の同定、それに対応した異常時処置ブロック図の選定および作動機器の監視等の情報を表示し、それらを運転員に提供するシステムである。昭和59年度から開発にとりかかり、昭和63年度に中央制御室に設置して、実機信号を部分的に入力し運用（部分運用）を開始した。平成2年度までにデータベースの作成およびプラント信号の入力を行い、第1開発ステップ作業をすべて完了させ、平成3年度から本格的な運用を開始する。

現在データベースの拡張、プラント信号の入力および部分運用のデータ解析を実施中であるが、本報告では、これまでの経緯および得られた知見についてその概要を紹介する。

2. ハードウェア構成

本システムは、32ビット・ミニコンピューター、異常時処置ブロック図出力用画像情報ファイル装置および診断結果表示用カラー CRT より構成される（図1）。プラントからの信号は、「常陽」データ処理装置 (JOYDAS) を経由して JOYCAT に入力される。

3. 運転支援機能

本システムの運転支援機能は次のとおりである。

- (1) 異常原因警報の同定 (ファーストヒットアラームの同定)
- (2) 事象に最も適した対応運転操作の選定 (ファーストオペレーション選定)
- (3) 作動機器監視 (シーケンスモニタリング)

3.1 ファーストヒットアラーム同定機能

プラントに異常が発生した場合、早急に異常原因を突き止め処置することが重要である。この観点から多重警報発生に対し、警報相互間の関連と物理的

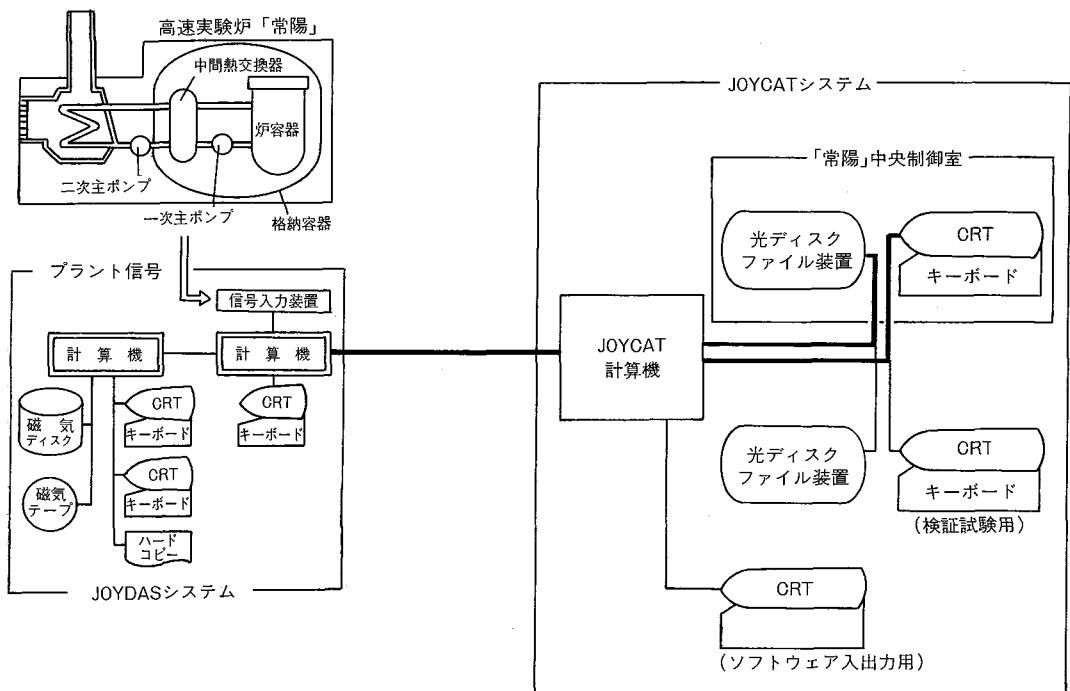


図1 「常陽」運転支援システム全体構成図

因果関係を基に、推論によって異常の第一原因を警報レベルで判定する。

3.2 ファーストオペレーション選定機能

ファーストオペレーション選定機能は、異常発生時に、その異常事象に対応した最適な処置手順を集約的に表示するものである。この処置手順は、発生原因と事象の推移を含めた処置操作をブロック図化したもので、画像情報ファイル装置に画像情報として登録されている。発生した事象に対し優先度判別を行い、ファーストオペレーションを選定し、それに対応した異常時処置ブロック図がハードコピーとして出力される。同図の記載内容は、プラントを正常状態に復帰させることができた場合と、復帰が困難な場合に分類されており、本システムは、この2つに分類されたプラント状態に対応して、それぞれの場合について、最も適切な内容の異常時処置ブロック図を出力させる。

また、画像情報ファイル装置には、上記の異常時処置ブロック図の他に、シーケンス図・系統図・異常時運転マニュアル等も登録されており、運転員の要求に応じて関連する資料も容易に引き出すことができる。

3.3 シーケンスマニタリング機能

シーケンスマニタリング機能は、プラント異常時に各機器が定められたシーケンスどおりに作動した

かをチェックし、不動作機器をCRTに表示するものである。

4. ソフトウェア機能

4.1 処理ステップ

本システムにおけるソフトウェアの処理は、次の4ステップに分割される(図2)。

(1) 入力監視部

本システムは、常時プラントからの警報や機器の状態信号をリアルタイムで監視し、入力信号が変化した場合、その信号が異常なのか異常でないのかをルール化されたデータベースを用いて判断し、異常と判断した場合に推論診断部を起動する。

(2) 推論診断部

入力した警報や機器の状態信号と知識ベースを基に後ろ向き推論によって警報ネットワークを形成し、ファーストヒットアラーム同定、シーケンスマニタリングおよびファーストオペレーションの選定を行う。

(3) 簡易診断部

警報や機器ベースで行われた推論診断の結果、形成されたネットワークがファーストヒットアラームを含むループを形成している場合、必要に応じて最小限のアナログ信号や運転経験的な知識を使ったパターンマッチングにより、診断結果の絞り込みや複合したシーケンスマニタリングを行う。

(4) 出力処理部

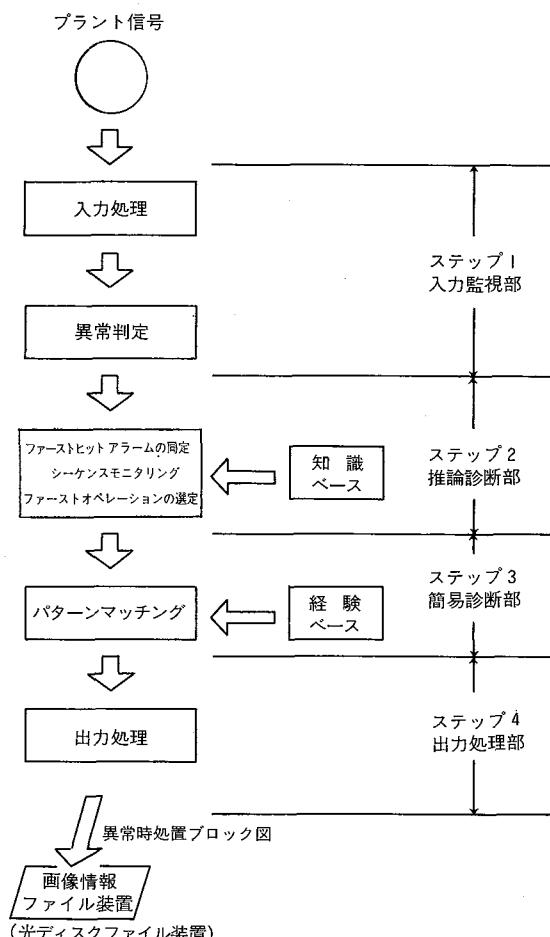


図2 処理の流れ図

ステップ(2),(3)の診断部の結果に基づき、本システムの主要機能であるファーストヒットアラーム、ファーストオペレーションおよびシーケンスモニタリングをCRTに表示するとともに、最も優先すべき異常時処置ブロック図を選定し、画像情報ファイル装置のCRTに表示するとともにそのコピーを出力する。その診断結果のCRT出力時間は、運転員が警報名称を確認し、プラント状態を把握するためには多少の時間を要することを考慮して、最長で6秒の遅れ時間を許容することとしている。

4.2 本システムのAI技術

本システムでは、異常に警報が多数発報した場合に、ファーストヒットアラームの同定と、異常時のプラント状態に対し最も適切なマニュアルを選定するという機能を持たせるために、AI技術を適用したものである。図3に本システムのAI手法の説明を示す。本システムのAI技術の特徴は、知識ベースと推論機構が分離し独立していることである。知識ベースは、各警報信号や機器状態信号（入力信号）

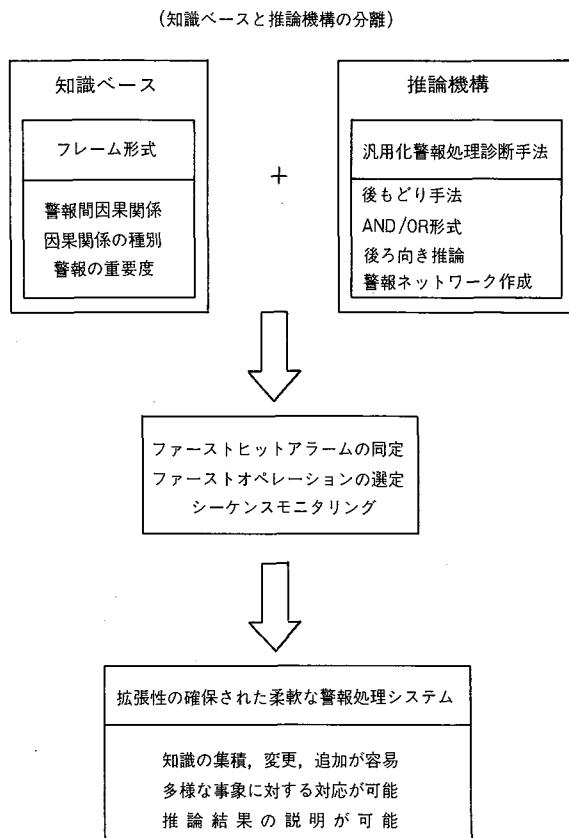


図3 JOYCATのAIによる警報処理診断

ごとにフレーム形式で表現したものである。警報または機器状態信号1つが1フレームである。そのため知識の集積、変更、追加が容易となっている。また推論機構は、IF～THENのプロダクションルール形式で書かれた知識ベースの警報間（機器状態を含む）因果関係を、後もどり手法を用い、AND/OR形式の警報ネットワークを作成する。そのネットワークを後ろ向き推論によりファーストヒットアラームの同定を行うとともに、前向き推論により、因果関係の種別データを使ってシーケンスモニタリングを行う。また、警報ネットワーク内の各警報の重要度を比較し、ファーストオペレーションを選定する。

このような推論方法は、知識ベースが推論機構と分離されているため、知識ベース内の知識の記述順序に無関係に推論を開始できるとともに、知識ベース内のデータを変更することなく推論方式（前向き推論、後ろ向き推論等）を使い分けられる。そのため多様な事象に対する対応が可能となっている。また、ファーストヒットアラームおよびシーケンスモニタリングの診断結果を導くに至った推論過程の説明機能も有している。

警報の属性	警報の名称 重要度 対応マニュアル	2次 A 主ポンプトリップ B GUI-4258A
-------	-------------------------	---------------------------------

警報の発生条件	発生条件	時間遅れ	発生関係
2次 A 主ポンプ抵抗ファントリップ AND 2次 A 主ポンプ抵抗ファン予備機停止中		10	インタロック
2次 A 主ポンプ Na 液面低低	0		インタロック
2次 A 主ポンプ軸封油圧低低	0		インタロック
2次 A 主ポンプモータ異常	—		物理的事象
IA M/C 低電圧	0		インタロック
⋮	⋮	⋮	⋮

図4 知識ベース例

以上のように、本システムはAI技術を活用したため、拡張性の確保された柔軟な警報処理システムとなっている。以降に本システムの詳細を述べる。

4.3 知識ベース

知識ベースの例を図4に示す。

警報の属性には、警報の名称、ファーストオペレーションを選ぶための重要度および異常時処置ブロック出力用の番号等の情報を記述している。警報の発生条件には、その発生条件ごとに、遅れ時間、発生関係等の情報を記述している。この発生関係は、インタロックと物理的事象（温度や圧力等）に区別され、シーケンスモニタリングを行うかどうかの判断に使用される。

知識ベースが完成する今年度末には、フレーム数で約630（信号入力単位）、ルール数で約1,400（発生条件単位）となる。

4.4 推論機構

推論診断部で行われている推論機構は、知識ベースを基にAI技術を活用している。

(1) ファーストヒットアラーム同定手法

プラントに異常が発生し警報が発報されるとJOYCATにその信号が入力され、知識ベースに登録されている警報名称を検索する（図5）。検索は各警報ごとに行われ、検索されたデータベースの中から任意の警報を出発点とし、各警報との発生条件（因果関係コネクタ）を検索する。因果関係が成立するとその警報と出発点となった警報の経路を構築する。このように入力された警報の発生条件すべてについて後もどり手法を用い、AND/OR形式に結合された警報シーケンス（図5）を構築する。ここで発生した警報間の因果関係において、上流警報のない

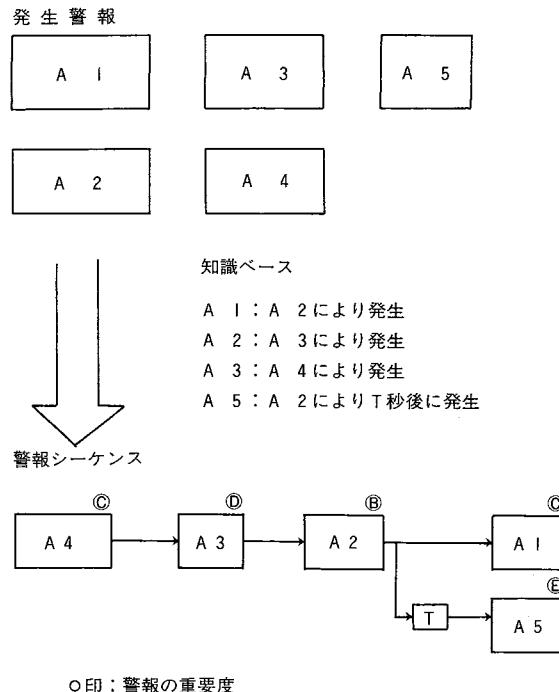


図5 JOYCATの診断手法

A4がファーストヒットアラームである。このようなファーストヒットアラームの同定手法を用いることにより、発生原因の異なった異常が2事象以上ほぼ同時に発生（多重故障）した場合においても、それぞれの原因に基づいて発生した警報をグループごとに区別でき、それぞれのグループについてファーストヒットアラームを判定できる。

また、プラント保護のためインタロック動作により組立てた警報ネットワーク内でループを構成している場合がある（図6）。この時は警報ネットワーク内のすべてのループを検出し、そのループ内にファーストヒットアラームが含まれている場合（①および④）には時間判定を行い、一番最初のものをファーストヒットアラームと同定する。

(2) シーケンスモニタリング手法

シーケンスモニタリングは、次に発生する警報あるいは機器の状態を予測し、設定時間が経過しても作動しないものを検出して表示する。

図5において、A2がONとなっているのにA5がONにならなかった場合、A5の警報とその設定時間を登録しておき、この設定時間（T）が経過してもA5がONにならなければ、シーケンスの不動作と判定する。

(3) ファーストオペレーション選定方法

JOYCATでは、異常事象に対応した最も優先する異常時処置ブロック図の出力を用いる。

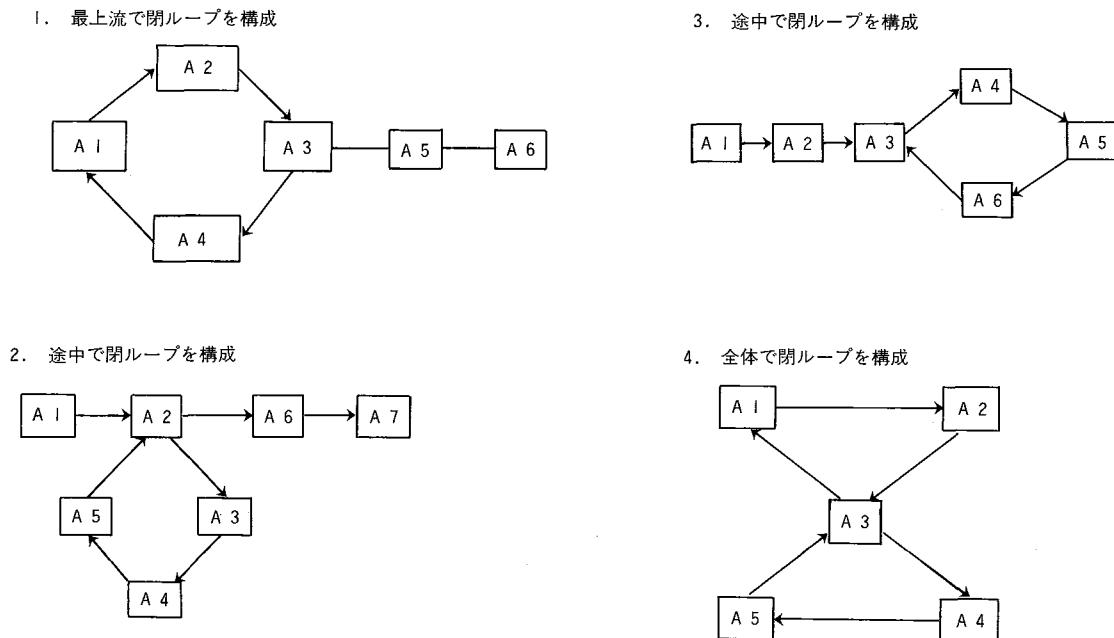


図6 警報シーケンスが閉ループを構成する例

この異常時処置ブロック図は、各警報ごとに作成したもので、約500枚作成されており、この中から優先する異常時処置ブロック図を選ぶことになる。

これは、各警報に6段階の重要度を設け、発生している警報の中で一番重要度の高い警報をファーストオペレーションとして選び、その異常時処置ブロック図をハードコピーとして出力する。

この重要度分類を図7に示す。Aが最重要で、B、Cとなるほど重要度は低くなっている。この重要度は、すべての入力信号に対応した知識ベースの中にそれぞれ定義されている。

つまり、図7に示すように警報の重要度が○印のようになっている場合を考えると、油圧低の警報(重要度C)のみが発生している時は油圧低の異常時処置ブロック図が、また、プラントがスクラムした後には、主ポンプトリップ(重要度B)の異常時処置ブロック図が出力されることになる。

4.5 簡易診断

簡易診断は、推論機構では補えない事象に対し診断を行うものである。検証試験等で簡易診断を必要とする事象を抽出し、それぞれの事象について解決できるルールをアナログデータや経験情報を使ってパターン化させ、経験ベースとして格納している。そして推論診断部での結果が経験ベース内のパターンにマッチしているか検索を行い、マッチしている

場合は経験ベース内のデータを診断結果として表示する。簡易診断と推論診断の比較を表1に示す。

5. 検証試験とその成果

本システムは運転支援機能の妥当性を確認するため、運転訓練シミュレータを使って段階的に検証試験を行っている。昭和61年度に2次系知識ベースを使って推論機能を検証し、ファーストヒットアラーム、ファーストオペレーションおよびシーケンスマニタリングが正しく診断されることを確認した。その後、昭和63年度までに知識ベースの80%の作成を終了し、約300件の異常事象について提供される情報について繰り返し検証を行った。

検証試験の結果として、

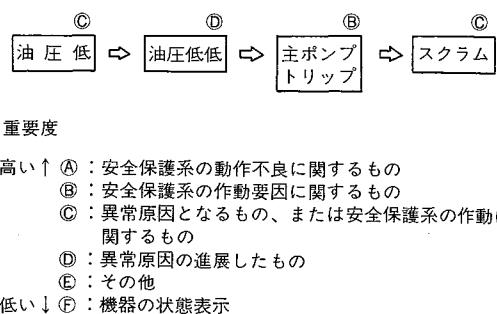


図7 異常時処置ブロック図出力に関する重要度分類

表 I 推論診断と簡易診断の機能比較

項目 機能	知識の抽出 データベースの構成	知識ベースの追加・ 変更・集積・獲得	説明能 機	診断の適用範囲
推論診断	・多い ・設計知識が主 ・経験的知識が従 ・フレーム形式で表現	・手続きは容易	・有り	・プラント全体に対し その動きに対応して 診断
簡易診断 (パターンマッチ ングによる診断)	・少ない ・経験的知識が主 ・ルール形式で表現	・手続きは複雑 ・1つ1つプロダクシ ョンルールとして表 現し、これをパター ン化する手順が必要	・有り	・限定された範囲につ いてのみ診断

- (1) 多重故障に対しても、事象の原因ごとにファーストヒットアラームの判定ができるなどを確認した。
- (2) 一部の異常事象に対し、複数のファーストオペレーションが選定されるケースが生じたが簡易診断との組合せにより、最も適切なファーストオペレーションとそれに対応した異常時処置ブロック図が出力されることを確認した。
- (3) シミュレータにてシーケンス動作の異常を模擬し、正確にその異常を検出し、適切な診断結果がCRTに表示されることを確認した。

6. 実機運用試験（部分運用）とその成果

昭和62年度までの知識ベースのシミュレータ検証試験を終了した後、昭和63年5月から一部の実機プラント信号を取り込み部分運用を開始した。

この部分運用により、異常時におけるマンマシン性の問題として、診断結果の出力表現とその有効活用方法について次に示す知見が得られた。

(1) 推論過程の表現

推論過程画面の利用は、システム作成者がデバッグとして使用する場合と、システム使用者に対しルール自身の正当性を説明する場合がある。

本システムの推論過程画面は、システム使用者に対するルール自身の正当性の説明に重点を置いている。システム使用者向けの推論過程画面の表現として、記号表現と文章表現を検討した。記号表現は、プラント対応操作に忙しい最中でも、推論過程を判読できるが、本システムはプラント異常時のみしか動作しないことから、記号表現はなじみ難いため、推論過程の内容を正確にシステム使用者に伝えられる文章表現を採用した。

(2) 異常時処置ブロック図の内容とその活用

運転員の動作の流れに沿って、実際に出力される同図の活用方法や使い易さ、記載内容の有効性を検討した。

その結果、(a)同図には、機器レベルの原因とそれを同定するための方法、場所も記載した方が使い易

い、(b)プラントを停止するための同図は、対応操作の漏れのないことを確認できるチェックリスト形式が有効である、ことが判明しそのよう改進した。

また(c)同図のCRT表示も検討したが、CRTに表示できる同図の範囲が狭く表示画面数が多くなるため、ハードコピーとして出力した方が操作全体の流れをつかみ易く利用し易いことを確認した。

7. まとめ

本システムは、「常陽」の総合機能試験経験や運転経験の蓄積によって実現されたものである。

本システムは、シミュレータを使った検証や実機部分運用を通じて、診断手法の正当性が確認された。本システムの開発によって得られた知見を以下に示す。

- (1) 診断手法にて警報ネットワークがループを形成する場合、ファーストヒットアラームを1つに同定するにはループチェック手法と警報発生パターンによる簡易診断手法を用いるのが有効である。
- (2) 警報ネットワーク内で重要度の高い警報が複数存在する場合、ファーストオペレーションを1つに選定するには簡易診断手法を合わせて用いることが有効である。
- (3) 運転訓練シミュレータは、知識ベースの検証に極めて有効である。

今後、異常時支援機能のうち、マンマシン性の向上やアナログ情報の活用による支援機能について充実を図る予定である。

参考文献

- 1) 森本 他：「常陽」運転支援システムの開発、PNC N9410 88-028
- 2) 亀田 他：シミュレータ利用における運転ガイドシステムの設計、PNC ST901 85-08
- 3) 岡田 他：動燃におけるエキスパートシステム開発の現状、原子力工業 1987年(33巻4号)
- 4) 森本 他：「常陽」運転支援システムの開発、原子力学会 62年秋の大会、G25,G26,G27,G28



熱流体一構造物連成解析のための インターフェイスプログラム(FLUSH) の開発

大平 博昭

大洗工学センター機器構造開発部

資料番号：71—3

Interface Program for the Iteration Between Thermal-hydraulics and Thermal Structural Response—FLUSH—

Hiroaki Ohira

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

流体の熱流力特性と、それに接する構造物の熱特性を連成して解析するために、熱流動解析コードと構造解析コードを統合して繰り返し計算させるインターフェイスプログラム(FLUSH)を開発した。本プログラムにより、FBR の遮蔽プラグのようなアニュラス空間におけるガスの自然対流効果を考慮した構造物の熱特性が解析できるようになった。

FLUSH を用いて、遮蔽プラグモックアップ試験装置の温度分布解析を実施した結果、実験結果と比較的良い一致が見られ、FLUSH の連成解析手法の有効性が確認された。

1. はじめに

FBR の遮蔽プラグのように、上下間で大きな温度差があり、かつアニュラス状の狭いギャップを有する機器では、主として構造物の上下間の大きな温度差と周方向の温度不均一により、ギャップ中に高温部では上昇流、低温部では下降流となる自然対流が発生する。この自然対流により、構造物の温度不均一が大きくなり、程度によっては機器に過大な熱変形等を生じる可能性がある。

例えばモックアップポンプでは、内外ケーシング間のアニュラス部に周方向最大約76°Cのガスの温度差が生じた。また、遮蔽プラグモックアップ試験装置では、アニュラス部に生じたガスの温度差は周方向最大約240°Cとなった。いずれの場合もアニュラス部に対流防止板を設置することにより、自然対流の発生を抑制し熱変形を少なくしたが、予め自然対流挙動を評価できるコードがあれば実験による確認を省略でき、かつ設計の最適化を図ることができる。

アニュラスギャップでの自然対流による伝熱特性は、ギャップ高さ、周長、幅等により異なる¹⁾。従来の解析²⁾計算では、モックアップ試験により壁温お

より上昇流・下降流の生ずる位置とその流路に関する知見を得、これを入力することにより伝熱特性の解析を行っていたが、この手法では形状、寸法が異なる体系では再びモックアップ試験が必要となる。

そこで、流体の熱流力特性と構造物の熱特性の相互作用を考慮し、物性値と最外境界条件のみを与えて統合的に解析できるプログラム、FLUSH を開発した。

2. FLUSH の概要

2.1 FLUSH の特長

FLUSH は、有限差分法の単相多次元熱流動解析コード AQUA³⁾による流体の熱流力特性と、有限要素法の汎用非線形構造解析システム FINAS⁴⁾による構造物の熱特性を境界面で温度と熱流束をやりとりさせながら繰り返し計算させ、両者の熱的平衡を得るための複合プログラムである。本プログラムは、以下の特長を有する。

- (1) アニュラスギャップの形状、寸法によらず、自然対流の流速、温度分布、熱流束と構造物の温度分布、熱応力、変形が熱的平衡状態で得られる。

- (2) 構造物と流体との境界表面温度の初期値は、任意に設定することにより計算結果は一意的に定まる。

2.2 計算手順

- FLUSHによる計算手順は以下のとおりである。
- (1) 構造物（有限要素法）と流体（差分法）との境界面メッシュを一致させ、境界面温度を任意の値に設定した後（図1）、AQUAにより熱流体解析を実施する。
 - (2) アニユラス部の流体はAQUAにより計算する。流体の境界セルから構造物表面への熱流束は、インターフェイスプログラムにより形式変換後、構造物への入熱とし、構造物内部はFINASにより熱伝導解析を実施する。
 - (3) FINASによる熱伝導解析で得られた流体との境界表面温度を、再びインターフェイスプログラムにより形式変換して、新たな境界表面温度として再びAQUAにより熱流体解析を実施する。
 - (4) (2)から(3)の繰り返し計算を、 i 回目の境界温度と $i+1$ 回目の境界温度とが設定誤差範囲以下となるまで実行し、収束した温度分布を用いてFINAS

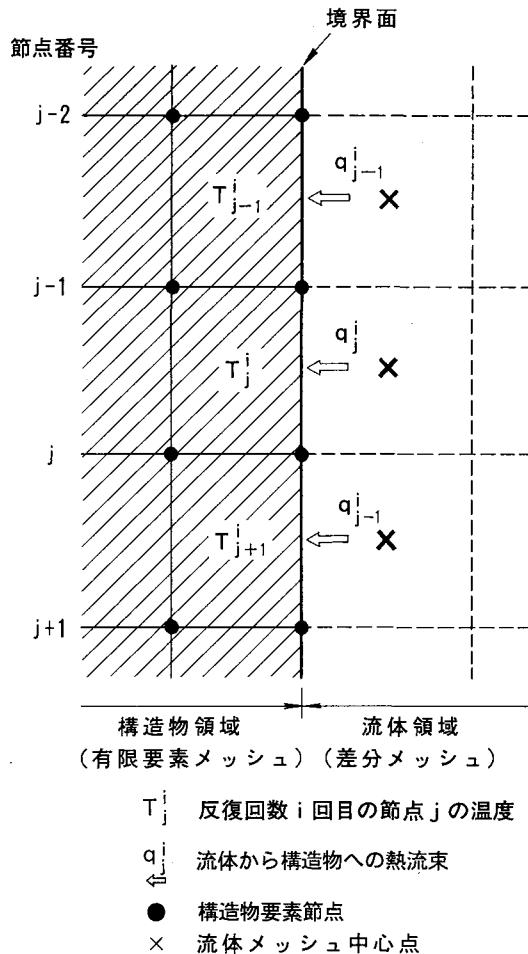


図1 構造物および流体の境界メッシュ

の機能により熱応力計算を実施する。

以上の計算の流れを図2に示す。

3. 収束性の確認

構造物と流体との初期境界面温度にかかわらず、最終的には境界面温度の一定分布が得られることを確認するために、2次元モデルによる計算を行った。

図3に解析メッシュ、境界条件および計算結果を示す。また、図4に最大変動の生じる境界メッシュ上端部での繰り返し計算における反復回数毎の温度履歴を示す。

解法の異なるコード間のイタレーションで解の発散および繰り返し回数の増大が懸念されたが、初期境界温度が非現実的な値であっても反復回数3回目ではほぼ安定し、反復回数6回目で一定値に収束することがわかった。

4. 実規模機器の解析例

実規模機器の解析例として、遮蔽プラグモックアップ試験装置の解析を実施した。本装置は、図5に示すようにナトリウム液面から上部にカバーガス中

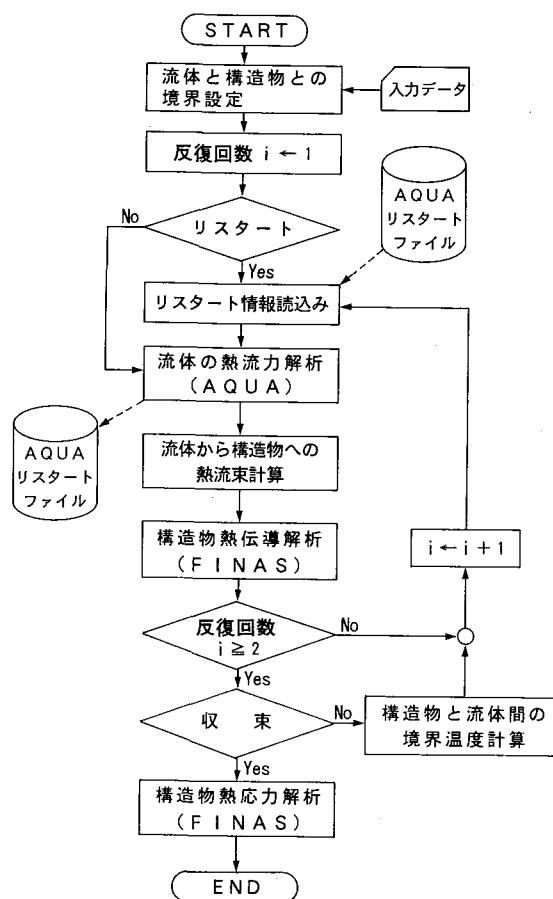


図2 計算の流れ

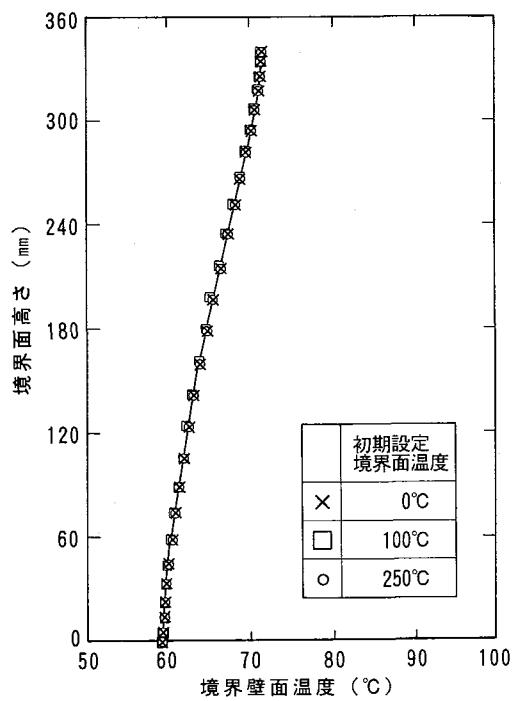


図3 初期設定境界面温度の解析結果に及ぼす影響度の評価

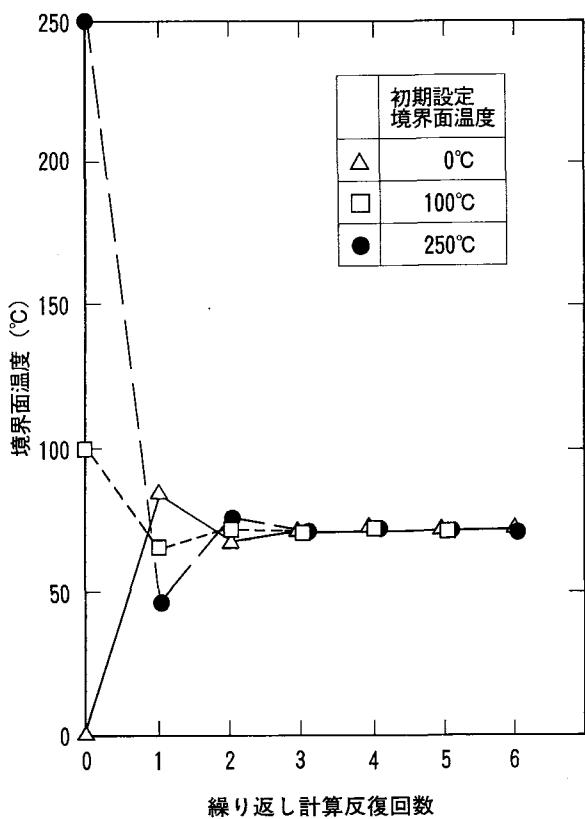
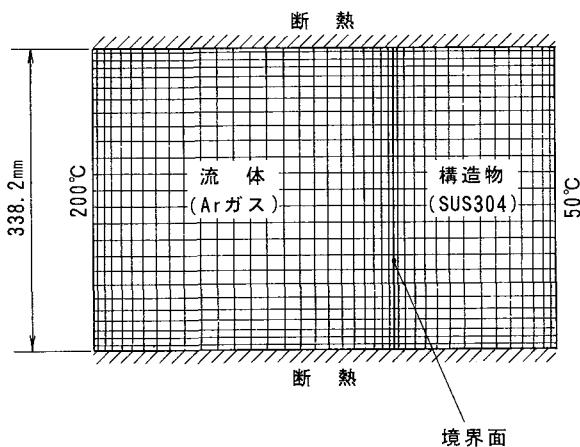


図4 初期設定境界面温度と収束値

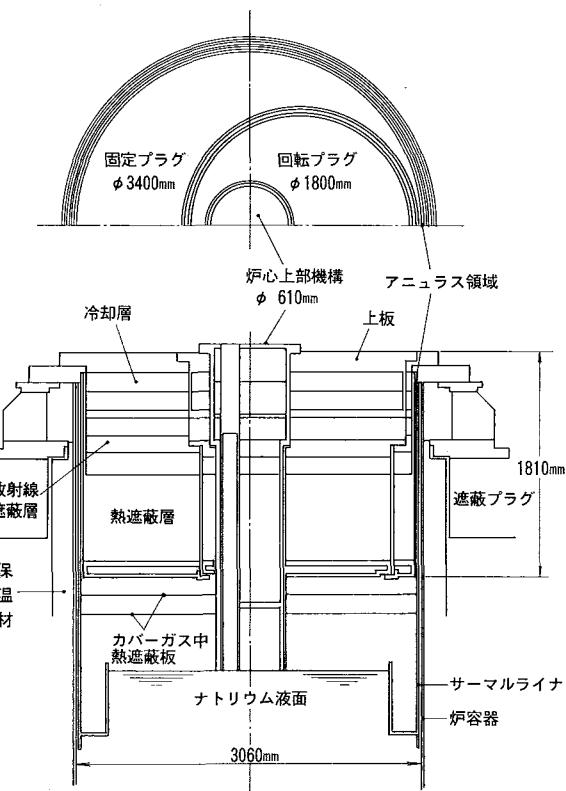


図5 遮蔽プラグモックアップ装置

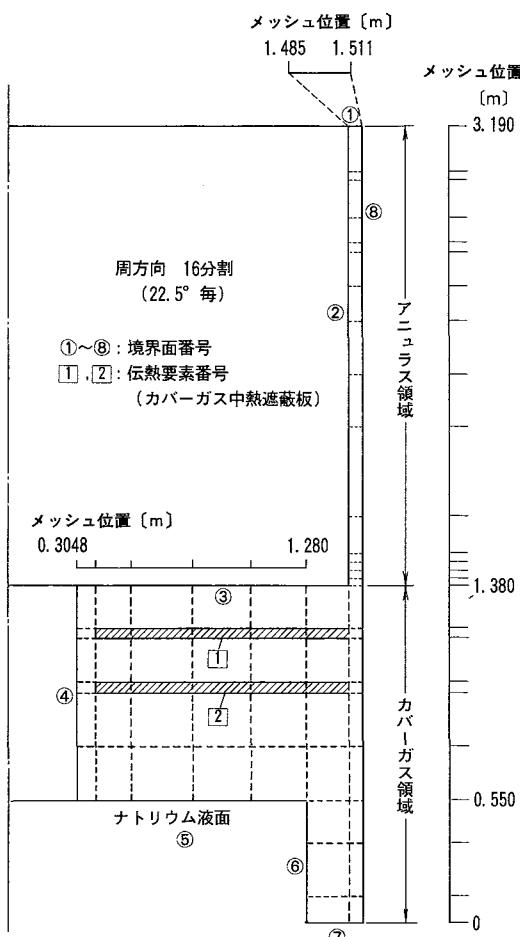


図6 アニラス領域およびカバーガス領域のメッシュ

熱遮蔽板、熱遮蔽層、放射線遮蔽層、窒素ガス冷却層および上板より構成されている。また、回転プラグは固定プラグの中心から430mm 偏心している。

4.1 解析モデル

アニュラスギャップおよびカバーガス空間は図6に示すように円筒座標メッシュで、また遮蔽プラグ、炉容器壁およびサーマルライナは図7に示す有限要素でモデル化した。回転プラグの偏心およびカバーガスとプラグのメッシュを境界面で一致させる必要性から、プラグ最下面層は図7(a)に示す不規則な六面体要素分割となった。

4.2 解析条件

主な解析条件は以下のとおりである。

(1) 対流防止板設置以前の構造で、ナトリウム液面温度が530°Cの定格運転条件。

(2) 輻射伝熱

縦方向はナトリウム液面からプラグ下面間の、また径方向はサーマルライナからプラグ側面の相対する構造メッシュのみで伝熱が行われると仮定。

(3) 最外境界温度は図7に示す値を仮定。

(4) 初期境界温度

本モデルでは計算時間短縮のために、輻射と熱伝導のみを考慮したカバーガス空間を含む体系でFINASにより温度解析をまず実施し、得られたアニュラス部境界温度をFLUSHの初期境界温度とした。

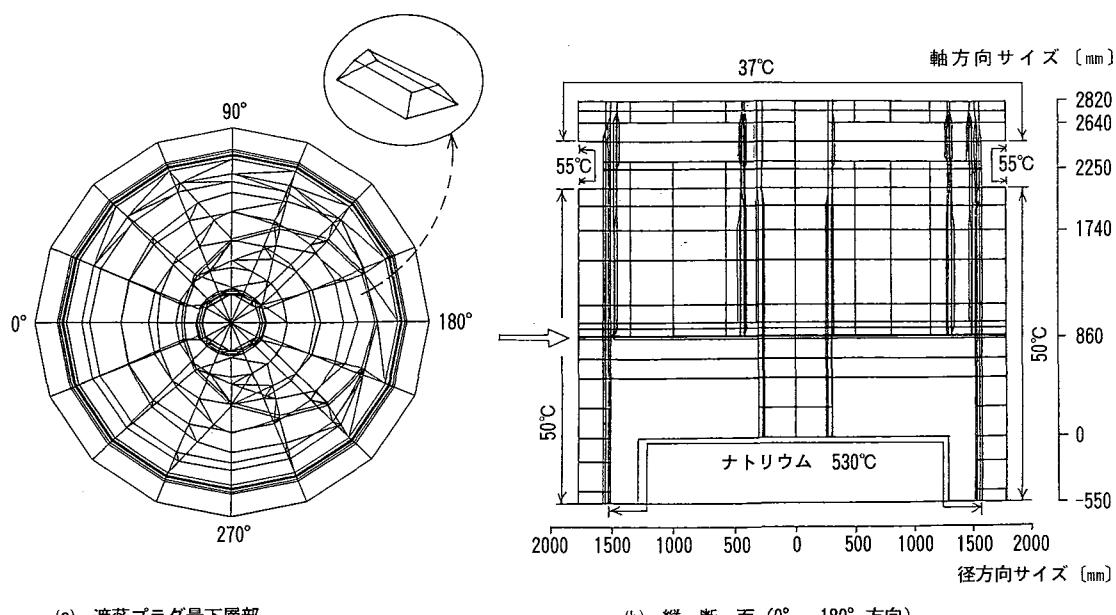


図7 遮蔽プラグの有限要素モデル

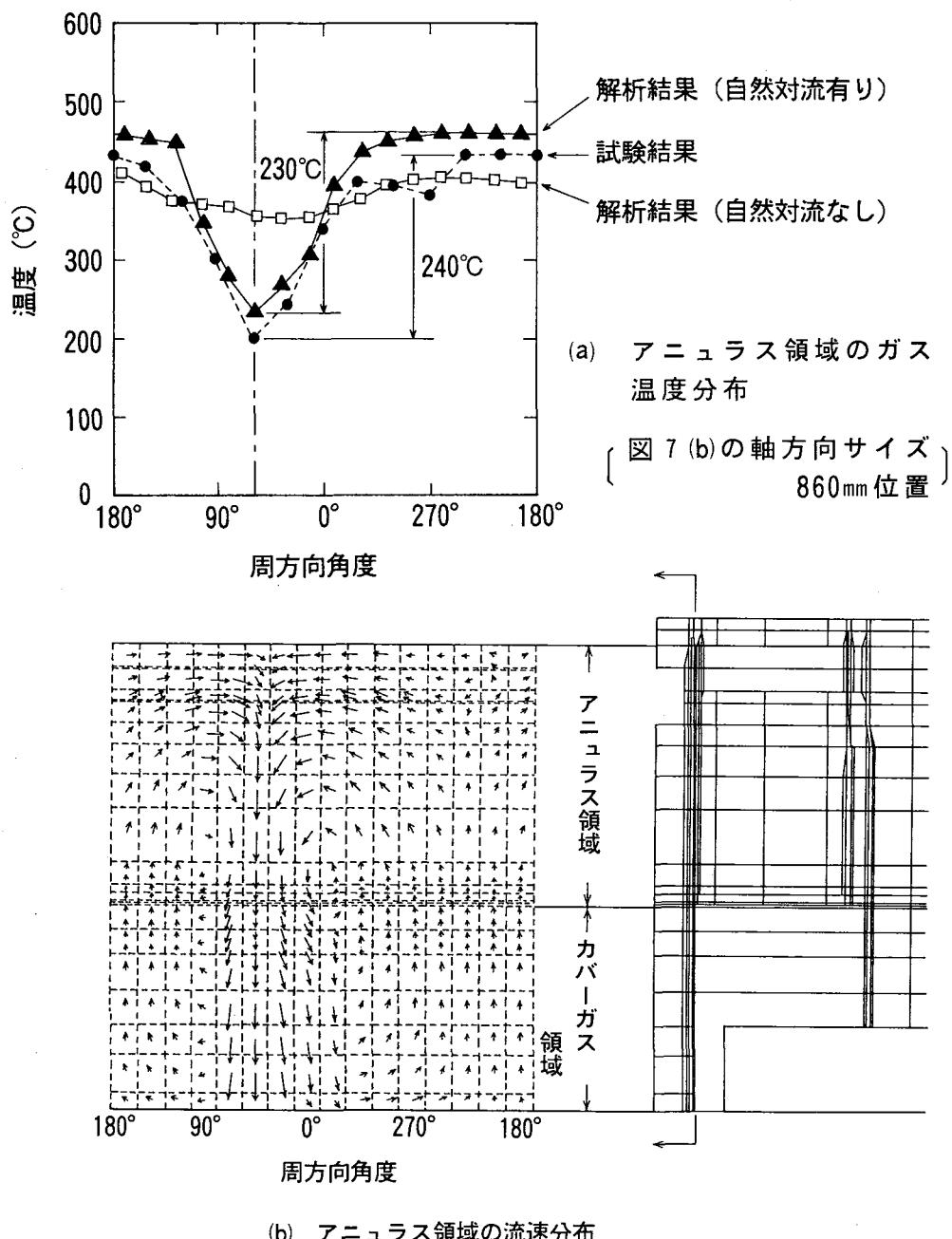


図 8 アニュラス領域の熱流力特性

4.3 解析結果

図 8 にアニュラスギャップでの周方向温度分布および流束ベクトル図を示す。また、図 9 には代表的な軸方向温度分布を、図 10 には遮蔽プラグの縦断面での等温線図を示す。

4.4 検討

(1) アニュラス部での周方向温度分布

図 8 (a) には FINAS による温度解析で得られたアニュラス部周方向のガスの温度分布を示す。両者

の温度分布は比較的良好な一致を示しており、後述する角度 60 度付近での自然対流による温度分布の凹みも解析結果は実際の現象を良く表わしている。

(2) 自然対流

アニュラス部では、試験結果および解析結果とともに、60 度方向を中心として 0 ~ 90 度領域に下降流が生じ、その他は上昇流となる 1 対の自然対流が生じている。(図 8)

60 度方向には冷却層の窒素ガス冷却のための流入ノズルがあり (図 7 (b) の軸方向サイズ 2640 ~ 2820

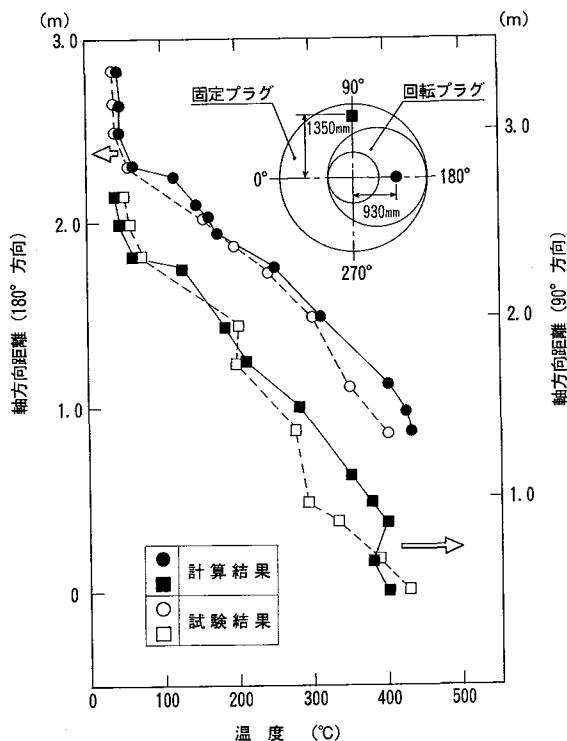


図9 遮蔽プラグ軸方向温度分布

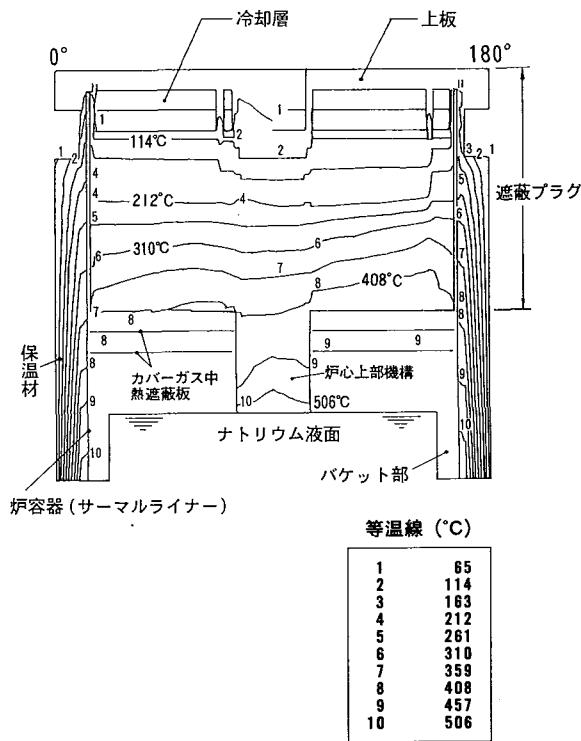


図10 遮蔽プラグ縦方向等温線図

mm の位置)、このためにアニュラス部の温度が下がり (図 8 □印)、これが自然対流によって助長され大きな下降流と温度分布の凹みが生じると考えられる。

(3) 遮蔽プラグ軸方向温度分布

軸方向温度分布 (図 9) では、上部から中央部にかけては実験値と解析値に良い一致を示すものの、プラグ下部で実測値との差が生じている。この原因は、解析において遮蔽プラグの最下層のメッシュをカバーガスの円筒座標と一致させる必要から図 7 に示した不規則な六面体としたためであると考えられる。しかし、カバーガスからプラグ下面へ入力された熱流束は、メッシュの形状によらずほぼ同じであるため中央部以上では実験値との差異は見られない。なお、プラグ縦断面の等温線図 (図10) では、径方向の温度勾配により右側から上昇し、左側で下降する自然対流の効果が現れている。

5. 結 言

カバーガス等流体の熱流力特性と、遮蔽プラグ等構造物の熱特性とを連成して解析するためのインターフェイスプログラム (FLUSH) を開発した。本

プログラムの収束性の確認計算および実規模機器解析結果を通じて次の事柄が明らかとなった。

(1) 遮蔽プラグの中央部以上、およびアニュラス部における各部の温度分布は実験結果と比較的良く一致し、自然対流に伴う温度分布の凹み現象も解析で良く表わすことができた。

したがって、自然対流挙動の評価に FLUSH の連成解析手法が有効であることがわかった。

(2) 解法の異なる 2 つのコードを繰り返し計算させる手法により、構造物と流体の初期境界温度にかかわらず比較的少ない反復回数で境界面温度が妥当な分布に収束することがわかった。

参考文献

- 鳥居、中山:「下部を加熱された狭い垂直環状空間内自然対流」、機械学論文集 B、vol. 47, No. 417, (1981)
- K. Hashiguchi, M. Honda, et al: "Experiment on Thermal Insulation and Sodium Deposition of Shield Plug", IWGFR-57 (1986)
- 村松、前川他:「単相多次元熱流動体解析コード AQUA」, PNC N9520 87-011, (1987)
- 岩田他:「汎用非線形構造解析システム FINAS」, PNC N9520 87-044, (1987)



MOX 燃料製造自動化運転支援 システムの開発

郡司 保利 藤原 茂雄 磯 秀敏
鈴木 良宏 宍戸 利夫

東海事業所プルトニウム燃料工場製造加工部

資料番号：71—4

Development of Operation Support System for MOX Fuel Production Line

Yasutoshi Gunji Shigeo Fujiwara Hidetoshi Iso
Yoshihiro Suzuki Toshio Shishido
(Fabrication Division, Tokai Fuel Plant, Tokai Works.)

プルトニウム燃料製造施設 (PFPP) の FBR ラインは、昨年10月より「常陽」燃料集合体製造の本格操業を開始した。「常陽」のキャンペーンに引き続いで「もんじゅ」の初装荷キャンペーンを行う。これまでの試運転により、工程の自動化に伴い、運転操作や異常発生時の復旧に対して運転員に高度な判断能力が要求されることがわかった。そこで経験の浅い運転員でも熟練運転員と同様に対応できるよう、これまでの運転経験や熟練運転員の知識と人工知能 (AI) 技術と応用して、より効率的な操業を行うプラントを目指して(1)最適運転制御システム、(2)故障診断システム、(3)生産計画立案支援システムをベースに運転支援システムの開発を行っている。

1. 緒 言

プルトニウム燃料製造施設(以下、PFPP という)は、大量の核燃料物質を使用して、効率的な燃料製造を行うために、電算機制御を製造・検査設備・搬送設備等に大幅に取り入れ自動化を図った施設である。一方では自動化に伴い、中央管理計算機、工程制御計算機、設備制御機器の3層構造の制御が複雑に関与しており、運転操作や異常発生時の早期復旧に対する迅速で正確な判断が作業員に要求されるようになった。そこで、製造工程の自動運転や異常発生に対して、運転操作する場合必要となる高度な判断ができるよう支援を行って、操業時間短縮による生産効率の向上、設備メンテナンス時間短縮による作業員の線量当量の低減を図るなどの点から運転支援システムの開発が必要となった。

PFPP における MOX 燃料製造自動化運転支援システムの開発は、これまでの試運転試験、本格操業によって得られた運転経験や熟練運転員の持つノウハウを集約し、これらを知識ベース化することにより、人工知能(以下、AI という)分野の1つで

あるエキスパートシステムを応用して進められている。

2. システム開発スケジュール

本システムの開発範囲は広く、(1)最適運転制御システム、(2)故障診断システム、(3)生産計画立案支援システムの3項目に分割して開発を行っている。昭和62年度に、ワイヤ巻付設備における故障診断システムのプロトタイプの開発を開始し、現在このシステムの運用・評価を行いながらシステム機能向上の検討を行っている。また、昭和63年度に連続焼結設備における故障診断システムの概念設計を行った。最適運転制御システムおよび生産計画立案支援システムについては、昭和63年度より概念設計を始めるとともにプロトタイプシステムの開発を行った。(表1)

3. システム動作環境

現在、最適運転制御システムおよびワイヤ巻付設備故障診断システムは、東海計算機センターの汎用

表 I PFPFにおける運転支援システム開発スケジュール

年 開発項目	1年	2年	3年	4年
1.最適運転制御システム		概念設計 プロトタイプ開発	プロトタイプ運用・評価	オンラインシステム設計 オンラインシステム開発 運用評価
2.故障診断システム		プロトタイプ(I) の開発 運用・評価	システム機能アップ	オンラインシステム設計 システム開発
		プロトタイプ(II) 概念設計	プロトタイプ(II) の開発 フェース(I) フェース(2)	
3.生産計画立案支援システム		概念設計 プロトタイプ開発	プロトタイプ運用・評価 システム機能アップ	オンラインシステム設計

大型計算機 FACOM M780-10S 上において、エキスパートシステム構築ソフトウェア ESHELL をベースにして動作している。また、生産計画立案支援システムにおいては、パソコン NEC PC-9801 RA-5 上において、MS-DOS3.1バージョン上で動作している。

4. システム概要

4.1 最適運転制御システム

PFPF のペレット製造工程は、メンテナンス時の被曝低減のため核燃料物質の一時退避を考慮して中間保管庫を設けており、ステータス（工程の運転単位をいう）開始時は保管庫から容器を設備に払出し、ステータス終了時には保管庫へ受入れている。特に操業立上げ時は各保管庫からの容器の払出しが集中するため、工程制御計算機に対しても搬送要求が集中し、運転員が効率的な搬送を行うために最適な搬送順序を判断するのは困難であった。これらを解決するために最適運転制御システムは AI 技術を導入し、工程制御計算機からの各搬送要求に対し、シミュレーションを実行して、最適搬送を決定し指示を出すシステムである。全体的なシステム概要は図 1 に示すとおりである。

本システムは、図 2 に示すように搬送競合をスケジューリングするための 3 つのルールを保持している知識源（以下、KS という）、搬送ルート、搬送時

間および設備処理モード時間等を保持しているフレーム、保管リフト、昇降フォーク等の搬送ルート使用状況を監視している黒板と、これらの情報を基に搬送の割付けを行う推論エンジンから構成されている。

処理フローを次に概説する。まず最初に当日のスケジュールおよび設備の故障情報等を初期データとしてファイルに登録する。その後、1 つのステータスに着目し、そのステータスが他のステータスの搬送ルートで競合するかをチェックし、競合が発生しなかった場合はそのまま割付け、競合が発生した場合は、KS のルールに従って“優先度”的高い搬送を割付け、他のステータスは搬送ルート競合が無い時刻までその搬送開始時刻を移動し、同様な操作を全ステータスの処理が無くなるまで行い、1 日の最短でかつ最適な搬送スケジュールを作成する。

4.2 ワイヤ巻付設備故障診断システム

従来、設備機器に異常が発生した場合、工程制御計算機の CRT 画面に異常の概略が表示され、その項目に対し運転員がシーケンスラダー図を見て異常の情報を把握し、経験と知識、取扱説明書、装置図面および装置の状態を考慮し異常原因をつきとめ、復旧作業を行っていた。しかし、設備・制御が複雑であるため、熟練運転員で、かつシーケンスラダー図を理解できる運転員以外では、的確な対応が困難

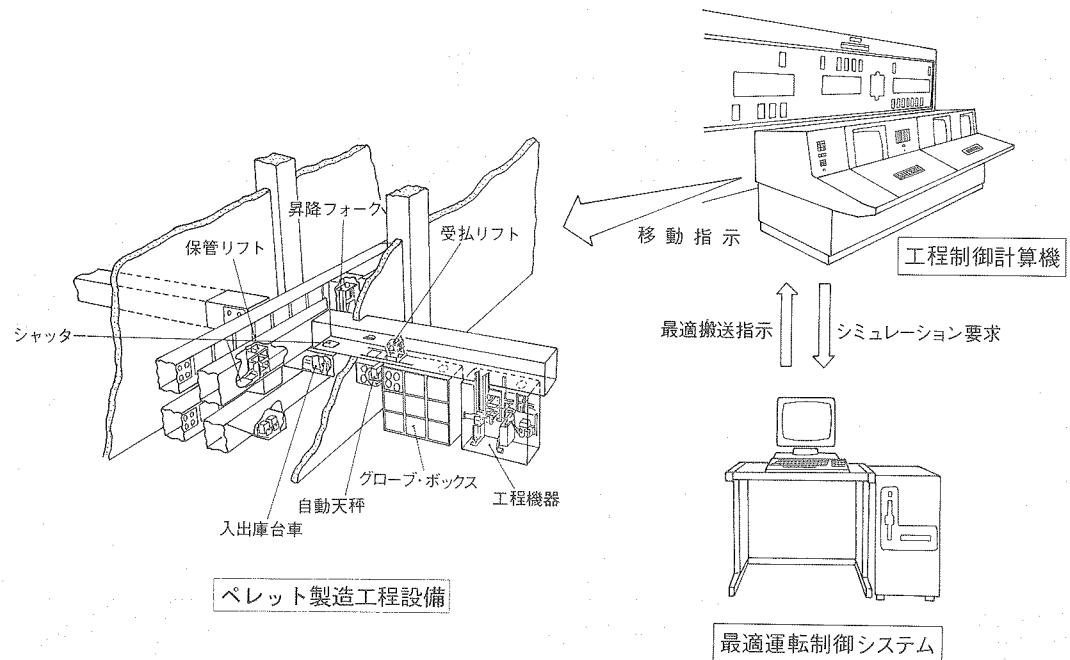


図1 最適運転制御システム概要

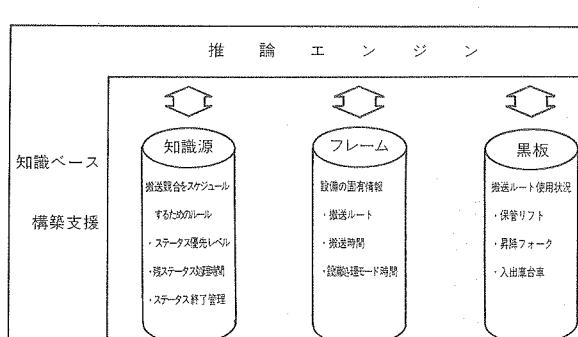


図2 最適運転システム内部構成

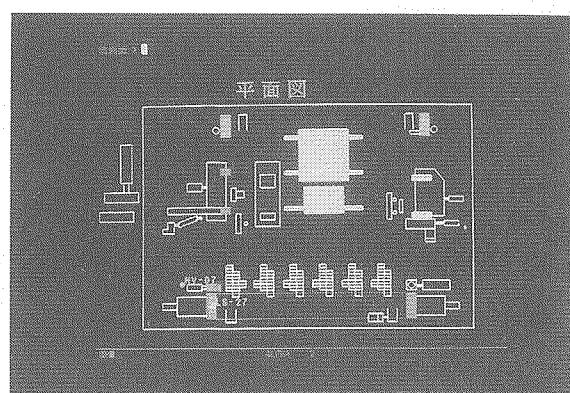


写真1 ワイヤ巻付設備故障診断システムCRT画面

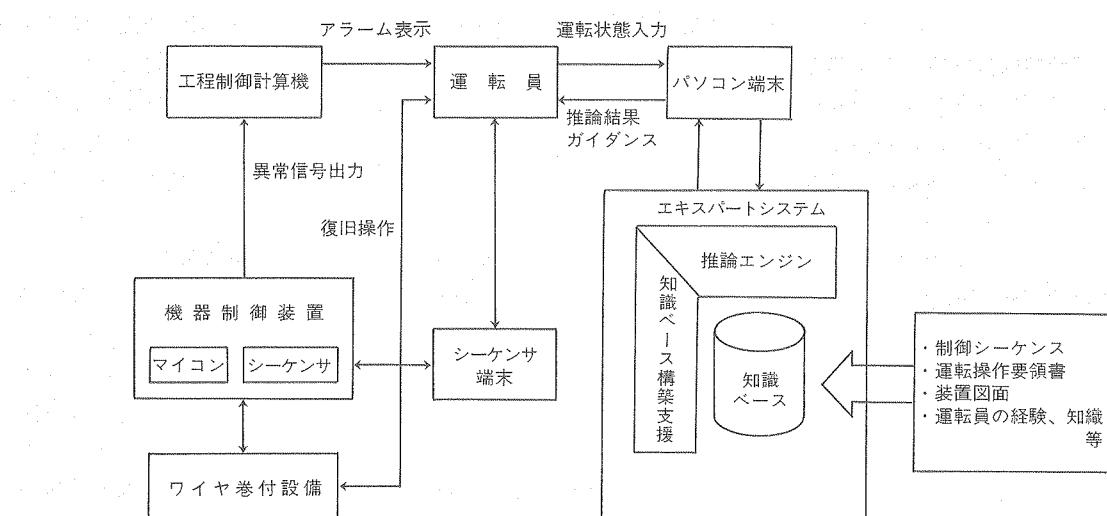


図3 ワイヤ巻付設備故障診断システム概要

タイムオーバフレーム

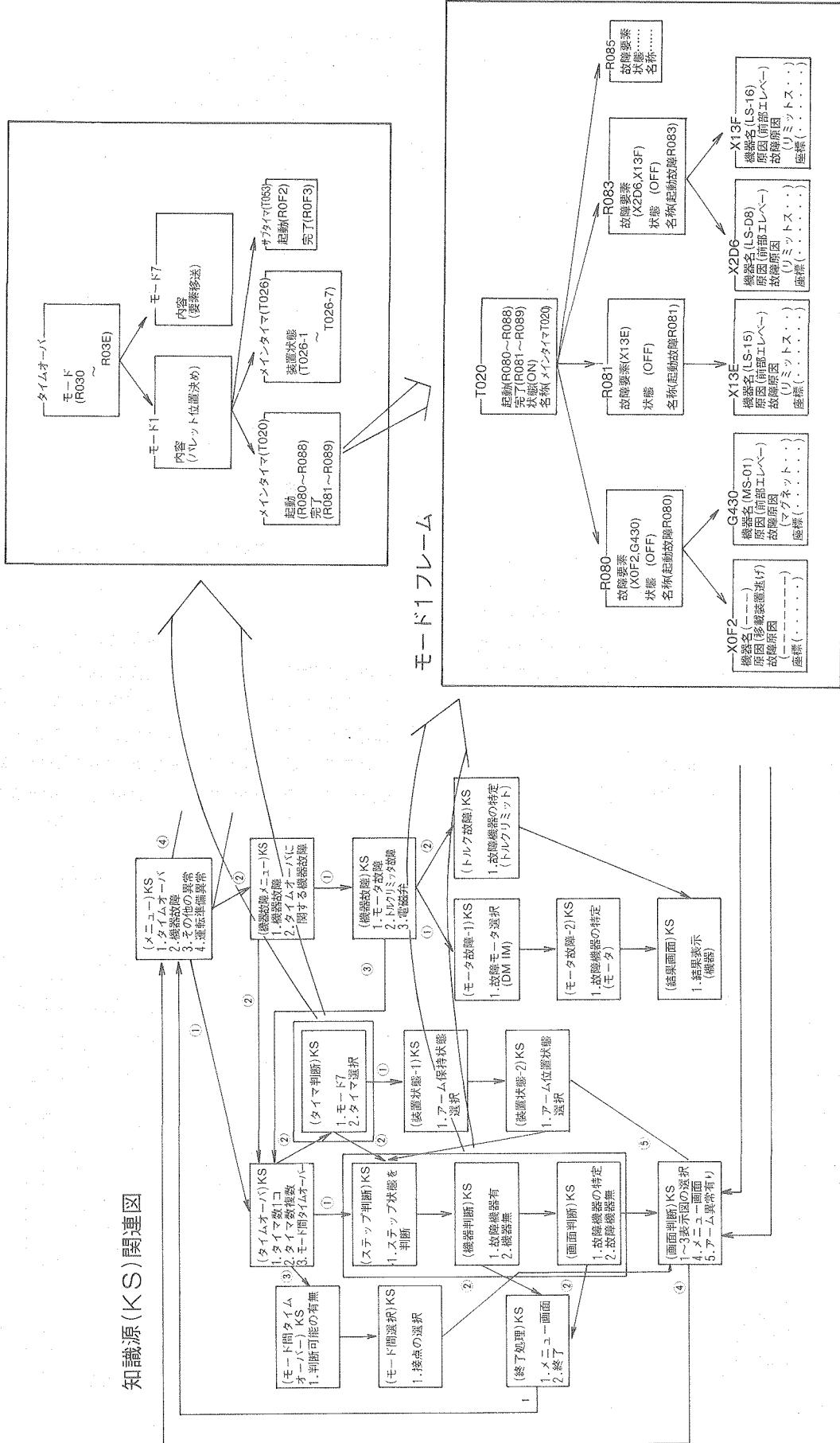


図4 故障診断システムフレーム構成

な場合が生じた。

そこで、熟練運転員の経験や知識、運転操作マニュアルおよび制御シーケンス等を知識ベースとして構築することにより、熟練運転員でなくともシーケンスラダー図を理解していない運転員でも、異常原因を容易に発見できるようにしたシステムを製作した。

図3に示すよう設備・機器からの異常信号をもとに工程制御計算機CRT画面に出力される異常メッセージを運転員が、エキスパートシステムに接続されたパソコン端末に入力し対話を行っていくことにより、構築された知識ベースを基に推論機能が働いて、故障原因・故障機器およびその場所を運転員にガイダンス(写真1)を行うので、熟練運転員でなくとも、短時間での的確な故障の発見を可能とするシステムである。

本システムの推論部は、プロダクションルールを目的別にグループ化して格納しているKSを持ち、大きく分類すると、タイムオーバー、機器故障、その他の異常、運転準備異常の4つに分かれている。さらにその下に個別のKSがあり、各KSのほとんどはtree構造的に接続されたフレームを持ち、それが知識を表現している。KSのほとんどは対話画面に表示され、運転員が必要項目を選択入力することによって知識の探索を行っている(図4)。

4.3 生産計画立案支援システム

PFPPFにおける生産計画の立案にあたって、

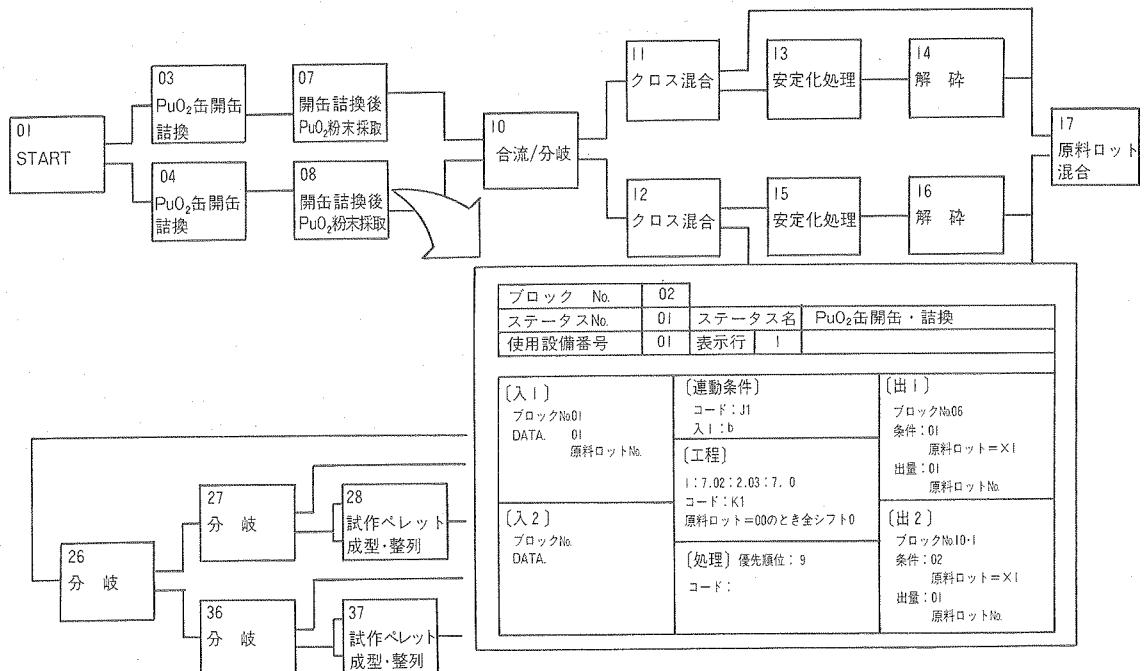


図5 生産計画立案支援システムネットワーク

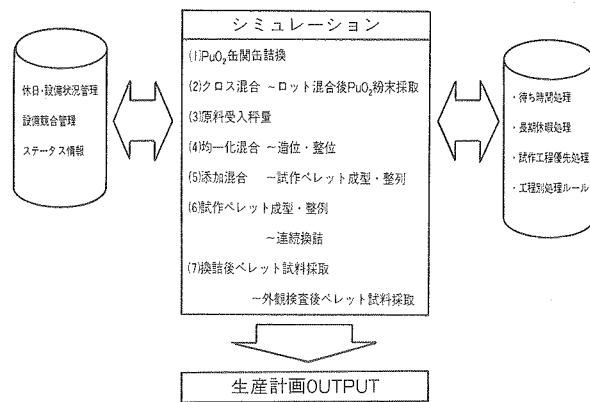


図6 生産計画立案支援システム内容構成

MOX粉末の品質管理をする上でPIT(Physical Inventory Taking)等による工程停止や試作工程の有無等の複雑な制約条件を考慮しなければならず、通常の製造業で使用されているMRP(Material Requirement Planning/資材所要量計画)等の汎用ソフトの適応は困難でたった。このため、工程を充分に理解している特定の専門家に依存せざるをえなかつた。しかし、大量の燃料製造を行うための生産計画を立案することは、専門家に対して負担がかかることが予測され、また、専門家がないと計画立案ができないくなるというおそれがあった。

そこで、これらの問題を解決するために、専門家の持っているノウハウをルール化し、各製造工程ご

とのシミュレーションを行う場合に適用し、専門家でなくとも生産計画の立案を可能としたシステムの製作を行った。

本システムは図5に示すように、各ステータスごとに優先順位、工数、稼働条件を持ったネットワークによりつながっており、設備競合管理、設備状況管理等のファイル情報と、工程別処理ルール、待ち時間処理ルール等を考慮して、全工程を大きく7分割して、各々の工程において最適な生産スケジュールの割付けを行うシステムである（図6）。

5. 今後むけて

PFPFにおける運転支援システムは、各システムとも開発途中段階であり、今後はプロトタイプシステムの運用・評価を実施するとともに、運転経験および熟練運転員の経験豊富な知識を抽出し、知識ベ

ースの充実と機能の向上を図る予定である。また運転操作の簡略化を図るためにマン・マシンインターフェースの充実、オンラインリアルタイム制御の実現に向けての開発を行っていくとともに、ホストコンピュータのもとにワークステーションをLANによってつなぐことにより、システムの拡張を図れるようなハードウェア構成を取っていきたい。

PFPFにおいては、この3本柱のシステムをさらに発展させ、FA（Factory Automation）プラントから一歩先を行くインテリジェントプラントをめざしてシステムの開発を行う予定である。

参考文献

- 1) 郡司保利、鈴木良宏他：プルトニウム燃料製造施設における運転支援システムの開発（I）製造工程運転支援システムの設計、日本原子力学会 1989年会 G16



地表ガンマ線測定による 地質構造調査法

目黒 昇

中部事業所技術開発課

資料番号：71—5

A Surveying Method for Geological Structure Using
Surface Distribution of Gamma-rays

Noboru Meguro

(Exploration and Mining Technology Development
Section, Chubu Works.)

地表放射能を活用したウラン探査は、探鉱分野では実用化がなされている。
断層の活動性調査については、まだ未知の部分が多いが4チャンネルによる調査方法が確立されれば、迅速に地質環境を評価できるものと期待される。

1. はじめに

近年、木村氏らにより地下深部から断層、割れ目等を通路として地表に上昇する²²²Rn 壊変物質のビスマス (²¹⁴Bi) を効果的に検出する（3核種ガンマ線分析装置）装置が開発され、地下水、地熱探査での成功が報告されている。動燃事業団では、この装置をウラン探査および断層調査等に活用するため、さらに改良を加えた4チャンネル・カーボーンを開発した。

ここに本システムを紹介する。

2. 地表ガンマ線の測定の歴史と原理

2.1 地表ガンマ線測定の歴史

地表のガンマ線の分布を簡便に迅速に測定する方法は、1944年 DonteCorvo が検出器を飛行機に搭載した airborne 法を考案し、また1950年には Pierson が検出器を自動車に搭載した Carborne 法を開発した。その後、この地表ガンマ線から代表的な放出核種である⁴⁰K、²⁰⁸Tl、²¹⁴Bi の3核種を同時にそして簡便、迅速に定量する方法として、1961年 Adams は NaI 検出器を使用する3チャンネル法を開発した。

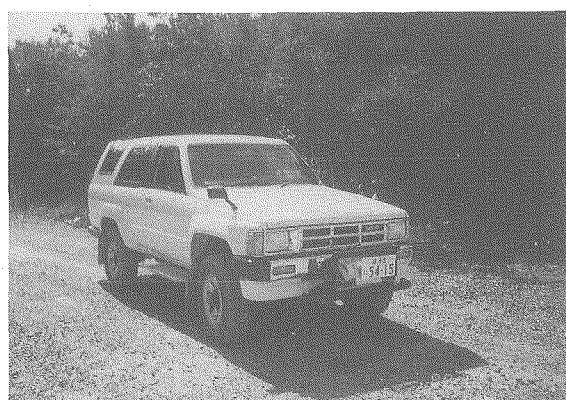


写真1 測定車



写真2 測定車の後部

この測定法は airborne 法として、地表地質の解析やウラン探査等の実用的方法となり、今日広く利用されている。

2.2 探査原理

断層付近の地表で自然放射線の急増する現象は一般に知られた現象ではあったが、この現象を断層、割れ目、ウラン探査に応用することはごく最近まで行われなかった。最近、地下水調査のため、地層岩石中の割れ目を探査する方法として本現象が見直され成功が報ぜられている。

断層付近で自然放射線の急増を示す現象としては、地殻中のウランが壊変し、 ^{222}Rn ガスを生成、断層による岩石、地層中の空隙割れ目を通って地表にもたらされ、断層付近の ^{222}Rn の娘元素である ^{214}Bi が濃集する結果と想定される。したがって、地表でこの ^{214}Bi の異常を検出すれば地下に伏在する断層、ウラン鉱床の存在を推定することは可能である。

2.3 測定原理

測定核種およびガンマ線エネルギーは以下のとおりである。

^{40}K : 1.46MeV

^{214}Bi : 1.76MeV

^{208}Tl : 2.61MeV

Total-2 : 0.1MeV~3.00MeV

地層・岩石での ^{40}K 、 ^{238}U 、Th の各核種の含有量は地層・岩石ごとにほぼ一定なため、図1におけるピーク面積 A、G、H を用いたピーク比は、幾何学的条件で各核種のピークがどのように変化しても地層

ごとにはほぼ一定となる。したがって、ピーク比を用いることにより地層・岩石ごとの幾何学的条件による各核種のピークの係数率の変動は消去される。

すなわち、いずれの条件でも各ピークの係数率は地表での測定位置ごとに大幅に変動するが、2核種の含有量の比率でこれらの条件での各核種のピーク計数率のもつ大幅な変動は除去され、各ピーク比は比較的安定な値を示す。実際には地下にウラン鉱床が存在したり、地層中の断層とそれらに伴われた亀裂から ^{222}Rn が上昇している表層では一般的な表層より ^{222}Rn の放射性崩壊による ^{214}Bi のガンマ線量は増えることとなり、鉱床上部・断層・割れ目ではピーク比のうち

$$\frac{\text{peak intensity ratio of } ^{214}\text{Bi}}{\text{peak intensity ratio of } ^{208}\text{Tl}}$$

$$= \frac{\text{area G}}{\text{area A}} \times \frac{\text{peak intensity ratio of } ^{214}\text{Bi}}{\text{peak intensity ratio of } ^{40}\text{K}} = \frac{\text{area G}}{\text{area H}}$$

の値が急増することとなり、地下ウラン鉱床や断層、割れ目存在が検出される。

3. 4 チャンネル・カーボーンについて

3.1 概要

本システムは、地表の ^{40}K 、 ^{214}Bi 、 ^{208}Tl 、トータル・ガンマ線を検出し、地下に伏在する、断層、割れ目、ウラン鉱床の存在等を探査する装置である。微小の放射線を測定するために大型のシンチレーション (NaI) 検出器を12個使用し、またデジタル・データ処理器を装備しているので、収集したデータとともに各種の計算処理をした結果を直接得る事ができる。

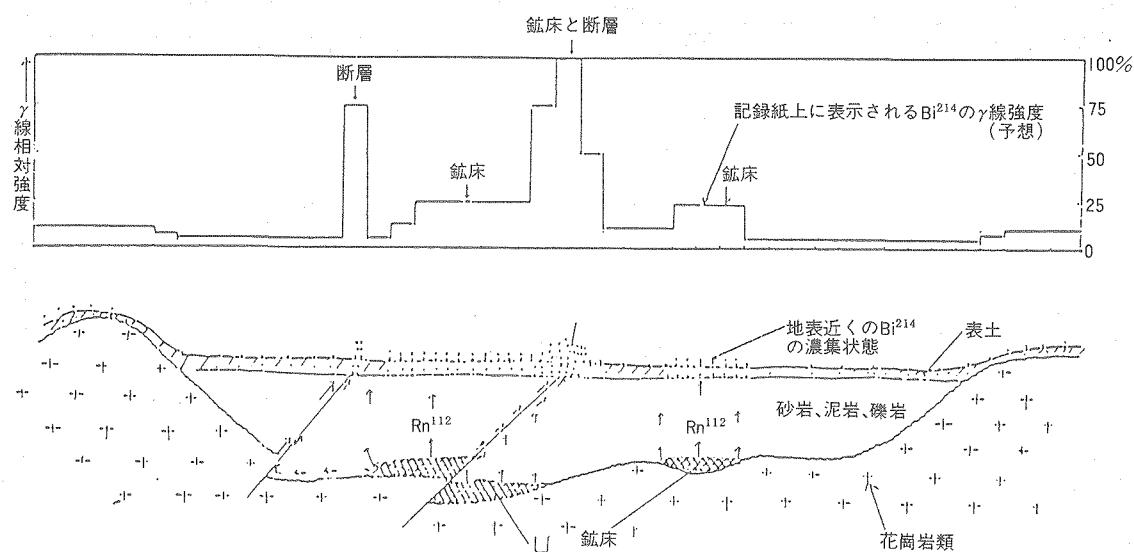


図1 鉱床探査原理図

さらに、スペクトル分析器には波高分析器を採用し、採取する核種の選定を P-ROM によって固定して手動による操作を減らし取扱いを簡単にしている。また、温度変化によるドリフトを防ぐためにスペクトル安定回路を採用して装置の安定化をはかっている。また車載用として小型化、低電力化を重要視して、悪路での震動に耐えるよう設計されている。

3.2 特徴

(1) スペクトル安定回路

測定においては、一定環境下において使用される

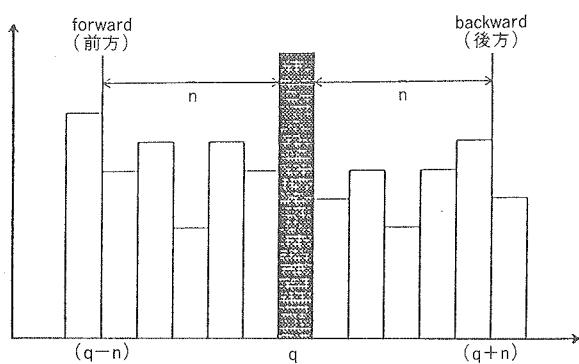


図2 データの解析法

研究用機器と異なり、その使用条件は極めて過酷である。

検出器 (NaI) が温度変化等により機器の利得が変化すると、そのピーク位置を自動的に追跡し、常に一定の波高値を保持するよう設計されている。

(2) マルチチャンネル波高分析器

スペクトル分析に従来の製品がシングル・チャンネル波高分析器 (S.C.A.) を多数用いていたのに対し、4 チャンネル・カーボーンではマスチチャネル

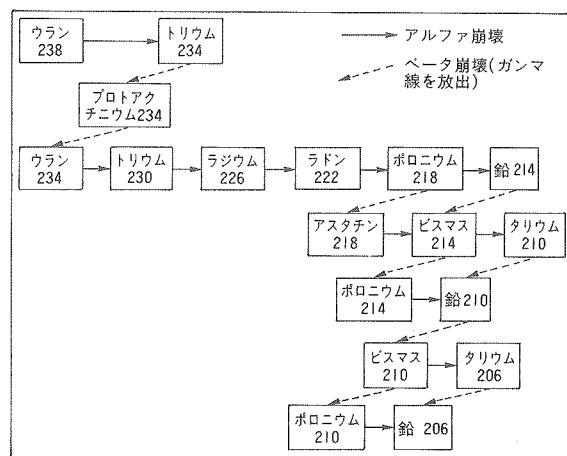


図3 ウラン系元素の崩壊系列

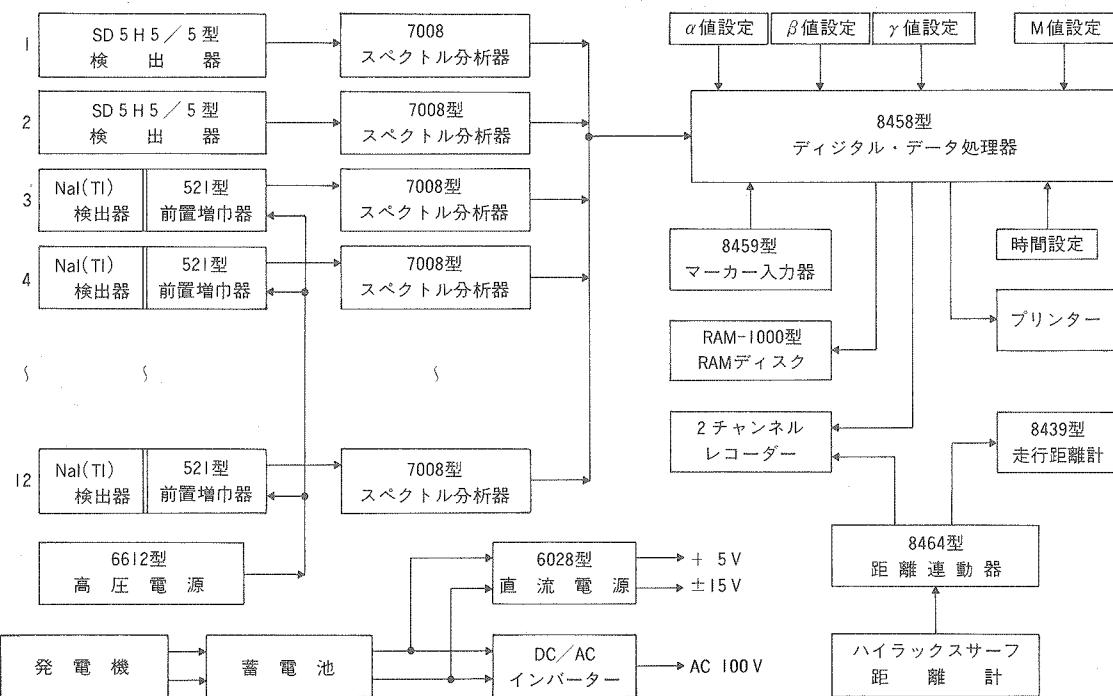


図4 4 チャンネルカーボーン車ブロック図

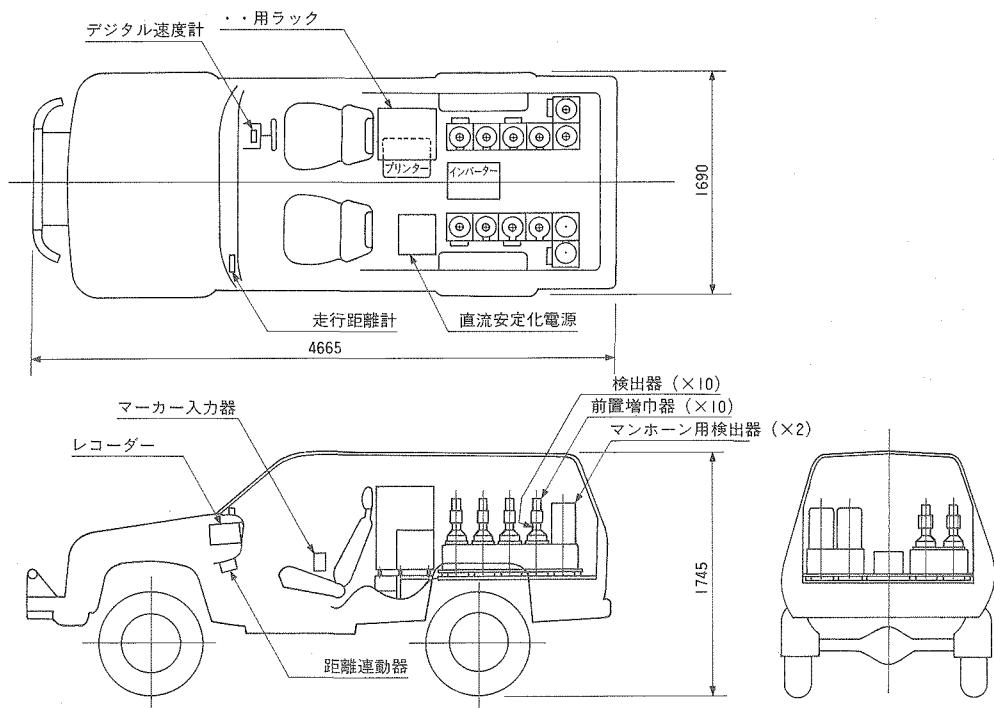


図5 4チャンネル・カーボーン測定器配置図

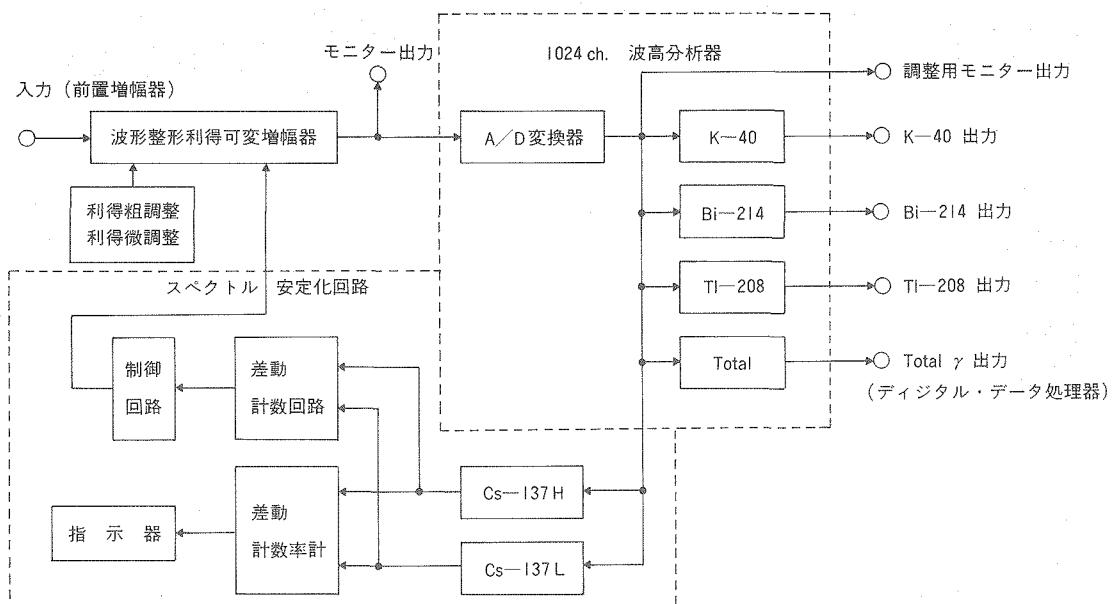


図6 7008型 スペクトル分析器ブロック図

ル波高分析器（1024チャンネル）を使用し、多様な機能を実現できるよう改良されている。

(3) データ処理器

12台のスペクトル分析器から送られてくる弁別信号を補正および計算処理し、その結果をプリンター

に出力する。データはすべてCPUにより処理されるので、リアルタイムで結果を把握することができる。

またマーカーを印字し、データが一定以上変化した時、警報を吹鳴する。

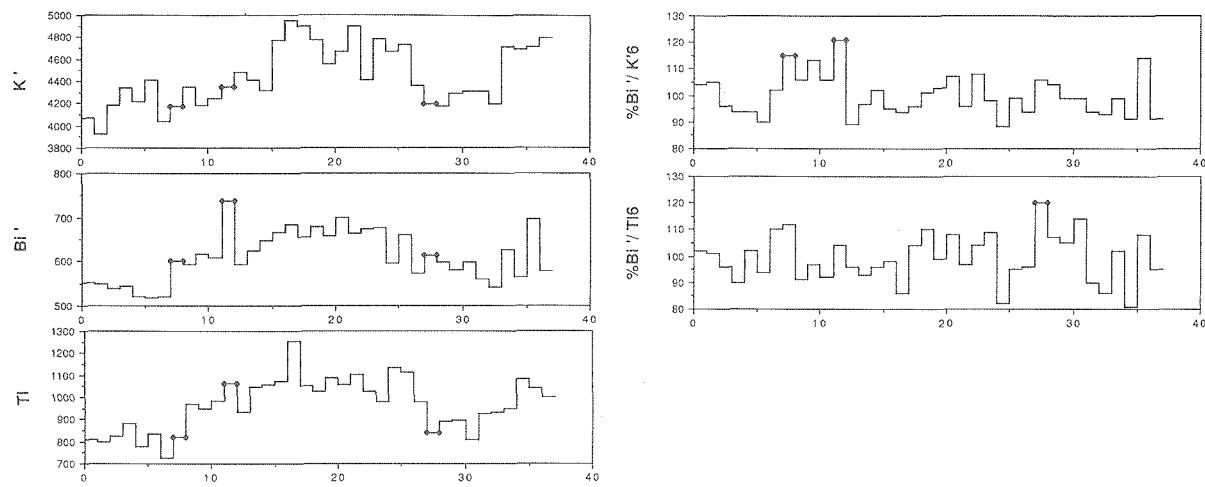


図 7 深溝断層における実測例



図 8 深溝断層の実測例

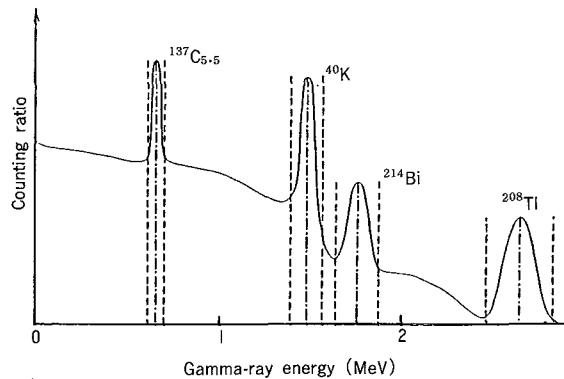


図9 増幅率の補正模式図

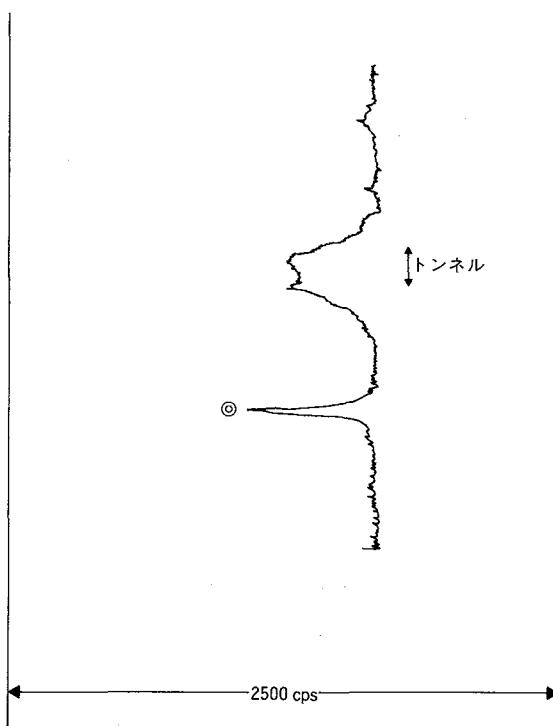


図10 在来型カーボーン測定結果

4. 調査法（ウラン探査、断層調査等）

4.1 測定法

測定車はトヨタハイラックスを用い、検出器はNaI(5インチ×5インチ)12個を使用した。データは10秒～30秒単位にとり、車速約7kmで測定する。この場合、1データは延長の約20～60mの値になる。

以上に述べた解析は測定直後に自動的に行い、測定1秒後には全測定項目と解析結果をプリントアウトする。また、任意に設定できるしきい値を超えたときはブザーがなる。

4.2 データの解析法

解析方法については、以下の2方法を用いる。第1は進行方向での時系列解析方法である。解析指標は原理で述べた様にBi/K、Bi/Tlで行い、その増加率は5個の移動平均値に対するしきい値を越えた正の残差とする。第2は進行方向と逆方向での時系列解析方法である。時系列解析の導入で測定値が急増した後にはテイリングが起こり、解析が不充分なものとなる恐れがある。そのため時系列解析と進行方向と逆方向で行い、同一地点で両者に急増値が現れたその地点になんらかの徵候（ウラン露頭、断層、割れ目）があると推定される。この急増値を変動率とする(M値+100)。

5. 現場適用試験

在来型カーボーン（トータルガンマ線方式）は、地表に露頭からのガンマ線を検出して鉱床の発見が可能であるが、地下に鉱床が伏在する場合、ガンマ線が岩石・表土に吸収されて発見が著しく困難となる。

表Ⅰ 主な仕様

検出器部 検出器	5"×5" NaI(Tl)シンチレーション検出器 半価巾分解能：7.0% or 7.5% (Cs-137)
前置増幅器 高圧電源	フロアーフ形 +700V～1000V 0.6mA
スペクトル分析部 主増幅器 スペクトル安定回路 波高分析部 弁別レベル設定	アクティブ型、電圧制御可変利得方式 Cs-137スペクトルによりゲインドリフトを調節する。 1024チャンネル波高分析器 K-40、Bi-214、Tl-208、Total γ に固定
デジタルデータ処理部 マイクロCPU部 コンプトン補正機構 分解能設定 ディジタル出力 記録計出力 プリセット機構	制御ならびに演算を行う。 α 、 β 、 γ 値を各3桁スイッチにより入力 スイッチにより設定 外部コンピュータへ接続する為の出力 プリンターへの出力（セントロニクス） 核種別の計数値を出力する。 プリセット・タイム 5、10、15、20、25、30、35、40秒スイッチ切換
データ処理用ソフトウェア	データのコンプトン補正、核種間の比の計算、その他の演算、データの出力ならびにシステムの制御

表2 プリントアウト測定例

	* ALPHA *	BETA *	GAMMA *	M *	K *	BI *	TL *	TOTAL *	* TIME * *				
MARK*	K' *	BI' *	TL *	TOTAL *	BI'/K'6 *	K'/TL6 *	BI'/TL6 *	ZBI'/K'1*	ZBI'/TL1*	ZK'/TL6*	ZBI'/TL1*	ZBI'/TL6*	
DIA	4570.4	739.0	1143.0	284012.0	.162	3.999	.647	100.08	99.93	99.95	97.95	100.13	97.98
	4446.6	754.3	1146.0	283803.0	.178	3.888	.658	98.91	104.87	101.11	95.36	100.14	100.10
1	4387.6	784.7	1127.0	281799.0	.188	3.875	.696	93.74	109.97	107.28	96.17	100.61	105.98
2	4552.4	727.9	1113.0	282997.0	.168	4.098	.654	103.95	95.27	96.70	103.37	100.64	98.61
	4649.4	763.1	1216.0	287456.0	.164	3.823	.628	93.56	99.22	105.77	95.56	99.02	94.94
3	4722.5	751.4	1167.0	287252.0	.153	4.218	.644	97.88	91.41	100.53	107.23	98.56	98.08
	4775.0	809.1	1151.0	286108.0	.169	4.149	.703	102.71	102.58	96.25	104.38	98.98	107.16
4	4733.2	769.9	1165.0	284584.0	.163	4.063	.661	111.07	98.49	95.25	100.79	105.84	99.39
5	5140.1	708.7	1131.0	287950.0	.136	4.545	.628	101.81	84.28	98.33	111.78	100.47	94.18
	5168.3	763.7	1157.0	289390.0	.148	4.460	.660	106.71	94.24	89.19	107.23	95.45	101.40
6	5978.2	893.6	1374.0	306086.0	.158	4.345	.658	99.63	97.31	97.82	101.36	97.74	98.92
	4884.2	818.6	1110.0	285563.0	.166	4.408	.738	111.10	108.32	95.09	102.04	105.83	110.85
7	5174.9	841.5	1186.0	289336.0	.163	4.679	.761	106.65	106.61	98.57	107.25	96.58	114.55
	5571.6	825.4	1286.0	293157.0	.148	4.620	.684	88.02	97.14	100.98	102.99	88.87	100.03
8	5748.6	845.5	1223.0	298260.0	.147	4.708	.691	95.67	94.96	98.05	104.43	93.84	99.16
9	5065.0	865.6	1162.0	292265.0	.171	4.368	.745	94.18	110.45	95.46	95.84	98.03	105.89
	5296.2	796.2	1246.0	291026.0	.158	4.251	.639	106.52	94.59	97.31	93.38	103.72	88.46
10	5065.1	747.7	1289.0	291700.0	.148	4.181	.618	106.38	94.93	105.80	92.47	112.62	87.84
	4881.8	870.5	1288.0	292844.0	.178	3.798	.676	93.23	116.64	108.54	85.71	101.56	100.03
11	5395.6	832.4	1318.0	296758.0	.154	4.119	.635	91.73	97.09	113.54	96.77	104.32	94.29
	5705.6	833.1	1372.0	302508.0	.146	4.159	.687	109.98	91.06	106.33	100.45	117.28	91.62
12	5180.9	771.1	1294.0	294165.0	.149	4.004	.596	96.94	95.79	104.94	97.66	101.98	93.82
	4921.7	828.0	1284.0	290623.0	.167	3.894	.649	93.14	107.44	104.71	96.13	97.76	103.54
13	4321.5	721.0	1173.0	278248.0	.167	3.684	.615	113.93	105.06	95.43	92.26	108.94	97.17
14	3900.9	723.4	1028.0	266178.0	.185	3.824	.789	94.79	118.48	105.26	96.29	100.04	114.31
	3837.0	657.0	844.0	259316.0	.171	4.546	.778	87.02	105.22	104.21	116.18	98.71	122.57
15	3662.3	623.5	907.0	258361.0	.178	4.038	.687	86.49	101.46	106.16	101.19	86.65	102.69
	4133.4	722.3	964.0	266743.0	.175	4.268	.749	95.92	101.55	95.53	107.27	91.65	108.96
16	4379.1	669.6	1045.0	269944.0	.153	4.198	.641	97.62	88.03	88.19	102.81	86.21	98.53
	4485.2	729.1	1004.0	269968.0	.163	4.467	.726	111.48	95.11	88.82	106.94	98.99	101.84
17	4227.1	753.9	914.0	266805.0	.178	4.625	.825	102.07	107.21	105.19	107.41	107.27	115.13
	4453.2	731.2	956.0	269724.0	.164	4.658	.765	102.22	97.87	98.83	107.79	92.75	105.39
18	4972.3	796.3	1188.0	286825.0	.160	4.188	.671	106.79	96.18	96.89	94.16	103.29	98.47
	5087.6	742.6	1253.0	289492.0	.147	4.844	.593	94.18	89.55	95.32	91.39	89.52	81.69
19	4755.4	839.1	1198.0	287878.0	.176	3.996	.705	98.43	108.68	103.85	98.98	102.05	98.51
20	4505.2	811.4	1158.0	281782.0	.188	3.918	.708	107.77	109.85	111.16	91.07	119.93	99.15
	4911.7	749.6	1084.0	285047.0	.153	4.531	.692	108.62	92.22	112.65	108.91	113.63	108.55
21	5517.4	989.8	1408.0	307414.0	.179	3.919	.703	95.91	109.94	102.56	94.77	98.67	104.44
	5550.1	894.2	1419.0	305454.0	.161	3.911	.638	86.23	96.47	99.74	95.03	86.26	92.73
22	5483.2	877.0	1381.0	299072.0	.160	3.970	.635	105.98	94.12	98.67	97.92	104.77	92.43
	5184.2	831.4	1297.0	293759.0	.163	3.935	.641	110.36	97.75	96.65	97.17	106.88	95.24
23	4982.7	737.7	1131.0	282535.0	.150	4.335	.652	93.76	92.21	112.88	106.94	106.01	98.81
	4969.0	791.1	1086.0	283760.0	.159	4.576	.728	113.02	97.82	94.53	113.99	106.93	111.68
24	5021.4	771.4	1154.0	285266.0	.154	4.351	.668	102.47	96.79	92.39	104.97	94.75	101.69
	5214.2	825.1	1138.0	294004.0	.158	4.582	.725	101.95	100.65	91.15	108.23	92.97	109.02
25	5141.6	851.0	1289.0	296327.0	.166	4.256	.704	103.48	105.49	89.04	97.72	92.13	103.13
	5081.5	745.3	1224.0	294755.0	.147	4.152	.689	96.86	93.17	98.89	93.93	94.94	87.51

しかも周辺露出岩石の質量効果 (Mass Effect) の影響を強く受け、放射線量の増加の変化の判定困難にしている。4チャンネル・カーボンは在来型の欠点を補うことを考慮し、12個の大型シンチレータにより地下鉱床・断層から上昇したラドンガスの娘元素 ^{214}Bi のガンマ線を効率的に検出し、 Bi/Tl 、 Bi/K の比として処理し岩石、地表物による見かけ上のガンマ線の影響を消去し断層、ウラン鉱床による ^{214}Bi の変化を効果的に検出する。

6. おわりに

本調査の利点は、常に断層の直上で ^{222}Rn の量を測ることである。

また、車載型のため比較的簡単に広い地域を比較的簡単に調査できるので、大きなスケールの地層活動の動きをつかむことができる。

今後はこれらの利点を生かして、断層調査はもとより、ウラン探査、地熱水、天然ガス鉱、石油探査などの探査法として広く応用していくと思われる。

表3 4チャンネル・カーボン測定結果

*	ALPHA	BETA	GAMMA	M	K	t	BI	TL	TOTAL	*	TIME		
MARK#	K'	BI'	TL	TOTAL	BI'/K'6	K'/TL6	BI'/TL6	ZBI'/K'6	ZBI'/TL6	ZK'/TL6	ZBI'/TL6	ZBI'/TL6	
47	5747.3	726.9	1230.0	284976.0	.126	4.673	.591	106.72	110.05	102.80	101.75	109.63	111.89
	5574.8	623.6	1231.0	281629.0	.112	4.529	.507	97.25	96.81	97.00	98.79	94.27	95.57
	5475.2	718.3	1211.0	279441.0	.131	4.521	.593	98.00	113.61	102.91	98.33	101.73	111.64
	5535.5	693.9	1234.0	280175.0	.125	4.486	.562	91.47	105.96	97.27	98.31	89.88	104.14
28	6882.7	646.9	1286.0	284535.0	.187	4.668	.498	92.37	88.89	101.55	102.12	93.85	89.98
	5589.3	681.6	1162.0	275871.0	.189	4.741	.518	108.21	98.74	101.82	103.63	110.33	94.08
	5435.9	626.4	1128.0	272381.0	.115	4.819	.555	95.17	98.60	97.45	105.02	92.89	103.68
	5794.4	591.7	1144.0	275293.0	.182	5.065	.517	117.40	86.88	95.07	108.99	111.86	94.84
48	5754.1	675.6	1231.0	288210.0	.117	4.674	.549	113.81	105.88	93.58	98.29	106.61	103.52
	7168.4	746.5	1539.0	386471.0	.184	4.653	.485	97.38	94.65	97.44	97.06	94.96	91.95
	18885.3	1852.4	2128.0	379814.0	.097	5.078	.495	101.78	88.83	97.68	106.00	99.52	94.23
68	18258.8	1812.7	2075.0	374683.0	.099	4.948	.488	110.81	92.88	98.71	101.78	109.59	93.81
	7447.4	797.6	1586.0	313266.0	.187	4.696	.503	97.27	102.99	105.34	96.19	102.65	99.24
	5681.9	694.8	1226.0	278066.0	.124	4.569	.567	110.45	118.13	97.64	95.03	108.16	112.47
	5165.3	785.6	1188.0	273648.0	.137	4.348	.594	92.44	128.49	98.44	98.83	91.65	117.04
88	5079.7	694.5	1262.0	275991.0	.137	4.825	.558	88.73	121.22	112.45	85.17	91.52	103.98
	5537.7	2824.6	1361.0	344214.0	.366	4.869	1.488	56.77	393.04	113.79	98.11	65.93	225.29
	5089.8	997.6	1248.0	293984.0	.288	4.832	.884	55.64	114.66	111.57	92.88	62.82	108.67
	4971.9	737.5	1171.0	277623.0	.148	4.246	.638	62.85	77.06	110.26	108.88	69.69	78.67
108	4814.4	781.5	1236.0	275276.0	.146	3.895	.568	68.58	73.83	107.26	93.99	73.51	69.79
	5024.5	713.9	1230.0	276375.0	.142	4.885	.508	68.27	71.33	99.01	100.78	87.61	71.83
	4888.6	689.7	1179.0	273149.0	.127	4.872	.517	239.78	63.42	100.07	100.16	239.99	63.53
	4899.3	668.7	1166.0	272888.0	.136	4.282	.573	142.59	89.48	98.35	103.34	140.24	92.51
118	4956.4	679.1	1216.0	273975.0	.137	4.876	.558	107.76	97.93	104.43	99.42	112.59	97.35

参考文献

- 1) Adams, J.A.S : Radiometric determination of thorium, Uranium and potassium and potassium in the field, Gool. Soc. Amer. Spec. paper. 68. 125 (1961)
- 2) Ambronn, R : Umschu 27,55(1923)
- 3) 木村重彦：自然ガンマ線による地層割れ目の簡便な調査法、農業土木学会誌 VOL.54 NO.2, 1986.2
- 4) 木村重彦：地表の自然ガンマ線による温泉地の探査について、日本温泉学会誌 VOL.54 NO.2/3, P.73~92
- 5) 佐野俊一：(1974) 資源探査のための放射能探査 空中ガンマ線スペクトロメトリ探査について、物理探鉱 VOL.27, NO.6, P.273~278



「もんじゅ」燃料集合体照射後 試験用輸送容器の開発

宇留鷲 真一 新谷 聖法
松島 英哉

大洗工学センター燃料材料開発部

資料番号：71—6

Development of MONJU Spent Fuel Cask for Post
Irradiation Examination

Shinichi Uruwashi Kiyonori Aratani
Hideya Matsushima
(Fuel and Material Division, O-arai Engineering
Center.)

高速増殖原型炉「もんじゅ」において照射された炉心構成要素を大洗工学センターに建設する大型照射後試験施設に輸送するため、B(M)型輸送容器（キャスク）の開発を進め、このたび詳細仕様が決定した。

本キャスクは、ボルト締め缶に入った炉心燃料集合体3体、もしくはHe封入の内容器に入ったNa付着の燃料集合体1体の輸送が可能である。また、本キャスクの多目的活用のため、ATR原型炉「ふげん」燃料の輸送もできるようにしている。

今後は、キャスク設計の妥当性を確認するための安全性実証試験を行い、安全審査、実機製作を経て平成6年度に供用開始の予定である。

1. はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」炉心構成要素を大洗工学センターに建設する大型照射後試験施設に輸送するためのキャスク開発を進めている。

FBR照射済燃料集合体のキャスク開発は我が国で初めてであり、安全解析等においてLWRキャスクに比べてキャスクへの要求条件が厳しい。特に、FBR照射済燃料は γ 線、中性子の放出率が高く、Puの含有量も多いなどの特徴があり、キャスクには高い放射線遮蔽および密封性能が要求される。そのため、密封機構の開発を行い、優れた密封性能を有するラッチ付のプラグ方式を採用した。また、照射後試験をする上で、炉内の材料特性を輸送中にも維持するため、被覆管等の熱的制限を厳しく設定する必要があり、模擬発熱集合体を用いた除熱試験によりキャスクの除熱性能を確認し、これらの成果を設計に反映させた。

本キャスクは、高速実験炉「常陽」、ATR原型炉「ふげん」等、事業団で輸送する可能性のある数種類の照射済燃料集合体も収納できるよう設計してお

り、多目的に活用する予定である。

本報告では、これらの開発状況と今後の計画について紹介する。

2. 設計条件

本キャスクに要求されている設計条件は以下のとおり。

- (1) 収納物種類；「もんじゅ」炉心構成要素他
- (2) 収納体数；3体以下
- (3) 収納方法；使用済燃料貯蔵プールまたは燃料装荷室での上部装荷
- (4) 収納雰囲気；水またはHeガス
- (5) 燃料ピン表面温度；450°C以下
- (6) キャスク種類；B(M)型
- (7) キャスク総重量；45トン以下
- (8) 輸送方法；海上もしくは陸上

3. キャスク構造

キャスクはキャスク本体、バスケットおよび緩衝体により構成される。輸送時には架台上に横置する。

○輸送物型式 B(M)型
○輸送容器収納集合体種類
○もんじゅ
○ふげん
○常陽 他
○集合体数 1~3体
○輸送物総重量 約45トン
○輸送容器寸法 長さ5.5m 直径1.6m

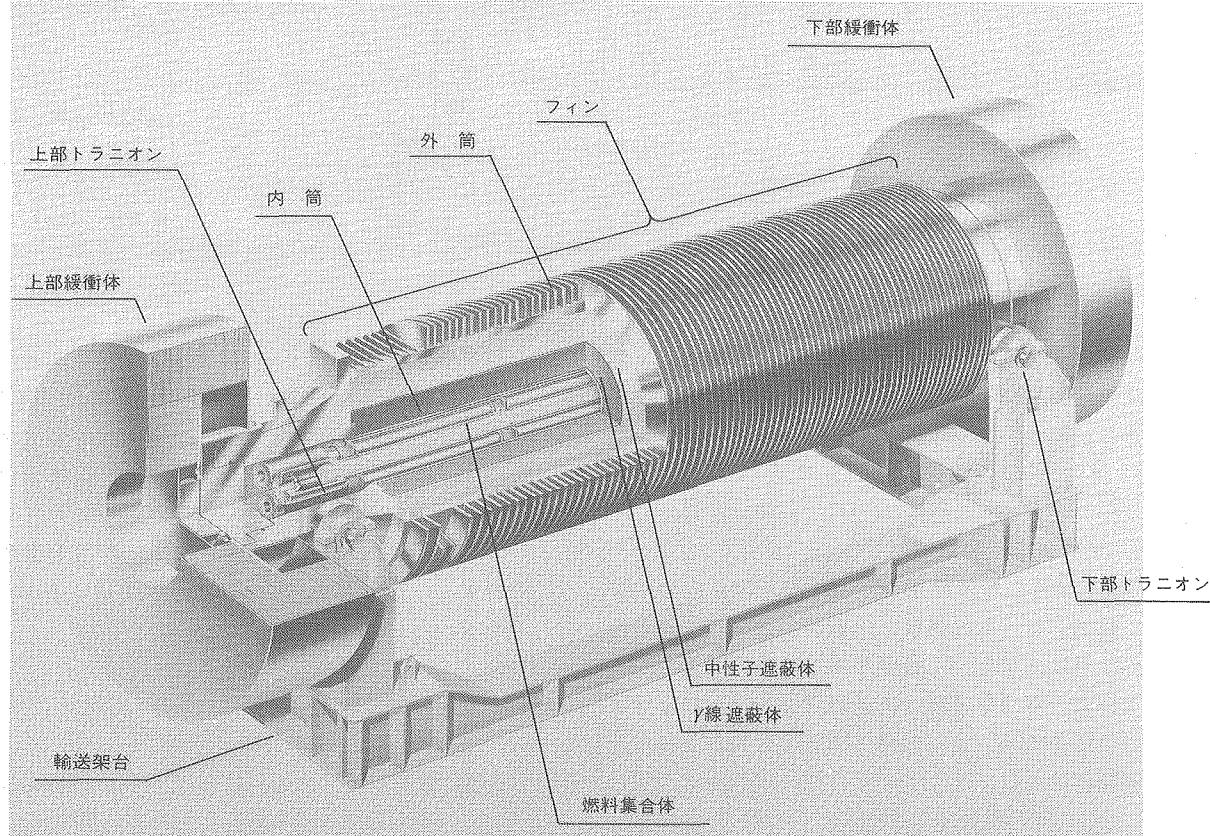


図1 照射後試験用輸送容器

本体は全長5.5m、直径1.6m、総重量45トンである。図1に全体概念図を示す。

キャスクはステンレス鋼製三重円筒構造で、燃料集合体は、縦置き状態に保持したキャスクの上部から出入れを行い、内筒に設置するバスケットに収納する。

緩衝体は落下衝撃を緩和するため、キャスクの上・下部に取付ける。外筒肉厚は最小箇所でも45mmであり、落下による貫通に耐えうる強度をもっている。キャスク上部フランジは、重量軽減のため、遮蔽性能に影響しない範囲で胴部より細径とした。

キャスク内部には、収納燃料により発生する崩壊熱の除去を容易にし、中性子の遮蔽効果を向上させるため、純水またはボロン入りの水を充填する。キャスク外筒表面には崩壊熱を放散させるため、円周方向にフィンが取付けられている。また、崩壊熱によるキャスク内筒水の膨張を吸収するため、バスケ

ットの下部に膨張タンク（空気溜）を設けている。

キャスクの密封境界は、内筒、蓋部内側Oリングおよびベント弁等で構成している。

4. 開発試験

4.1 「もんじゅ」燃料集合体除熱試験

本キャスクの目的上、燃料ピン表面温度を精度良く設計することは重要である。しかし、自然冷却でかつキャスク内の狭い容器内に存在する集合体のような複雑な系の場での対流の効果を解析で行うことには、評価精度が悪く実験的に求めることが必要とされている。

このため、フルスケールの模擬発熱集合体を用いて除熱試験を実施した。試験の結果から冷却材種類(He、水)、発熱量およびキャスク縦置、横置での燃料ピン、内容器等の温度データが得られた。キャスクの横断面を図2に、試験結果の代表例を図3に示す。

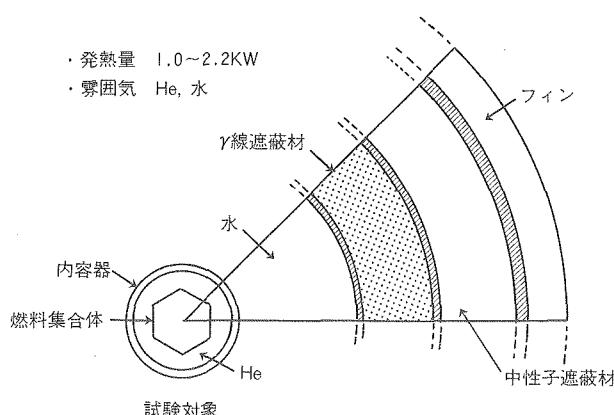


図2 キャスク横断面概念図

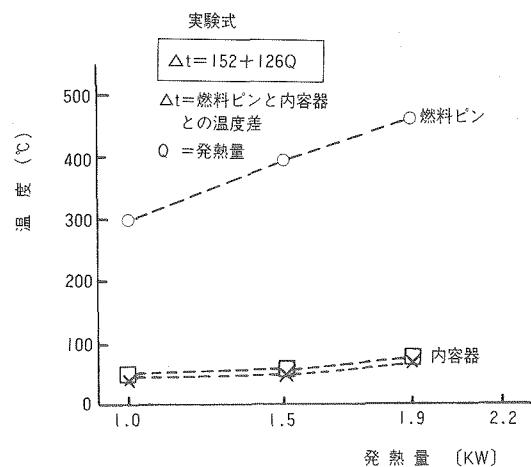


図3 除熱試験結果

試験結果を反映させた熱設計した結果、燃料ピン表面温度450°Cを満足するのは、ボルト締め缶3体収納の場合は1.5kW/1体(1~2体収納の場合は2.2kW/1体)、またHe封入缶の場合は1.4kW/1体である。

4.2 密封機構の開発

Naが付着した燃料集合体は、キャスク内の内容器に収納する。その場合、内容器の蓋部溶封等の作業のために人が近づく必要がある。このため、内容器上部に一時的な密封と遮蔽の確保、ならびに輸送時の信頼性の高い密封機構の開発が必要となった。

開発試験として、エアシリング、ボールバルブお

よびプラグについて行った結果、キャスクの狭いスペースと燃料出入機の機能の諸条件から、プラグ式が適当であるとの結論を得た。プラグは、ガス置換時のプラグ浮上り防止のためのラッチ機構およびNa滴下防護機構を内蔵している。

Na付着の燃料輸送時においては、内容器蓋部を溶封することにより、規制値を十分満足することができる。

5. 今後の開発計画

5.1 安全性実証試験

B(M)型キャスクに定められている、特別の試験

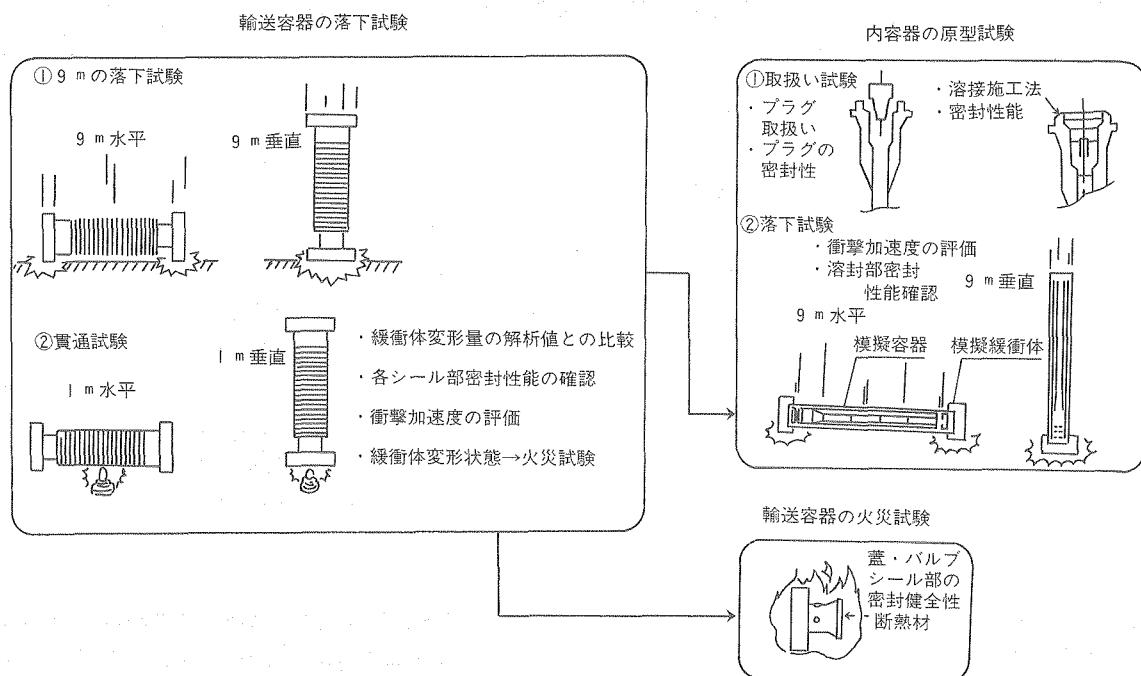
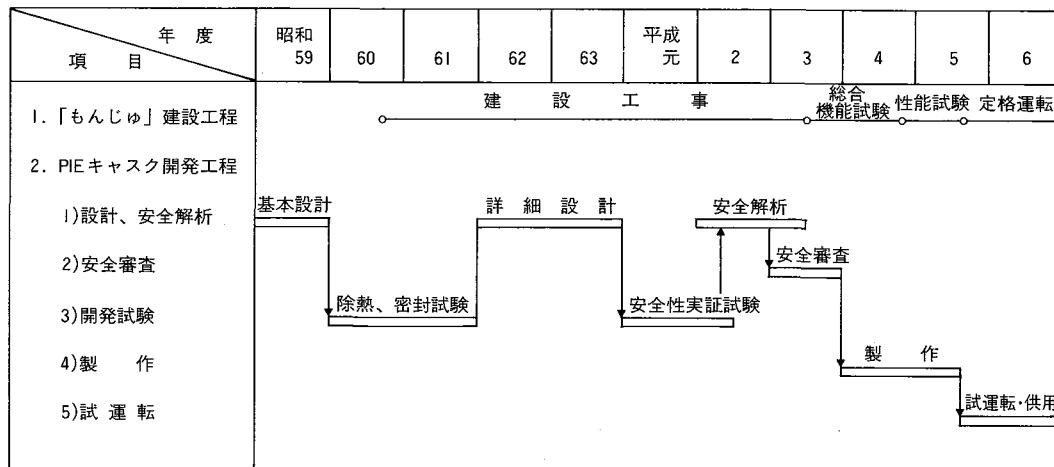


図4 安全性実証試験の概念図

表 I 開発工程



条件下におけるキャスク設計の妥当性を確認するため、安全性実証試験を実施する。また、内容器のプラグ等の遠隔取扱い性や密封性能の確認試験を行う。図4に安全性実証試験の概念図を示す。

5.2 開発工程

表1に本キャスクの開発工程を示す。

6. おわりに

本キャスク開発の現状を以下にまとめる。

(1) 「もんじゅ」炉心燃料集合体(最高燃焼度94,000 MWD/T、冷却日数400日)を3体輸送するための設計の成立性の見通しが得られた。

(2) Naが付着した燃料集合体は、He封入の内容器に収納する。優れた密封性能を確保するため、内容器上部はラッチ機構付のプラグ式を採用し、蓋部は溶封する構造とした。

(3) 高速実験炉「常陽」、ATR原型炉「ふげん」等の炉心燃料集合体についても、バスケットを交換することにより、収納できる設計の成立性の見通しが得られた。

今後は、キャスク設計の妥当性を確認するための安全性実証試験を行い、その成果を安全解析に反映し、安全審査、実機製作を経て平成6年度に供用を開始する予定である。



国際会議 海外派遣等

平成元年4月から6月の間の国際会議、海外派遣・留学および動燃事業団本社、各事業所への主要外国人の来訪は次のとおりである。

(1) 国際会議

期日	開催場所	会議名および内容
4月17日～21日	東京	〔OECD/NEA 原子力の実績とその向上に関する国際シンポジウム〕 各国における原子力開発の実績と今後の計画に関する発表および討議
4月17日～21日	ウィーン(オーストリア)	〔IAEA/IWGFR 年会〕 国際高速炉ワーキンググループの今後1年間の計画等を審議
4月21日	ウィーン(オーストリア)	〔FBR システム国際会議、国際運営委員会〕 1991年に日本において開催される FBR システム国際会議の準備委員会で今後のスケジュール等の検討
4月24日～5月5日	東京、東海	〔日米保障措置非公式協議会合〕 定例会議、年2回その時点でのトピックスについての情報交換
6月12日～16日	ワシントン DC (米国)	〔PATRAM '89〕 放射性物質の梱包と輸送に関する国際シンポジウム
6月13日～15日	オレブロ(スウェーデン)	〔OECD/NEA 国際ストリバ計画合同技術委員会〕 定例会議、1年間のレビューおよび今後の作業計画の検討
6月13日～14日	アイダホ(米国)	〔日米高速炉開発協力の覚書に基づく、第1回日米合同調整委員会〕 日米 FBR 協力に関するレビューおよび今後の協力のあり方についての協議
6月19日～22日	パリ(フランス)	〔OECD/NEA/FCC 核燃料サイクル委員会〕 定例会議、半年間のレビューおよび今後の計画等の協議
6月19日～23日	ヨーク(英国)	〔大型再処理施設に関する保障措置 (LASCAR) 全体会議〕 これまで実施したワーキンググループのまとめおよび今後の実施計画の検討
6月19日～23日	東京、東海	〔高速炉燃料再処理日米協力に基づくレビューミーティング〕 高速炉燃料再処理技術分野における日米協力について、全般的な事項および技術的事項に関する検討

(2) 海外派遣・留学

各種協定・契約に基づいて下記の機関に海外派遣・留学を行った。

派遣・留学先	期間	人数	目的
米国、ORNL	1989. 4. 1～1990. 9.30	2名	高速炉燃料再処理技術開発に係る日米共同研究
米国、ANL	1989. 4. 1～1990. 9.30	1名	EBR-IIで実施している運転信頼性試験計画のうち破損燃料の継続照射試験に参画
米国、バッテル記念研究所	1989. 4. 9～1990. 3.31	1名	ニアフィールド性能評価に関する研究実施計画の立案、性能評価モデルの開発等を実施する。
米国、ジョージワシントン大学	1989. 4. 9～1990. 3.31	1名	原子力をはじめとする科学技術施策の構造と機能、研究システム、技術応用ならびに核不拡散、リスク管理等を研究し、あわせて NRC にて実施中のマコウスキー修正条項の検討状況をフォローする。
米国、ボーイング・コンピューター・サービス社	1989. 6.11～1990. 3.31	1名	今後の AI 研究の重要性に鑑み、将来の中核となるべき人材を早急に育成する必要性から、AI スクールおよび OJT コースにおいて、最先端の AI 知識を習得する。
西独、KfK	1989. 4. 1～1990. 3.31	1名	日独仏高速炉協定に基づき、自然環境による崩壊熱除去の関する試験に参画

(3) 主要外国人の来訪

訪問日	訪問先	訪問者
4月6日	大洗・東海	韓国、エネルギー研究所 理事長 Dr. Pil Soon Han 他 5名
4月11日	東海	オーストラリア、Uranium Information Center 理事長 Mr. D.C. Hampson
4月17日～18日	東海	西独、KfK 原子力技術開発部長 Dr. H. Krause
4月20日	大洗	インドネシア、原子力庁 原子力科学技術担当次官 Mr. I.R. Subki 他 3名
4月19日・20日	本社・東海	米国、原子力規制委員会 Commissioner Mr. J.R. Curtiss 他 2名
4月20日	東海	中国、核工業公司 副総經理 黄 齐陶 他 3名
4月25日	東海	西独、DWK 役員 Mr. E. Robinson
5月9日	東海	CEC TRU 研究所 部長 Dr. L. Koch
5月29日	本社	仏、原子力庁 技術総括理事 Mr. M. Rapin 他 2名
6月1日	本社	英国、原子力公社 総裁 Mr. J.C. Collier
6月14日	本社	仏、大蔵省 財務総監察官 Mr. P. Rouvillois
6月15日	東海	OECD/NEA プロジェクトリーダー Mr. H. Wanner
6月23日	東海	英國、原子力公社 Deputy Director Dr. R.K. Webstor 他 2名



外部発表

特許・実用新案

■外部発表

平成元年4月から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
「もんじゅ」の建設概況	日本学術振興会 原子炉材料第122委員会	動燃	高橋 忠男
高速増殖炉	「新版 原子力ハンドブック」	同上	堀 雅夫 高橋 克郎 他
A Simplified PSA Program QUEST	ANS/ENS PSA'89 International Topical Meeting	〃	中井 良大 日置 一雅 他
Application on Value Impact Analysis to LMFBR Safety Criteria	同上	〃	相澤 清人 中井 良大 他
Application of Probabilistic Techniques to Technical Specifications of an LMFBR Plant	〃	〃	可児 吉男 日置 一雅 他
PC-Based Support Programs Coupled with the SETS Code for Large Fault Tree Analysis	〃	〃	日置 中井 一雅 良大 他
Current Status on PSA-Related Activities in Japan	〃	〃	相澤 清人 佐藤 一男 他
Current Status of Application of Probabilistic Safety Criteria in Japan	IAEA Technical Committee Meeting on Probabilistic Safety Criteria	〃	相澤 清人
高速臨界集合体による炉心結合性実験の解析 (1)炉心結合性データの解析	日本原子力学会 1989年年会	〃	三田 敏男 山本 敏久
高速臨界集合体による炉心結合特性実験の解析	同上	〃	中島 文明 白方 敬章
「ふげん」MOX燃料の照射後試験の概要	〃	〃	朝日 和美 堂本 一成 他
もんじゅ建設の現状(2)	「原子力工業」誌 第35巻、第5号	〃	小幡 立人
より安全な原子炉をめざして	日本原子力学会 誌	〃	松野 義明
高速炉用機器信頼性データベースの開発	同上	〃	中井 良大
Mihalczo法の2計数管化の検討	〃	〃	古橋 晃
Mihalczo法におけるインボータンスの一考察	〃	〃	同上

件名	発表機関	発表者	
		所属	氏名
地層処分に関する社会・経済的評価調査研究(概要)	社会党五十嵐 広三議員	原産	石塚 飛雄
同上	北海道電力(株) 逢坂正矩原子力 技術課長	同上	同上
〃	日本原燃サービス(株) 技術総括部 石黒副長	〃	〃
カートンボックス排気検査 装置(説明パネルおよびパンフレット)	24回日本保健物理学会付設機器 展示会	東芝	森沢 広
カナダ、サスカチュワン州、アバスカベーンズの 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—	日本鉱業協会 第36回全国鉱山 探査現場担当者 会議	動燃	黒沼 長助 長谷川 健 他
燃料サイクル技術の開発	東芝レビュー	東芝	後藤征一郎 大野 正剛
FBR燃料サイクル技術	第22回原産年次 大会	動燃	佐々木寿康
JAPANES APPROACH TO ATTAINING EXPERIENCE IN MOX FUEL FABRICATION	INTERNATIONAL SYMPOSIUM ACHIEVEMENT OF GOOD PERFORMANCE IN NUCLEAR PROJECTS	同上	中野 啓昌 山本 正男 他
東大工学部機械系三学科講座、基幹産業概論「エネルギー機械産業」	東大工学部機械系三学科講座、基幹産業概論「エネルギー機械産業」	日立	金井 務
PNC's Research and Development of Sealing Technology and the Field Grouting Test of Single Fractures in Granite	Joint NEA/CEC Workshop on Radioactive Waste Repositories	動燃	杉原 弘造 山川 稔
ハライド系銅蒸気レーザの 高効率発振(III)	'89応用物理学 会、春期大会	同上	大内 和美 矢戸 弓雄 他
Pu, U自動原子価分析システムの開発	日本原子力学会 「昭和64年年会」	〃	竹田 誠一 木幡 真望 他
東海再処理工場におけるインストラクション技術の開 発(I)	同上	〃	山名 元 乳井 大介 他

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
東海再処理工場におけるインストラクション技術の開発(II)	日本原子力学会 「昭和64年年会」	動 燃	佐々木 啓 乳井 大介 他
東海再処理工場におけるオンライン中性子モニタの評価	同 上	同 上	平野 弘康 大橋 和夫 他
エアフィルタの集塵理論と静電気効果	"	"	高橋 武士
MOX燃料の高線出力下での照射挙動	"	"	田中 健哉 古田土和雄 他
核燃料サイクル総合評価エキスパートシステムの開発	"	"	小野 清 小中 良正 他
「ふげん」MOX燃料の照射後試験(II)非破壊試験	"	"	前田誠一郎 三島 耕 他
「ふげん」MOX燃料の照射後試験(III)破壊試験	"	"	上村勝一郎 三島 耕 他
スカイシャイン線量率評価コードシステムの開発	"	"	山本 偉政 平林 文夫 他
グローブボックス用防振型SEMの開発	"	"	千田 茂久 高橋 邦明 他
“もんじゅ”燃料製造工程確立試験(V) 燃料製造工程の放射線量率の評価	"	"	山口 毅彦 石橋 隆 他
プルトニウム燃料製造施設における運転支援システムの開発(I) 製造工程運転支援システムの設計	"	"	郡司 保利 宍戸 利夫 他
“もんじゅ”燃料製造工程確立試験(IV) ペレット製造工程プルトニウム試験	"	"	三浦 満 川崎 隆夫 他
高汚染グローブボックスの除染	"	"	嘉代甲子男 浅野 孝 他
プルトニウム廃棄物処理開発施設の実証試験(1)	"	"	大内 優 米川 雪夫 他
再処理低レベル濃縮廃液の蒸発乾燥ホット試験	"	"	宮田 和俊 薄井 和也 他
炭素鋼オーバーパックの腐食挙動に及ぼす地下水中の陰イオンの影響	"	"	野高 昌之 鶴留 浩二 他
オーバーパック材としてのチタン及びチタン合金の耐食性(II)	"	"	野高 昌之 鶴留 浩二 他
実高レベルガラス固化体の浸出データを用いたガラス固化体ペントナイト界面の境界濃度評価	"	"	宮原 要 佐々木慎明 他
高性能ミスト除去装置の性能評価	"	"	池上 靖志 前川 弘道 他
F.P.の消滅処理研究(II) クローン燃起による核消滅	"	"	原田 秀郎 笹尾 信之 他
F.P.の消滅処理研究(I) ハイブリッドシステムによる消滅	"	"	高下 浩文 笹尾 信之 他
有用金属回収技術開発(III) 鉛抽出法による白金族回収ホット基礎試験	"	"	和田 光二 笹尾 信之 他

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
高燃焼度、高プルトニウム富化度燃料の溶解試験 フェニックス炉照射済燃料の溶解性	日本原子力学会 「昭和64年年会」	動 燃	算田子裕孝 岸本洋一郎 他
高速炉燃料再処理工場ホット試験 乳酸によるU, Pu分配試験	同 上	同 上	安 晴宏 岸本洋一郎 他
高速炉燃料再処理溶解オフガス中のNO _x 及びヨウ素挙動	"	"	永井 俊尚 岸本洋一郎 他
ソルトフリー溶媒洗浄基礎試験(II) 小型ミキサセトラによる溶媒洗浄特性	"	"	田村 伸彦 小沢 正基 他
ソルトフリー試薬電解酸化基礎試験(II)	"	"	鷲谷 忠博 岸本洋一郎 他
スチームトリップ法による溶解TBPの除去特性(1)	"	"	大木 耕一 岸本洋一郎 他
硝酸プルトニウム溶液による各種金属材料の耐食性(第1報) 各種金属材料の電気化学的特性	"	"	小泉 務 武田誠一郎 他
各種固相接合法による非鉄金属/ステンレス鋼異材接合継手の耐食性と接合強度	"	"	武田誠一郎 板橋 靖 他
FBR使用済燃料溶解液における各種金属材料の耐食性(第3報) 溶解液と抽出廃液との腐食特性比較	"	"	武田誠一郎 林 正太郎 他
Pu, U原子価分析用インラインフロークロメトリシステムの開発	"	"	市毛 良明 小林 喜治 他
有用金属回収技術開発(I) 再処理工程中の不溶解残渣からの有用金属回収技術の開発計画	"	"	和田 幸男 笹尾 信之 他
有用金属回収技術開発(II) 鉛抽出法による白金族回収コールド試験	"	"	桐嶋 健二 笹尾 信之 他
東海再処理工場におけるTRU核種の挙動評価	再処理技術高度化検討会(第10回)	"	山名 元
Melting of Plutonium - contaminated Residues by Powering Microwave	4 th, International Symposium on Ceramics in Nuclear Waste Management	"	大内 優 宮田 和俊 他
Characterization of High Level Waste Glass	同 上	"	河村 和廣 高橋 武士 他
Enhancement and Relaxation Control of CuBr - AgBr Green Yellow Laser	CLEO '89	"	大内 和美 矢戸 弓雄 他
法令改正に伴う個人被ばく管理上の対応	保健物理 Vol.24 No.1 P.47~50	"	二之宮和重 百瀬 琢磨 他
動力炉・核燃料開発事業団における研究開発	原子力工業 Vol.35 No.5 P.37~44	"	笹尾 信之
Incineration and Ash Melting for Plutonium - Contaminated Combustible Wastes	1989 International Conference	"	宮田 和俊 大内 仁 他

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
より良い作業環境を目指した美化大作戦	平成元年 QCサークル春季大会(茨城地区)	動 燃	菊池 四郎 小室 栄他
核燃料サイクル施設の放射線管理者の教育訓練	第24回 日本保健物理学会研究発表会	同 上	岡田 和彦 石黒 秀治 他
再処理施設放射線管理モニタの更新概要(放射線管理情報の集中化)	同 上	〃	江森 修一 石黒 秀治 他
ライズタイム・波高変換器を用いた空気中ダストの迅速放射能測定法の開発	〃	〃	伊藤 勝人 石黒 秀治 他
粒径別大気エアロゾル中の ¹²⁹ I及び ¹³⁷ I濃度分布	〃	〃	塙田 祥文 石田順一郎 他
プルトニウム燃料製造施設における被ばく線量管理実績について	〃	〃	白井 謙二 小林 博英 他
プルトニウム取扱い施設の大型グローブボックス解体・撤去工事における放射線管理	〃	〃	秋山 聖光 閔 昭雄 他
FBR使用済燃料せん断・溶解試験に伴う85KY放出量の測定と評価(II)	〃	〃	江口 和利 閔 昭雄 他
動燃プルトニウム燃料製造施設の建設	日本原子力学会誌 Vol.31 No.5 P.69~79	〃	甲野 啓一 川又 博他
フロークローメーターを用いたPu, U濃度分析装置の開発	Second Karlsruhe International Conference on Analytical Chemistry in Nuclear Technology	〃	大西 紘一 大内 義房 他
A Framework of Dynamic Analysis for Risks Associated with Human Activity at Radioactive Waste Disposal Sites	NEA Workshop on Assessment of the Risks Associated with Human International at Radioactive Waste Disposal Sites	〃	梅木 博之 増田 純男 他
Study of the Performance of Solidified High-Level Waste Forms and Engineered Barriers Under Repository Conditions at PNC	IAEA Research Co-ordination Meeting	〃	原 啓二 佐々木憲明 他
使用済燃料移動プールにおける水中CCTVを用いた監視システム	第10回 核物質管理学会 日本国部年次大会	〃	早川 大西 剛徹 他
自動化MOX施設(PFPF)におけるオンライン計量管理システム	同 上	〃	山本 裕 大谷 哲雄 他
プルトニウム燃料第三開発室における新型封じ込め監視システム	〃	〃	松山 一富 浅野 隆 他
プルトニウム燃料施設における国際管理システム	〃	〃	井野瀬晶一 山本 裕 他
プルトニウム転換技術開発施設における保障措置対応とその実績	〃	〃	石川 一成 永木 裕 他
Development of Fresh Plutonium Fuel container for a Prototype Fast Breeder Reactor	〃	〃	山本 清明 大竹 俊英 他
Preliminary Results on Test Case 1a	3rd Intraval Workshop	〃	梅木 博之 出光 一哉
高レベル廃棄物ガラス固化貯蔵技術開発の現状	ISUセミナー放射性廃棄物処分に関する行政諸施策並びに研究開発動向	〃	塙江 水明

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の現状	ISUセミナー放射性廃棄物処理処分に関する行政諸施策並びに研究開発動向	動 燃	佐々木憲明
耐放射線高品位カラーカメラの開発	原産会議 原子動力研究会 再処理・廃棄物処理グループ	同 上	武田 宏
電離放射線障害防止規則の改正概要と放射線安全管理	労働基準監督職員の安全衛生実務研修会	〃	石黒 秀治
プルトニウムを取り扱って23年	エネルギーフォラム No.412 P.77~81	〃	金子 洋光 三島 穏 他
第4回「液体金属工学」国際会議	日本原子力学会誌	〃	山本 研
核励起レーザーを用いた放射線検出器の開発	第36回応用物理学関係連合講演会	東京大学動燃	空本 誠喜 中村 寿
酸化物分散強化型フェライト鋼の高温特性におよぼすNb, V, Zr添加の影響	日本鉄鋼協会 昭和64年春季講演大会	神戸製鋼所動燃	藤原 優行 奥田 隆成
酸化物分散強化型フェライト鋼の高温特性におよぼす合金元素の影響	同 上	住友金属工業動燃	阿佐谷和孝 奥田 隆成
ファジイ理論を用いた単相多次元熱流動解析コードの適応制御	日本機械学会第36期通常総会先端技術フォーラム	動 燃	村松 寿晴
酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼のメカニカルアロイング条件の検討	日本金属学会昭和64年度春季大会	同 上	奥田 隆成 野村 康雄
自律分散システムを応用した高速増殖炉発電プラントの概念検討	計測自動制御学会 自律分散システム研究会	〃	中村 寿 谷田部敏男
高速実験炉「常陽」に於けるAPD被ばく管理システムについて	日本保健物理学會 第24回研究発表会	〃	堤 順一 平田 敦明
1cm線量当量測定用γ線スペクトロメータの開発	同 上	〃	古田 定昭 桜井 直行
核励起レーザー型中性子検出器の研究	計測自動制御学会 第28回学術講演会	〃	中村 寿 林田 均
In-Sodium Tribological Study on Cobalt-Free hard Facing Materials for Contact and Sliding Parts of FBR Components	LIMET'88 Fourth International Conference on Liquid Metal Engineering and Technology	〃	吉田 英一 平川 康
Sodium Compatibility of MOD 9 Cr-1 Mo Steel for Large Scale Fast-Breeder-Reactor	同 上	〃	加納 茂機 丸山 敏治
An Assessment of Carburettion Behaviour of SUS304 Stainless Steel in FBR Secondary Sodium System	〃	〃	三村 裕幸 伊藤 卓志
Low-Cycle Fatigue Properties of SUS304 Stainless Steel in Elevated Temperature Fluid Sodium	〃	〃	丸山 敏治 和田 雄作
Sodium Technology in IMFRS and Its Needs for Future Research from View-Point of Material and Chemistry	〃	〃	山本 研 佐藤 稔
(1)Na/H ₂ O Work in Japan Related to SGU Design in MONJU. (2) Experimental Understanding of Tube Failure Progression, Importance of Material Type	ATG 8 / JAPANESE Specialists' Meeting on Under Sodium Water Reactions	〃	浜田 広次

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
高速構造材料の強度特製に及ぼす中性子照射の影響	「照射相関による寿命評価」研究専門委員会	動 燃	伊藤 正彦
304鋼の表面クリープ疲労き裂進展におけるき裂形状計測と進展速度評価	日本材料学会 第38期学術講演会	石川島播磨 重工業 動 燃	野中 勇 渡士 克己
高速原型炉用構造材料の信頼性 設計許容応力値等の策定	日本機械学会 新材料適用のために信頼性技術に関する調査研究分科会	動 燃	青砥 紀身
高速増殖炉技術と宇宙動力炉	月面基地と月資源開発研究会第3回分科会	同 上	羽賀 一男
二次元Sn遮断解析におけるメッシュ効果	日本原子力学会 1989年年会	三菱総合研究所 動 燃	角田 弘和 大谷 輝夫
3流体熱非平衡非定常サブチャンネル解析コードFIDASの開発 (第9報) 2サブチャンネル実験解析によるボイドドリフトモデルの最適化	同 上	動 燃	堺 公明 菅原 哲悟
3流体熱非平衡非定常サブチャンネル解析コードFIDASの開発 (第10報) Ispra16ロッドバンドルサブチャンネル実験解析	〃	同 上	菅原 哲悟
Van-Leerスキームを用いた高精度二相流解析	〃	〃	岡野 豊明 二ノ方 寿
原子炉容器内冷却材の温度成層化現象の解析	〃	動 燃 C S K	村松 寿晴 松本 雅彦
高速炉における放散熱を考慮した長期崩壊熱除去解析手法	〃	動 燃	山口 彰
崩壊熱除去時におけるFBR炉内流動特性試験(VII)自然循環移行特性	〃	同 上	上出 英樹 佐藤和二郎
低プラント数流体のキャビティ内自然対流解析	〃	〃	大島 宏之 二ノ方 寿
9Cr系鋼のFBR大型炉構造材への適用に関する研究(その8)ウェステージ特性	〃	〃	宇佐美正行 下山 一仁
核励起レーザー型中性子検出器の研究(II)	〃	〃	中村 寿 奥村 敦史
高速増殖原型炉「もんじゅ」電磁流量計炉外性能試験	〃	〃	坂場 秀男 八幡 明生
高速炉用供用期間中検査装置の開発 (1)原子炉容器回りISI装置の開発	〃	〃	荒 邦章 松村 温教
高速炉用供用期間中検査装置の開発 (2)冷却系ISI装置の開発	〃	〃	高橋 健司 横山 邦彦
H.T.Zr-2.5wt%Nb圧力管ロールドジョントイ部のLBB試験(I)	〃	〃	小池 通崇 高橋 隆雄
原子炉一次系化学除染のための除染剤・材料試験	〃	〃	小池 通崇 揖場 敏
FBR配管用ベローズ継手の研究開発(13)ベローズのクリープラチャット評価法	〃	〃	山下 卓哉 月森 和之
FBR配管用ベローズ継手の研究開発(14)ベローズ強度設計のための応力係数	〃	〃	月森 和之 山下 卓哉
セルライナー用スタッドの強度試験	〃	〃	渡士 克己
9Cr系鋼のFBR大型炉構造材への適用に関する研究(その6) Mod. 9Cr-1Mo鋼の大気中高温疲労特性	〃	〃	小峰 龍司 加藤 章一

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
9Cr系鋼のFBR大型炉構造材への適用に関する研究(その5) Mod. 9Cr-1Mo鋼の大気中引張・クリープ及び衝撃特性	日本原子力学会 1989年年会	動 燃	関 成一 和田 雄作
9Cr系鋼のFBR大型炉構造材への適用に関する研究(その7) Mod. 9Cr-1Mo鋼の材料強度基準等に関する検討	同 上	同 上	青砥 紀身 和田 雄作
FBR炉心用高強度フェライト鋼の開発	〃	〃	奥田 隆成 野村 茂雄
高速炉燃料における核分裂生成ガスの放出機構	〃	〃	鶴飼 重治 熊倉 忠夫
イオンマイクロアナライザによる核分裂性核種の出力寄与率の直接測定	〃	〃	楠田 尚也 平井 功
FBR大型炉の設計主要目に関する研究(IV)その1 炉心設計(1)炉心拘束法の検討(第2報)炉心材料に対する考察	〃	〃	大久保良幸 金城 勝哉
FBR大型炉の設計主要目に関する研究(IV)その1 炉心設計(2)大型炉における局所出力ピーニングの検出方法の検討	〃	〃	原 昭浩 池上 哲雄
FBR大型炉の設計主要目に関する研究(IV)その1 炉心設計(4)制御棒熱流動特性解析コードシステムの開発	〃	〃	菅田 成一 小林 靖昌
FBR大型炉の設計主要目に関する研究(IV)その2 システム設計(1)3次元形状を有するノズルの簡易モデル化手法	〃	〃	中西 征二 古橋 一郎
FBR大型炉の設計主要目に関する研究(IV)その2 システム設計(2)大リード・ナトリウム水反応事象における圧力波減衰策の検討	〃	〃	橋本 博 田村 政昭
FBR大型炉の設計主要目に関する研究(IV)その2 システム設計(3)燃料取扱系事故解析	〃	〃	田村 政昭 竹内 則彦
空間動特性解析コード(EUREKA-ATR)の開発(II)	〃	〃	小坂 一郎 川太 徳夫
ニューラルネットを利用したプラント異常診断手法の開発	〃	〃	渡辺 兼秀 玉山 清志
高速実験炉「常陽」における新型コールドトラップの設計と低温運転実績	〃	〃	甲高 義則 道野 昌信
「常陽」における燃料破損検出技術の実証試験 (1)概要とプレシビテータ法検出設備の応答	〃	〃	高橋 和雄 大戸 敏弘
「常陽」における燃料破損検出技術の実証試験 (2)オンラインΓ線モニタ設備の応答	〃	〃	木下 雅彦 曾根 雅徹
「常陽」における燃料破損検出技術の実証試験 (3)遅発中性子法検出設備の応答	〃	〃	大戸 敏弘 木下 雅彦
「常陽」使用済燃料の崩壊熱の測定解析 (1)崩壊熱測定装置の開発と誤差評価	〃	〃	田代 正夫 沖元 豊
「常陽」使用済燃料の崩壊熱の測定解析 (2)使用済燃料の崩壊熱の測定と解析	〃	〃	有井 样夫 吉田 昌宏

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
FBR余熱制御方式の高度化	日本原子力学会 1989年年会	動 燃	小川 徹 佐藤 光亮
ジルカロイハルの減容安定化処理技術に関する研究 HIP処理法の適用	同 上	同 上	川村 重義 池田 論志

■特許・実用新案

平成元年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	發 明 の 名 称	備 考
特 許	I349146	61.11.28 (01. 3.27)	原子力発電プラント	(株)東芝より承継
特 許	I314908	61. 4.28 (01. 3.27)	照射試験用カプセル	(株)東芝より承継
特 許	I360737	62. 1.30 (01. 3.27)	試験用核燃料要素	日本原子力事業(株) (株)東芝より承継
特 許	I360741	62. 1.30 (01. 3.27)	燃料集合体	(株)東芝より承継
特 許	I340212	61. 9.29 (01. 3.27)	容器識別方法	(株)東芝より承継
特 許	I350150	61.11.28 (01. 3.27)	容器識別方法	(株)東芝より承継
特 許	I325422	61. 7.16 (01. 3.27)	分析試料の識別法	(株)東芝より承継
特 許	I370433	62. 3.25 (01. 3.27)	放射性廃棄物のセラミック固化体およびその製造法	(株)東芝より承継
特 許	I370434	62. 3.25 (01. 3.27)	放射性廃棄物のセラミック固化体およびその製造法	(株)東芝より承継
特 許	I425635	63. 2.15 (01. 4.24)	放射性廃棄物のセラミック固化体	(株)東芝より承継
特 許	I425636	63. 2.15 (01. 4.24)	放射性廃棄物のセラミック固化体	(株)東芝より承継
特 許	I380502	62. 5.28 (01. 3.27)	高速増殖炉	(株)東芝より承継
特 許	I325457	61. 7.16 (01. 3.27)	付着粉体洗浄装置	(株)東芝より承継
特 許	I339182	61. 9.29 (01. 3.27)	分析試料溶解装置	(株)東芝より承継
特 許	I401965	62. 9.28 (01. 3.27)	容器識別装置	(株)東芝より承継
特 許	I360772	62. 1.30 (01. 3.27)	容器識別装置	(株)東芝より承継
特 許	I339190	61. 9.29 (01. 3.27)	粉体の分配装置	(株)東芝より承継
特 許	I339191	61. 9.29 (01. 3.27)	試料の供給回収装置	(株)東芝より承継
特 許	I394283	62. 8.11 (01. 3.27)	放射能測定装置	(株)東芝より承継
特 許	I351883	61.12.11 (01. 3.27)	真空加熱不純物測定装置	(株)東芝より承継
特 許	I392394	62. 7.23 (01. 3.27)	真空加熱不純物測定システム	(株)東芝より承継

種類	登録番号	登録年月日	発明の名称	備考
特許	I355666	61.12.24 (01. 3.27)	液体金属精製装置	日本原子力事業㈱、 ㈱東芝より承継
特許	I333937	61. 8.28 (01. 3.27)	液体金属精製装置	日本原子力事業㈱、 ㈱東芝より承継
特許	I333938	61. 8.28 (01. 3.27)	液体金属精製装置	日本原子力事業㈱、 ㈱東芝より承継
特許	I404322	62.10. 9 (01. 3.27)	回転体緩衝装置	㈱東芝より承継
特許	I334317	61. 8.28 (01. 3.27)	原子炉用燃料交換機に装備された軸封パッキングの交換装置	富士電機㈱より承継
特許	I334325	61. 8.28 (01. 3.27)	原子炉燃料取扱機用の内部点検装置	富士電機㈱より承継
特許	I334320	61. 8.28 (01. 3.27)	使用済燃料貯蔵設備における燃料の冷却装置	富士電機㈱より承継
特許	I360765	62. 1.30 (01. 3.27)	燃料交換機の運転方法	㈱東芝より承継
特許	I445218	63. 6.30 (01. 2.27)	バッチ溶解式マイクロ波溶解炉	㈱神戸製鋼所より承継
特許	I323564	61. 6.27 (01. 3.27)	炉内中継装置	富士電機㈱より承継
特許	I412901	62.11.27 (01. 3.27)	原子炉燃料の炉内中継装置	富士電機㈱より承継
特許	I387768	62. 7.14 (01. 3.27)	圧力管のシールプラグ	富士電機㈱より承継
特許	I309818	61. 3.26 (01. 2.27)	放射性廃棄物貯蔵容器の密封処理設備	㈱神戸製鋼所より承継
特許	I437187	63. 4.25 (01. 4.24)	磁気式搬送装置	㈱東芝より承継
特許	I417516	62.12.22 (01. 4.24)	流量制御装置	㈱東芝より承継
特許	I411905	62.11.27 (01. 3.27)	転換装置	㈱東芝より承継
特許	I399889	62. 9. 7 (01. 3.27)	マイクロ波加熱脱硝装置	㈱東芝より承継
特許	I386094	62. 6.26 (01. 4.24)	使用済核燃料含有溶液の再処理装置	㈱東芝より承継
特許	I370678	62. 3.25 (01. 2.27)	発熱性危険物質の貯蔵容器	㈱神戸製鋼所より承継
特許	I376187	62. 4.22 (01. 3.27)	液体金属冷却高速増殖炉の燃料出入機	富士電機㈱より承継
特許	I382105	62. 6. 9 (01. 3.27)	密閉容器の軸封装置	富士電機㈱より承継
特許	I418072	62.12.22 (01. 3.27)	圧力管形原子炉の燃料交換機	富士電機㈱より承継
特許	I379562	62. 5.28 (01. 3.27)	原子炉の炉外燃料貯蔵槽	富士電機㈱より承継
特許	I382079	62. 6. 9 (01. 3.27)	原子炉内中継装置の炉外側遮蔽体	富士電機㈱より承継
特許	I379575	62. 5.28 (01. 3.27)	原子炉燃料の取扱機に装備した滴下ナトリウム受皿の取扱用アダプタ	富士電機㈱より承継
特許	I401971	62. 9.28 (01. 3.27)	しゃへいプラグ	㈱東芝より承継
特許	I435557	63. 4. 7 (01. 4.24)	補助炉心冷却装置	㈱東芝より承継
特許	I401984	62. 3.25 (01. 3.27)	2次冷却装置	㈱東芝より承継
特許	I404331	62.10. 9 (01. 3.27)	原子炉	㈱東芝より承継

種類	登録番号	登録年月日	発明の名称	備考
特許	I369517	62. 3.25 (01. 4.24)	蒸気発生器の給水流量制御方法	日本原子力事業㈱、 ㈱東芝より承継
特許	I404323	62.10. 9 (01. 4.24)	タグガス入りの核燃料棒用タグ材の製造装置	㈱東芝より承継
特許	I360776	62. 1.30 (01. 3.27)	原子炉	㈱東芝より承継
特許	I438368	63. 5.19 (01. 3.27)	運転訓練シミュレータ	日本原子力事業㈱、 ㈱東芝より承継
特許	I441189	63. 5.30 (01. 4.24)	高速炉2次冷却系	㈱東芝より承継
特許	I431685	63. 3.24 (01. 4.24)	高速増殖炉	㈱東芝より承継
特許	I425712	63. 2.15 (01. 3.27)	原子炉機器のメンテナンス装置	㈱東芝より承継
特許	I435724	63. 4.25 (01. 4.24)	マイクロ波連続加熱装置	三井造船㈱、 ㈱東芝より承継
特許	I431688	63. 3.24 (01. 3.27)	核燃料要素	㈱東芝より承継
特許	I375496	62. 4.22 (01. 3.27)	放射性物質除去装置	㈱東芝より承継
特許	I451483	63. 7.25 (01. 4.24)	高速増殖炉の内部透視装置	㈱東芝より承継
特許	I327048	61. 7.16 (01. 3.27)	炉心上部整流装置	㈱東芝より承継
特許	I312221	61. 4.11 (01. 3.27)	金属硝酸塩溶液の転換装置	㈱東芝より承継
特許	I325554	61. 7.16 (01. 3.27)	ルテニウムを含む放射性廃棄物固化体の製造方法	㈱東芝より承継
特許	I378130	62. 5. 8 (01. 3.27)	真空加熱不純物測定装置	㈱東芝より承継
特許	I378131	62. 5. 8 (01. 3.27)	真空加熱不純物測定方法	㈱東芝より承継
特許	I347015	61.11.13 (01. 3.27)	放射性廃棄物の固化処理方法	㈱東芝より承継
特許	I347018	61.11.13 (01. 3.27)	放射性廃棄物のセラミックス固化法及びセラミックス固化装置	㈱東芝より承継
特許	I325560	61. 7.16 (01. 3.27)	放射性廃棄物の固化処理方法	㈱東芝より承継
特許	I363062	62. 2. 9 (01. 2.27)	放射性廃ガス中のよう素吸着法	㈱神戸製鋼所より承継
特許	I433938	63. 4. 7 (01. 4.24)	核燃料酸化物の製造装置	㈱東芝より承継
特許	I488486	01. 3.23	資源有効利用型核燃料棒	
特許	I493547	01. 4.20	液体金属用機械式ポンプ	
特許	I499768	01. 5.29	低密度酸化物燃料ペレットの製造方法	
特許	I499771	01. 5.29	低レベル放射性廃液の除染処理方法	
特許	I318894	61. 5.29 (01. 3.27)	分離カスケード制御装置	㈱東芝と共有
特許	I340227	61. 9.29 (01. 3.27)	コールドトラップ用冷熱媒系装置	㈱東芝と共有
特許	I481556	01. 2.27	遮蔽箱におけるグローブの取付部構造	㈱日立電線㈱と共有
特許	I485185	01. 3.14	水の電気分解による水素同位体濃縮装置	昭和電工㈱と共有
特許	I489114	01. 3.23	流水式高温高压浸出試験装置	三菱金属㈱と共有
特許	I489367	01. 3.23	気送管設備における気送子の送入装置	日本エアシューター㈱と共有
実用新案	I633703	61. 4. 8 (01. 3.27)	反転ホッパ	㈱東芝より承継

種類	登録番号	登録年月日	発明の名称	備考
実用新案	I635337	61. 4.22 (01. 3.27)	使用済燃料体の密封缶	富士電機(株)より承継
実用新案	I646415	61. 7.30 (01. 3.27)	原子炉燃料出入機の可動ブロック駆動装置	富士電機(株)より承継
実用新案	I664175	61.12.23 (01. 2.27)	台車の脱線防止装置	(株)神戸製鋼所より承継
実用新案	I635774	61. 5.13 (01. 2.27)	洗浄装置	(株)神戸製鋼所より承継
実用新案	I715117	63. 1.27 (01. 3.27)	燃料取扱設備の燃料落下緩衝装置	富士電機(株)より承継
実用新案	I675678	62. 4. 1 (01. 3.27)	軸封装置	富士電機(株)より承継
実用新案	I669044	62. 2.12 (01. 4.24)	原子炉内計測装置	(株)東芝より承継
実用新案	I565106	59. 8.29 (01. 2.27)	溶接速度制御装置	(株)神戸製鋼所より承継
実用新案	I550194	59. 6.12 (01. 2.27)	溶接開始禁止装置	(株)神戸製鋼所より承継
実用新案	I657736	61.10.29 (01. 2.27)	TIG 溶接トーチの電極交換機構	(株)神戸製鋼所より承継
実用新案	I634469	61. 4.22 (01. 2.27)	爆発圧着用プラグ	旭化成(株)より承継
実用新案	I697588	62. 9.24 (01. 3.27)	マイクロ波加熱脱硝装置	(株)東芝より承継
実用新案	I606151	60. 8.29 (01. 4.24)	核燃料交換装置	(株)東芝より承継
実用新案	I707638	62.11.26 (01. 4.24)	制御棒集合体の浮上り防止機構	(株)東芝より承継
実用新案	I771043	01. 5.26	圧力管型原子炉用燃料集合体	
アメリカ	4815989	1989. 3.28	Apparatus for Making Connections in Liquids	
イギリス	0030565	1984.12.27	A Port Section Structure for Mounting a Placement Member on a Shielding Box	日立電線(株)と共有
西ドイツ	0698614	1984.12.27	Durchgangsstruktur zur Auswechseln einer auswechselbaren Komponente einer abgeschirmten Zeile	日立電線(株)と共有
フランス	0030565	1984.12.27	Structure d'orifice pour monter un élément changeable sur un boîte protection	日立電線(株)と共有
西ドイツ	3324543	1988.12.22	Verfahren und Vorrichtung zum Be- und Entladen eines Brennelemente—Transportbehälters	日立造船(株)と共有

動燃技報No.70 訂正

頁		誤	正
89	概要 4 ~ 5 行目	比 <u>画象</u>	→ 比 <u>画像</u>
91	表 1	バンド 4 0.76~ <u>0.9</u>	→ 0.76~ <u>0.90</u>
91	右上から21行目	HURST FORMATTION	→ HURST FORMATION
91	右上から27行目	おいて RMCC のスペクトル特性と異なり…	→ おいて RMCC と指定された地点のスペクトル特性は異なり…
92	図 6 の注	ブロードハースト層：質岩，石墨質岩 → 貫岩，石墨貫岩 一部質岩のズレ	→ 一部貫岩のズレ
		塊状質岩	→ 塊状貫岩
94	左上から 3 行目	バンドおよびバンド 5	→ バンド 1 およびバンド 5
94	表 5	後退変成	→ 交代変成
95	写真 1	左右が逆	

動燃技報 1989. 9 No.71

平成元年 9 月発行

©1989 POWER REACTOR AND NUCLEAR FULL
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) TEL107
Tel. 03 (586) 3311代

印 刷 株式会社 菜根出版
東京都千代田区平河町1-8-13

Abstracts (PNC Technical Review)

Development of Code System for Analysis of Skyshine Dose Rate

Hidemasa Yamamoto Tsuyoshi Mishima Nobuo Nakae
PNC Technical Review No. 71 p. 21—33 (1989)

A code system which can easily and accurately analyze skyshine dose rate of neutron and gamma rays has been developed by combining analysis codes with cross-section libraries. The code system is composed of four kinds of modules and driver-routine and the modules are separately used for each objective. The code system is also equipped with atomic densities for major materials and the function of automatically meshing and so on.

The code system has been verified by using the data of available benchmark problems which have already been reported.

In this paper, the system developed here is described and the results of verification is reported.

Key Words : Skyshine Dose Rate, Shielding, Code System, Neutron, Gamma ray.

Development of Operation Support System for MOX Fuel Production Line

Yasutoshi Gunji Shigeo Fujiwara Hidetoshi Iso
Yoshihiro Suzuki Toshio Shishido
PNC Technical Review No. 71 p. 46—51 (1989)

Plutonium Fuel Production Facility(PFPF) FBR line started production of MOX fuels for "JOYO" MK-II in October 1988. The production campaign for "Monju" initial core fuel followed that for "Joyo". Control of this line is mainly computerized to allow remote operation.

According to our test run experiences the automated plant, requires the higher judgement ability of operator when a problem arises.

We need the plant which can be operated by even unskilled operator, on the technical level equal to that of skilled operator.

This requirement will be satisfied by introduction of new support system into applying Artificial Intelligence technology based on operating experience.

Now we have developed some operation support systems taking main aim at high efficiency of production for example, the optimum operation control system the failure diagnosis system and the production planning support system.

Key Words : Automated Plant, Support System, Artificial Intelligence, Operating Experience, Optimum Operation Control, Failure Diagnosis, Production Planning.

Development of JOYO Operational Guidance System for Emergency Condition

Hiroshi Takatsuto Toshio Owada Makoto Morimoto
Hiroshi Aoki Mitsuhiro Tokita Seiichi Terunuma
PNC Technical Review No. 71 p. 34—39 (1989)

Operational guidance system in JOYO has been developed for safe & stable plant operations and improvement of operational reliability. JOYCOT(JOYO Consulting & Analysing Tool), one of the JOYO operational guidance systems, supports the plant operator to present the causal alarm and select the suitable guidance manual in anomaly situations using artificial intelligence technology.

Verification test of JOYCOT was performed using a JOYO operator-training simulator and on-line operation was started by partially linking to the actual plant in May 1988. As the result, the proper diagnosis function was confirmed in the actual plant.

Key Words : JOYCOT(JOYO Consulting & Analysing Tool), Alarm Handling Diagnosis Method, Artificial Intelligence Technology.

A Surveying Method for Geological Structure Using Surface Distribution of Gamma-rays

Noboru Meguro
PNC Technical Review No. 71 p. 52—59 (1989)

The measurement of the ground surface radioactivity has been playing an important role in uranium exploration.

It is important to investigate the active fault to evaluate geological environment of the field.

The four channels carborne system is expected to become a useful tool to study the active fault.

Key Words : Four Channels Carborne System, Gamma-ray, Survey Ground Surface, Geological Environment, Fault.

Interface Program for the Iteration Between Thermal-hydraulics and Thermal Structural Response -FLUSH-

Hiroaki Ohira
PNC Technical Review No. 71 p. 40—45 (1989)

An interface program ; FLUSH for analysing the interaction between thermal-hydraulics and thermal structures has been developed.

The effects of natural convection of cover gas on the temperature distribution, thermal stress and deformation in the shield plug and other main components of LMFBR are calculated by this program.

The calculation of the mock-up shield plug was carried out, and the results showed relatively good agreements with the test results.

Key Words : Interface Program, FLUSH, Thermal-hydraulic Analysis, Structural Analysis, Natural Convection, Cover Gas, Thermal Stress, Shield Plug, Temperature Distribution.

Development of MONJU Spent Fuel Cask for Post Irradiation Examination

Shinichi Uruwashi Kiyonori Aratani Hideya Matsushima
PNC Technical Review No. 71 p. 60—63 (1989)

A cask, type B(M), for transporting fuel irradiated in the prototype FBR "Monju" to the PIE facility is being developed by Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation(PNC). The PIE facility will be constructed at PNC's O-arai Engineering Center(OEC) and the fuel will be transported by sea. Three fuel assemblies canned with water or one fuel assembly encapsulated in a specially designed inner container with helium gas can be contained in the cask. For the multiple use of the cask, it is considered that the cask can also accomodate the ATR "Fugen" and demonstration fuel.

The followings remain to be done;

- (1) handling test of an inner container
- (2) demonstration tests with scale models under normal and accidental conditions
- (3) preparation for design approval
- (4) fabrication

The cask is scheduled to be used in 1994.

Key Words : Cask, Fuel Handling System, LMFBR, Decay Heat, Monju Project, Post Irradiation Examination.

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) 586-3311
人形峠事業所	岡山県苫田郡上齋原村 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
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
敦賀事務所	福井県敦賀市清水町 2 - 3 - 4	〒914	TEL (0770)23-3021

<海外事務所>

WASHINGTON	PNC Washington Office #715, 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 4260-3101 FAX 4260-2413
北京	北京事務所 中華人民共和国 1000009 北京市西城区旧鼓楼大街小石橋24号 竹園賓館403	TEL 401-4904 FAX 401-4904
SYDNEY	PNC Exploration (Australia) Pty. Ltd. 16th Floor, Royal Exchange Bldg., 56 Pitt Street, Sydney, N. S. W. 2000 Australia	TEL 241-1594 FAX 251-1584
PERTH	PNC Exploration (Australia) Pty. Ltd. Perth Branch 4th Level, 1 Mill Street, Perth, W. A. 6000 P. O. Box 7189 Cloisters Square Australia	TEL 321-1286 FAX 321-1319
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
NIGER	Bureau de PNC B. P. 11577, Niamey République du Niger	TEL 73-58-03 TLX 975-5378