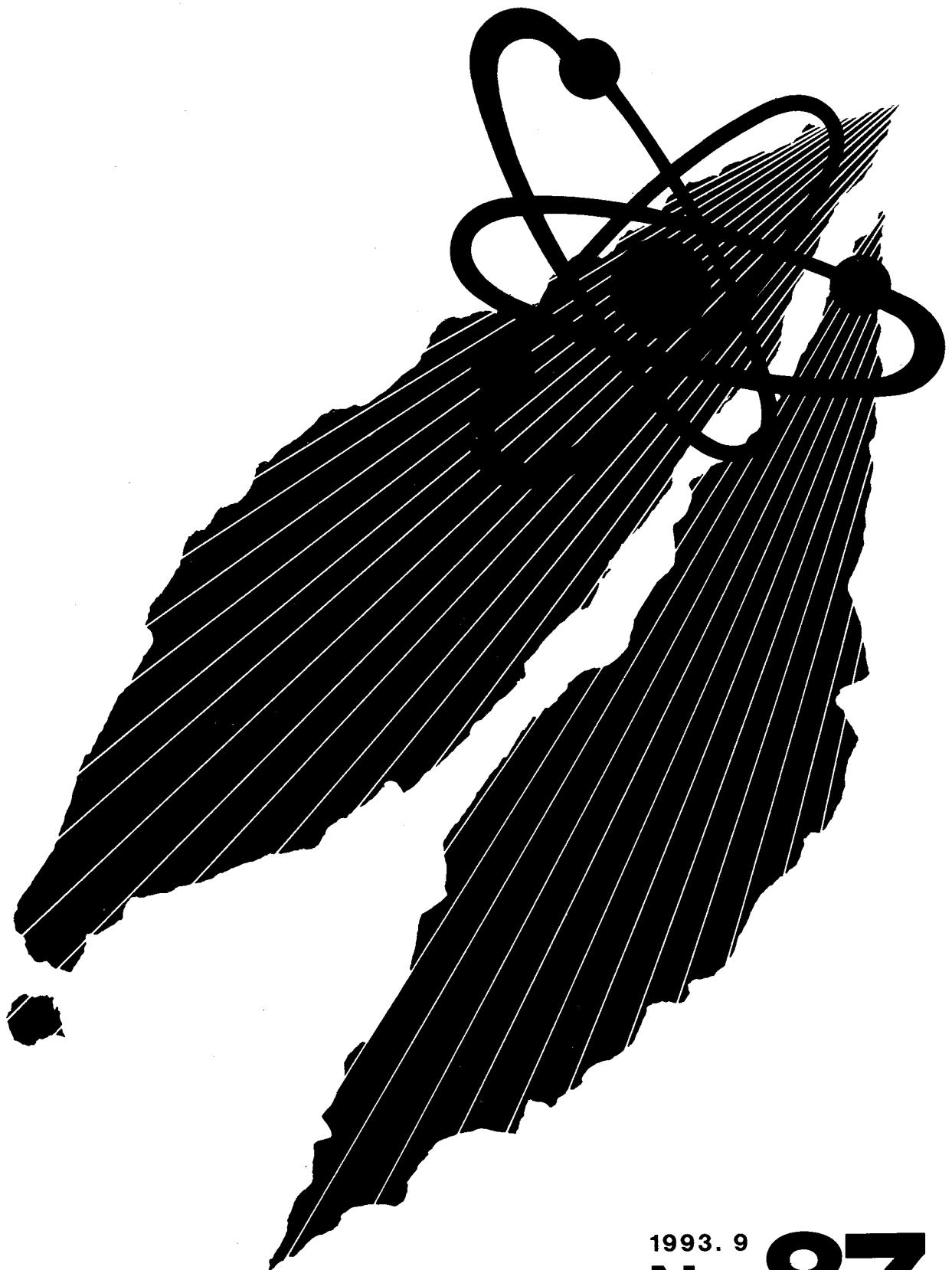


動燃技報

PNC Technical Review



1993. 9
No.87

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	11
廃棄物処理・処分の開発	13
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	18

技術報告

ステンレス鋼のクリープ疲労破損機構と その評価に関する研究	19
和田 雄作 青砥 紀身 上野 文義	
物理探査法を活用した潜頭鉱床探査 —カナダ北西準州アンドリューレイク鉱床の発見—	34
飯田 義正 長谷川 健 茂田 直孝	
真空加熱抽出一ガスクロマトグラフ法による混合 酸化物燃料ペレット中のガス成分の迅速定量分析	45
檜山 敏明 菅谷 伸一 山本 純太 上村勝一郎	
ATR実証炉燃料設計手法について	53
植松 真一 中島 靖雄 菊池 圭一 安部 智之 松本 光雄	

技術小論

レーザフラッシュ法による溶融ウランの 熱拡散率測定	62
原口 正博 明珍 宗孝 須藤 收 島崎 善広	
立坑掘削影響試験における岩盤挙動調査の 概要と成果	66
杉原 弘造 松井 裕哉 佐藤 稔紀	
ウラン資源探査地域における岩石の反射 スペクトルデータカタログの作成	71
山岸 明子 小出 韶 和田 洋明	

国際協力

国際会議、海外派遣等	77
------------	----

活動

外部発表・特許・実用新案	78
--------------	----



新型転換炉の開発

1. 新型転換炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所（定格出力16.5万kW）は、平成5年2月28日に平成4年度計画停止を終了し原子炉を起動した後、定格運転を継続している。

6月14、15日には、カナダ・トロントにおいてオンタリオ・ハイドロ社との技術交換会議を実施した。本会議は、「PNCおよびオンタリオ・ハイドロ社間の重水炉分野技術協力のための協定」に基づき開催される定例会議であり、本年で第4回目を迎える。本会議においては、重水取扱技術、圧力管交換技術等について発表するとともに、第一線の技術者間で有益な意見交換がなされた。

また、第11回定期検査申請を機に、今後の「ふげん」長期定期検査計画について規制当局に説明するとともに、その内容は原子炉安全技術顧問の会合で審議された。第11回定期検査申請を6月30日付けて提出した。

今後、8月中旬から予定している第11回定期検査まで運転を継続する。

平成5年度第1四半期の運転実績は以下のとおりである。

	発電電力量 (MWh)	発電時間 (h)	時間稼働率 (%)	設備利用率 (%)
5年4月	118,800	720	100.0	100.0
5年5月	122,760	744	100.0	100.0
5年6月	118,800	720	100.0	100.0
合 計	360,360	2,184	100.0	100.0

2. 研究開発

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

原型炉「ふげん」については、新型転換炉の機器・

システムの性能・信頼性の向上と運転保守管理技術等の高度化、被ばくの低減化およびMOX燃料の照射健全性の確認と評価を重点に進めている。

ATR実証炉の設計・建設・運転に資することを目的とした新型転換炉技術確証試験は、電源開発㈱が通商産業省の委託を受けて実施している。動燃事業団は、電源開発㈱より平成5年度分の依頼を受け実施している。その実施区分は、①主要機器・設備技術確証試験、②炉心特性確証試験および③安全性確証試験である。また、実証炉の燃料の高燃焼度化に係わる設計および研究開発を継続して実施している。

2.1 「ふげん」における技術開発

新型転換炉の機器・システムの性能・信頼性向上については、燃料交換作業の効率化を図るためにAI（人工知能）を利用した「燃料交換作業支援システム」を開発したが、さらにこの「燃料交換作業支援システム」を発展させ、その機能を有効に利用した「燃料取扱設備制御システム」を実機に導入すべく開発を進めている。

また、原子炉起動時の制御棒操作の自動化を図り、運転制御の高度化を目指した「原子炉核加熱自動制御システム」のシステム検討を進めている。

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

MOX燃料高度化の一環として、引き続きガドリニア燃料集合体の照射を、炉心での健全性を確認・評価しつつ継続して実施した。その他、圧力管監視試験片および国産圧力管材の照射を継続して実施している。

2.2 設計研究

設計コード（運転コード）については、「ふげん」の第16サイクルから照射されている照射用ガド

リニア燃料集合体の燃焼特性について、運転実績との比較評価を実施している。

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

2.3 炉物理研究

ATR実証炉の反応度投入事象解析コードとして整備している空間依存動特性コードEUREKA-ATRを実証炉の冷却材喪失事故象へ適用させるため、プローダウン解析コードによる解析結果を用いた解析手法を検討している。

2.4 伝熱流動研究

高燃焼度燃料（54本クラスタ）の伝熱流動試験として、定常バーンアウト試験を計画している。現状の設計データをもとに試験体の仕様を検討した。

2.5 安全性研究開発

ATRにおいて事故がある程度設計基準事象を超えて、プラントがこれに対処できる余裕を備えていることを定量的に示すための評価手法の開発を行っている。原子炉停止系の機能喪失を想定したシビアアクシデントに関しては、燃料チャンネルが破損した場合の重水中ボイド挙動について実規模圧力管／カランドリア管の同時破断時のデータを3次元的に処理する作業を行っている。これらにより負の反応度が精度良く見積もれるようになる。なお、燃料溶融後のリロケーションに関しても解析を実施している。

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

2.6 部品・機器試作開発

燃料フレッティング磨耗解析コードの開発の一環として、フレッティング磨耗特性に及ぼす因子を定

量的に求めるための試験に使用する装置の製作を行っている。圧力管余寿命評価手法の開発については、データベース化のためのシステム設計、圧力管ロールド・ジョイント部の製造過程を模擬し、解析により残留応力を求めるためのロールド・ジョイント部のモデル化および解析ならびに水素化物を非破壊法で測定するための開発試験を行っている。

2.7 燃料・材料研究開発

(1) 構造材料

「ふげん」の第10回定期検査時に取り出した圧力管材料照射試験片について破壊力学試験および腐食量評価試験を終了した。

(2) MOX燃料のR&D

① 実証炉のための燃料照射試験

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

② ガドリニア入燃料の照射試験

実証炉の取替燃料としてのMOX-Uガドリニア燃料集合体6体の「ふげん」における照射を継続している。

③ 解析その他

ハルデンで日負荷追従試験を実施している燃料集合体(IFAS54/555)からオンライン計装で得られた36,500MWd/tまでの燃料棒伸び、内圧データ等の燃料照射挙動データの整理を継続している。また、平成5年度よりハルデン炉で実施するセグメント燃料棒の出力急昇試験については、試験試料となる燃料は「ふげん」でベース照射したものであり、この1体目の燃料についての非破壊試験を原研で実施した。2体目の燃料については、「ふげん」でのベース照射を終了し、現在冷却中である。

④ 高燃焼度燃料の開発

新型転換炉燃料の基盤研究として、54本クラスタ型高燃焼度燃料(60GWd/t)の概念検討を行った。

（動力炉開発推進本部
核燃料サイクル技術開発部）



高速増殖炉の開発

1. 高速実験炉

平成5年3月27日から開始した第10回定期点検作業を継続中である。3月27日から4月15日にわたって、燃料交換作業および照射試験を終了した試験集合体の取り出し作業を実施した。

定期点検作業では、今定検の一大イベントの一つである回転プラグの分解点検を4月26日から開始し、6月25日に終了した。また、非常用発電機および原動機の分解点検を5月12日から6月19日まで実施した。

照射技術の高度化、照射炉心の高性能化を図るための高度化計画（MK-III計画）に関しては、今年度から設計・製作を開始する主中間熱交換器と新燃料交換機の発注作業を開始した。

2. 高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設および試運転

高速増殖原型炉「もんじゅ」の建設工事は、平成5年6月末現在の総合進捗率が約99%（臨界で100%）に達した。

機電の各工事従事者は6月末現在全体で約583名であった。

2.1 試運転状況

試運転の第2段階である性能試験に移行して最初の試験であるプラント特性予備試験の内、昇温確認試験が4月にほぼ終了し、系統を397°Cまで昇温して実施した試験は終了した。4月からは、実炉心での流量分布を計測する装置による模擬炉心流量分布測定および炉内の出力分布を測定する試験集合体の組立模擬作業を実施し、5月には所定の確認を終了した。また、プラント操作手順確認としてディーゼル発電機起動対応および電源喪失時対応手順確認等も5月に終了した。5月から開始した2次冷却系コールドトラップ再生特性測定は6月に終了し、引き続き、燃料装荷前の総点検を開始した。点検・保守作業

として、設備維持点検を4月より継続実施している。

なお、第6回炉心燃料輸送を5月に行った。

2.2 原型炉に係わる技術開発

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

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

FBRシステム・機器の高度化については、プラントインテリジェント化として、原型炉総合データベースとプラントデータ収録システムの開発を進めている。原型炉総合データベースについては、データベース管理システムのハードウェアおよびソフトウェアを整備し、データベースの構造の検討を進めている。プラントデータ収録システムについては、データ収録部の開発を終え、システム全体を運用するソフトウェアの機能試験を終了し、プラントデータ収録システムとして運用している。また運転管理支援システムの開発として、プラント機器基本データの整備を進めるとともに、機器仕様管理システムの開発を進めている。信頼性高度化としては、CREDO対応としてCREDOを包括したデータベースの取扱いについて検討している。保守・管理技術の高度化としては、機器・保守技術関連の研究開発計画を立案し検討を進めた。プラント特性を活した研究開発については、使用済燃料管理について動向調査を継続した。

2.3 その他

① 工場製作状況

燃料集合体等炉心構成要素の製作を継続して実施した。

3. 大型炉設計研究

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

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

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

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

4. 炉物理研究開発

大型炉心の核特性評価手法の開発では、3次元6角体系用ノード法輸送計算コードの開発、および燃焼特性に対する感度解析コード等の整備を進めている。また、大型炉用修正炉定数に関する研究については、昨年度までの第1段階の整備に引き続き、燃焼特性も含めた修正炉定数の整備を進めている。さらに、現状では不確定幅の大きい燃焼特性に対する解析精度向上を目指して、日本では「常陽」でしか得られない燃焼特性データに対する解析評価を進めている。

新型燃料炉心・TRU添加炉心の核設計手法の開発・整備のため、日本原子力研究所との共同研究として、FCAによる窒化物燃料炉心臨界実験を3カ年計画で開始するとともに、TRU核種の核データ・炉定数の整備を進めている。

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

高速炉燃料再処理施設の実用化に向けて設計、運転管理を行うための基盤的技術である臨界安全管理手法を確立するための炉物理研究を継続して実施している。この一環として、ATR炉心体系の基礎的な炉物理特性測定実験を実施している。また、重水臨界実験装置(DCA)を未臨界度測定試験施設とする整備計画を進めている。また、臨界安全技術開発に係わる実験計画、施設の設計を継続している。

5. 機器研究開発

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

大型炉用の新型炉停止機構については、評価コード(SASSTAC)を用いて、大型炉の炉心上部機構に適合する自己作動型炉停止装置の構造成立性について、流動や熱過渡の観点から検討を行っている。また、「常陽」炉内機能確認試験の準備として実施した試験体の基本設計の結果をまとめるとともに、電磁部分の詳細な磁界解析を行っている。

蒸気発生器およびプラント冷却システムの研究開発については、2重伝熱管型蒸気発生器の伝熱流動特性を把握するため、小型2重管型蒸気発生器モデルを用いて静特性試験、流動安定性試験を実施した。ここで得られたデータを基に、それぞれの解析コードPOPAI 6、BOSTの検証、改良作業を進めている。また、内外管リーク検出特性を把握するための小型モデル試験の準備を進めている。2重管蒸気発生器の健全性については、DNB熱疲労、リラクセーションの観点から評価を進めている。2次系削除プラントの安全理論を構築するため、50MW蒸気発生器注水素試験データを用いて水素気泡溶融挙動および反応生成物移行挙動を評価するモデルの開発を行っている。さらに、合理的設計基準リークを選定するため、高温ラップチャの評価手法の整備を進めるとともに検証試験の準備を進めている。

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

供用期間中検査装置の開発に関しては、原子炉容器廻り検査装置を用いて実施した「もんじゅ」の供用前検査の結果の解析を進めている。1次主配管検査装置および蒸気発生器伝熱管検査装置の開発については、データ処理技術へ高度化を進めている。ま

た、伝熱管の内面状況を可視化するための装置開発に着手した。

6. 燃料・材料研究開発

被覆管材料の中で、将来的に長寿命燃料の有望鋼種である酸化物分散強化型(ODS)フェライト鋼については、強度異方性を改善し延性・靱性を向上させるため冷間加工、再結晶が可能な成分の棒材を試作し、評価試験を実施した。また、ODS試作被覆管の高温クリープ歪みデータを取得するための試験片を製作した。

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

高Ni合金については、15Cr35Niをベースに炭窒化物析出強化型の合金設計を行い、板材試作のための成分を決定した。

被覆管材料の照射試験としては、制御型材料照射拳動測定装置(MARICO-1)用内圧封入試験片の製作準備を継続して行うとともに、CMIR-5(炉心材料用照射リグ)に装荷する試験片の準備を行った。また、実用鋼におけるボイドスエリングの改善要因をミクロ組織解析結果に基づいて検討し、スエリング拳動評価に反映した。

「常陽」における高線出力照射試験(PTM-2)の照射後試験を引き続き実施し、溶融限界軸方向位置を確認中である。また、「もんじゅ」燃料の高燃焼度照射、改良オーステナイト鋼被覆管燃料照射等を継続している。

国際協力による燃料の照射試験については、日米燃料材料共同開発プログラムの一環としてFFTFにおいて、昭和62年11月より照射した改良SUS316鋼被覆管燃料ピン(燃焼度147,000MWd/t、ペレットピーク)の照射後非破壊試験を継続するとともに、取得データの評価および日本に一部の燃料ピンを輸送するための準備を開始した。一方、改良オーステナイト鋼被覆管燃料集合体についても、照射後非破壊試験を開始した。FFTFで照射した仕様緩和燃料の大洗での照射後試験結果をとりまとめ、評価を加えた最終報告書を作成した。日米共同で実施しているEBR-II運転信頼性試験(運転時過渡試験(OTT)と破損燃料継続照射試験(RBCB))においては、長寿命燃料を対象としたPhase-IIのOTT試験で、改良SUS316鋼被覆管燃料、改良オーステナイト鋼、および高強度フェライト/マルテンサイト鋼被覆管燃料の過渡過出力試験後の照射後試験を継続して実施するとともに、ODSフェライト鋼被覆燃料ピンを含む改良燃料の予備照射を継続した。また、詳細な照射後試験を動燃事業団にて実施するため、

輸送試料の選定、輸送準備を開始した。Phase-IIのRBCB試験では、今後実施する破壊試験計画を作成した。日仏交換照射では、「常陽」における仏製改良オーステナイト鋼被覆管燃料の照射を継続した。一方、Phenix炉におけるPNCの改良SUS316鋼被覆管を用いた大型バンドル照射については、定格運転開始後に照射を開始すべく準備を進めている。

燃料集合体の開発に関しては、「常陽」で測定された集合体引抜き荷重データを整理し、ラッパ管のスエリング予測値に基づき、炉心湾曲拳動を検討した。

制御棒の開発については、高燃焼度B₄Cペレットのスエリング評価試験を行うとともに、照射物性評価を継続して実施した。ナトリウムボンド型中性子吸収ピンについては、照射後試験を継続した。高性能中性子吸収材では、ペレットの割れと熱伝導度改善を目的として、B₄C/Cu、B₄C/BN複合材の試作試験を行い、製作性を確認した。

燃料ピン拳動解析コードCEDARの定常条件解析能力の向上を図った新バージョン確定作業が終了し、引き続き過渡時の解析制度向上のための改良を進めている。

燃料ピンバンドル拳動解析コードの開発については、高燃料ピン束ラッパ管相互作用(高BDI)条件下での計算精度を上げるとともに、計算時間の効率化を図るための改造を継続して実施した。また、破損燃料拳動解析コードSAFFRONについては、軸方向の亀裂進展を解析するための破壊力学的手法を組み込み、検証解析を実施した。

スエリングシミュレーションコードについては、「常陽」照射モデル合金の予測解析結果に基づき、改良準備を進めている。

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

「もんじゅ」等の大型燃料集合体の照射後試験施設については、1995年操業開始に向けて、建屋、電気、換気空調設備工事、内装設備の製作設計、試験機の製作設計等を進めている。建屋、電気、換気空調設備工事については、現在、建家防水工事、内部仕上げ塗装工事、セルライニング検査、第2コンタクトリペア工事、電気設備機器搬入据付け工事、通線工事、ダクト保温工事等の施工を行っており、これらの総合進捗率は6月末現在で約82%である。また、内装設備および試験機については、各設備機器の製作設計を行い、一部製作を進めている。制御型材料照射拳動測定装置(MARICO)用再組立設備の製

作および各設備、機器の性能をセル内設置の前に確認するためのセル外性能試験設備の製作および据付け工事を開始した。

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

被覆管試験セルの整備については、セル内機器の解体および除染を実施中である。

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、汎用非線形構造解析プログラムFINASの拡張・整備、非軸対称座屈解析法および繰返し塑性構成方程式の構築、炉心わん曲解析のための要素の開発等非線形構造解析技術の高度化を進めている。また、構造物強度評価支援システムの開発を進めている。

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

構造物強度確性試験については、溶接容器モデルの熱過度強度試験を終了し供試体の解体検査を進めるとともに、次の供試体（フィレット付容器モデル）を組み込むための準備を進めている。

耐震構造試験については、機器上下免震構造要素の振動試験データから得られた基礎的振動特性をまとめている。流体一構造連成振動解析については、欧州とのベンチマーク解析として2重半円球殻の動的座屈解析を実施した。さらに、ヘッドアクセスプラントのスロッシング解析等の耐震評価を行っている。

構造健全性評価法確立のための研究開発に関しては、高速炉機器に破壊力学を適用した評価手法を開発するため、円筒容器試験体のき裂進展試験を継続実施している。伝熱管破損データベースの改良を進めるとともにLBB評価手法の検討を進めている。炉心構造設計法の開発については、炉心変形評価法の全体研究開発計画を策定した。炉心の群振動評価法については、IAEA/IWGFRが主催する国際共同ベンチマーク解析に参加し、イタリアPECで行われた衝突試験に対する解析を進めている。

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

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

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

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

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

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

8. 安全研究

炉心部ナトリウム過渡熱流力試験については、自然循環時の炉心部伝熱流動特性を精度良く評価できるようにするために、炉心部流量再配分特性試験を実施している。

炉体構造水流動試験においては、自然循環除熱時における炉心チャンネルでの逆流現象の発生条件、上部ブレナム内の低温流体との相互作用に関する熱流動挙動を調べる炉心ブレナム相互作用基礎水試験を実施している。また、炉心部での局所異常が発生した場合の燃料ピンの冷却限界を調べるために局所異常冷却限界試験の試験体の据付けを実施し、装置の機能試験を行っている。

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

熱流動安全解析コードの開発に関しては、汎用多次元熱流動解析コードAQUAの自然循環解析の高精度化を図るとともに乱流解析機能について温度ゆらぎ試験データによる検証を行った。集合体内単相サブチャンネル解析コードASFREについては、ワイヤスペーサモデルおよび乱流混合モデルの改良と検証をプラント過渡応答試験の結果を用いて行うとともに、計算手法の改良を継続して進めている。

炉心物質移行挙動試験については、仮想的炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の炉容器内保持能力

を評価するため、高温模擬試験装置（MELT-II）を用い、融体金属ジェットの冷却材中へ侵入長さ等を明らかにする溶融ジェット－冷却材相互作用試験の評価を実施するとともに、高温試験の準備を行った。また、炉心プール内での熱流力挙動を解明するため炉外模擬試験を継続して進めている。

安全解析コードの開発では、各種事故シーケンス解析のためのコード群の改良・整備を進めるとともに、炉心崩壊過程解析コードSIMMER-IIIの開発として核計算部、流体力学部等の各要素モデルの開発を欧州の研究機関と共同で実施しており、主要モデルのシステム化（Version 1）を行った。

国際協力で進めている炉内安全性試験では、仮想的炉心崩壊事故における燃料ピン過渡挙動に係わる主要現象を解明し、実機評価精度の向上を図るために、国際共同で実施してきたCABRI-2試験成果の国際的総合評価作業を進めている。CABRI-2試験に引き続いて実施しているCABRI-FAST試験について、試験の実施、解析・評価を進めている。

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

原型炉をモデルプラントとした確率論的安全評価(PSA)については、炉停止時や地震等の外的要因に係わるレベル1 PSA評価を進めている。また、運転保守要領の検討に資するため、試験間隔等をパラメータにした感度解析を実施している。さらに、PSAを運転安全管理に利用するためのリビングPSAシステムの開発整備を進めている。大型炉モデルプラントへのPSAの適用として、主要な安全設備の信頼度評価を行うとともに、炉心損傷事象推移について予備解析等を行い、事故シナリオの検討

を進めている。

米国エネルギー省と共同で整備を進めてきた信頼性データベース(CREDO)については、その拡充としてデータの収集・整備を継続するとともに、得られたデータの分析評価を行っている。

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

模擬燃料からのFP放出挙動に関する試験については、コールド試験装置を用い核分裂生成物(FP)のNaベーパー中の物理的・化学的形態等を明らかにするためのコールド試験を進めている。

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

ナトリウム燃焼試験では、ナトリウム棒状漏洩流の実験等でこれまでに得られた試験結果の総合評価を進めている。混合エアロゾル試験では、ヨウ素フィルタ試験の評価を行っている。解析コードについては、3次元ナトリウム燃焼解析コードSOLFASの開発を進めており、エアロゾル霧囲気下での輻射熱伝達モデルの組込みおよびガス物性値の温度依存性の考慮等の改良を進めている。

蒸気発生器の安全性に関する研究では、合理的な設計基準水リーク事象の選定のため、高温ラブチャ型破損の解析評価を実施している。また、二次系削除システムの安全評価手法の整備のため、冷却系内での水素気泡溶解挙動の評価コードを開発するとともに反応生成物移行モデルの作成を進めている。

（動力炉開発推進本部
（核燃料サイクル技術開発部）



核燃料サイクルの開発

1. 燃料開発および製造

(1) FBR燃料の開発

「もんじゅ」初装荷用MOX燃料の製造を継続した。

(2) ATR燃料の開発

第20回取替燃料（27体）ならびに第21回取替燃料（16体）の製造を継続した。

(3) プルトニウム燃料の利用技術開発

1) プルサーマル照射試験

電力との共同研究で進めている敦賀炉照射試験については、照射後非破壊試験のデータ解析を実施した。また一部の燃料要素切断試料については、照射後破壊試験を実施し、データ解析を行っている。

ドッドワード炉（BWR仕様）、ハルデン炉（PWR仕様）およびBR-2炉での照射を継続した。

2) 炭・窒化物燃料に関する研究

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

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

(4) プルトニウム燃料製造施設

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

2. プルトニウム混合転換技術開発

(1) プルトニウム転換技術開発

プルトニウム転換技術開発施設（転換能力：10kg MOX/日）において、「常陽」取替用原料の混合転換を継続した。

(2) 混合転換技術開発

大型転換施設設計の一環として進めている連続脱硝装置の開発については、スクリュー式連続脱硝装置の改良を図りながら、均一な脱硝体（ UO_3 ）を得るための操作条件および転換プロセスの工程短縮化の一環として、直接還元試験を継続している。

(3) 濡式回収技術開発

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

各々の設備については、工程毎に装置の性能評価の結果を基に、燃料スクラップ約8kg MOXの回収試験を行い、全工程を通した一連の運転モードに再現性のあることを確認した。

また、プルトニウム富化度の高い燃料スクラップについて、 PuO_2 硝酸による完全な溶解が困難であることが判明し、溶解時に発生する未溶解残渣の回収方法および、再溶解方法についての検討を進めている。

さらに、脱硝設備については、連続脱硝装置の再現性試験を継続するとともに、安定運転の維持および脱硝粉末の品質を向上するための条件設定試験も合わせて実施している。

(4) プルトニウム混合転換装置の開発

混合転換基礎試験として、硝酸プルトニウム溶液、脱硝中間生成物（溶液）の脱硝メカニズム解明のため、追加試験を実施しデータ整理を行っている。さらに、マイクロ波の応用技術として、炭化珪素セラミックス材のマイクロ波吸収発熱特性データおよび温度制御データを基に、実用規模の熱処理炉の検討を継続している。

3. ウラン転換

(1) 回収ウラン転換技術開発

電力会社と共同で実施する回収ウラン転換実用化

試験の準備作業である製鍊転換施設の設備改造に着手した。また、原料 (UO_3) 輸送容器の原子炉等規制法に基づく容器承認申請を 6 月 11 日に提出した。

(2) 金属ウラン転換基礎試験

酸化物還元等金属ウラン転換基礎試験計画の作成および試験準備を行った。

（核燃料サイクル技術開発部
核燃料施設計画部）



再処理工場の開発

1. 再処理工場の現状

東海再処理工場は、92-2キャンペーン終了後(12月4日)、第2回計画停止に入っており、各工程設備の保全工事等を継続実施中である。

2. 再処理技術の開発

(1) 高信頼性機器の開発

新材料を用いた酸回収蒸発缶小型モックアップ試験設備については、累積運転時間25,000時間に達したところで運転を中断し、設備の保守および耐食性評価のための肉厚測定、表面観察を実施した。

(2) 前処理工程の高度化技術開発

軽水炉燃料再処理技術の改良・高度化等に対応した新型プロセス機器の開発を継続した。また、前処理工程施工設計研究(III)を終了した。

(3) 供用期間中検査技術開発

セル内の機器を遠隔で点検するための試験装置の高度化改良に関する検討および新検査システムの検討を継続した。

(4) 遠隔技術開発

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

3. 高速炉燃料再処理技術開発

(1) プロセス技術開発

1) 前処理工程技術開発

レーザ解体試験装置の製作について、製作設計の結果に基づき、一部部品の製作を継続した。

2) 主分離工程技術開発

遠心抽出器については、試作機の製作を終了

し、性能確認試験を開始した。また、新型電解酸化槽基礎試験を継続した。

(2) 材料技術開発

ホット腐食試験の一環として、先に行なったγ線照射下での各種金属材料の浸漬腐食試験の結果を踏まえ、より詳細な反応機構を検討するための試験を継続した。

(3) 遠隔技術開発

遠隔サンプリングシステムのうち、サンプルステーションを試作し、機能試験を開始した。

遠隔継手開発として、耐蝕性試験を継続した。

(4) 分析技術開発

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

4. 施設設計

リサイクル機器試験施設(RET)について、調整設計を継続した。また、安全審査対応として、6月30日に核燃料安全専門審査会での審議が終了した。

5. 高レベル放射性物質研究施設(CPF)

第18回ホット試験について、フェニックス燃料を用いた最適溶解条件確認試験を実施し、データ整理・解析を行っている。引き続き、第19回溶解試験を実施し、サンプルの分析作業を進めている。また、プルトニウム溶液の基礎物性試験について、計画・準備を継続した。

（核燃料サイクル技術開発部
核燃料施設計画部）



ウラン資源・探鉱と 技術開発

1. 海外調査探鉱

1.1 カナダ

サスカチュワン州・アサバスカ盆地で展開中の各プロジェクトでは冬期調査結果の解析、取りまとめを行い技術・管理委員会で結果の検討を行った。

北西準州・プリンセスメリープロジェクトは、夏期調査を実施中である。強鉱化孔周辺の補完試錐として7孔を完工し、内6孔で顕著な鉱化（最高38.2m×0.6%U₃O₈）を確認した。

1.2 オーストラリア

西オーストラリア州・ルーダルプロジェクトでは、フィングーン地区で地質・放射能調査、物理探査(IP)を実施し放射能弱異常を検出した。またサンデークリーク地区では、簡易試錐により放射能異常を伴う構造・変質帯を砂岩中に認めた。

北部準州・プラトープロジェクト、キングリバープロジェクトでは、2鉱区で地上物理探査のための準備作業を実施した。その他の鉱区については先住民代表機関と探査実施に向けての交渉を継続した。

また、プロジェクト開拓の各地区では現地予察調査を実施した。

1.3 アフリカ

ニジェール・テッシリプロジェクトは、マダウエラ鉱床の予備的な経済性評価報告書を作成した。また、管理委員会を開催し調査結果の報告および今年度作業計画について審議した。

ジンバブエ・カリバレイクプロジェクトは、現地調査を開始した。

1.4 中国

建昌プロジェクトは、現地調査を開始し試錐調査、地質調査等を実施した。

1.5 ブラジル

リオフレスコプロジェクトは、ウラン共同調査の

探査予備契約締結に関する準備を行った。

1.6 海外法人等

① カナダ現地法人

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

② オーストラリア現地法人

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

③ 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・解析を行った。

④ 北京事務所

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

2. 探鉱技術開発

2.1 探査技術開発

物理探査システム開発の一環として「磁気探査3次元モデリングプログラム」を用いてオーストラリア・キンタイヤ鉱床の磁気探査データ解析を行った。

リモートセンシング技術開発では、オーストラリア・アルンタ地域のランドサットTMデータの画像処理を行った。また、カナダ・クリスティーレイクプロジェクトの試錐調査で得られた岩芯試料について反射スペクトルを測定し特性図を作成した。

2.2 採鉱技術開発

放射線防護採鉱技術開発として、東濃鉱山坑内に新設したラドン試験場内において、2種類のラドンモニターを設置し連続比較試験を行った。

2.3 製鍊技術開発

不整合関連型鉱床のウラン鉱石からのウラン回収、処理技術開発としてカラム法によるウランと不純物元素の分離試験を行った。また、過酸化水素法によるイエローケーキ沈殿試験を実施した。

3. 環境保全技術開発

安全評価技術開発の一環としてモニタリングデータの取得、解析を行った。坑廃水処理技術開発については、微生物によるウランおよびラジウム吸着試験の準備と骨炭による試験を引き続き行った。

(国際部資源開発室)



廃棄物処理処分の開発

1. 高レベル廃棄物処理技術開発

(1) ガラス固化技術開発施設の試運転

- ① 固化プロセス運転試験を終了し、試験データの整理、解析・評価作業を行っている。
- ② 遠隔操作・保守試験（II）のデータ整理、試験結果の評価作業、および遠隔保守データベース（脱着手順、位置データ、映像情報等）の作成を継続中である。また、遠隔操作・保守試験（III）を開始した。
- ③ 固化プロセス運転試験に伴う固化体組成分析を含む評価分析を完了し、データの整理を行った。

(2) 廃棄物品質評価・保証技術開発

- ① 高レベル廃棄物の品質保証技術開発課題に関する報告書を作成した。
- ② 電力との共同研究成果である固化体中の核種量推定コードによる試計算を実施した。

(3) 固化処理工学試験

- ① 高性能溶融炉工学試験装置のガラス溶融温度と過熱・冷却条件をバラメータとした熱バランスデータの取得試験を行っている。
- ② モックアップ溶融炉を廃メルタ解体試験の対象として解体を行うために必要な機材等の準備に着手した。

(4) 高減容固化技術開発

発熱元素分離時に析出する沈殿物へのCs, Srの吸着挙動把握試験を開始した。また、廃液中の沈殿物の性状を把握するため、廃液の過熱履歴と沈殿物であるモリブデン酸ジルコニウムの生成量との関係把握試験を開始した。

2. 低レベル・TRU廃棄物処理処分技術開発

(1) 再処理低レベル等廃棄物処理技術開発

クリプトン除去技術開発として、Kr注入合金の長期間加熱時のKr放出量測定試験を継続するとともに、合金の内部構造観察試験の準備を行ってい

る。

(2) TRU廃棄物処理技術開発

再処理低レベル濃縮廃液を用いたホット基礎試験の総合的な解析結果を基に、Ru除去に関する文献調査を実施し、除去性能を向上させるための3種のプロセスについて検討を行った。

(3) 核燃料施設解体技術開発

電解研磨除染技術開発として、電解シミュレーション基本バージョンに基づく試計算を3次元モデルの円筒試料で行うための条件を検討した。アイスプラスチック除染技術開発として、バレル式除染装置の設計を行い、製作仕様をまとめた。

3. 廃棄物処分技術開発

(1) 地質環境条件の調査研究

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

(2) 処分技術の研究開発

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

(3) 性能評価研究

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

(4) 地層科学的研究

隆起・沈降、火山活動影響評価に関する研究のと

りまとめを行った。また、調査機器開発として、1,000 m対応の水理試験装置および孔間部水理試験装置の製作に係わる仕様の検討を行った。

(5) 国際共同研究

スイスNAGRA共同研究、スウェーデンSKB共同研究において、サイト評価技術開発、水理地質モデル開発、核種移行特性に関する原位置試験を継続した。また、新規に米国DOEと不均質多孔質媒体中の水理・物質移動に関する共同研究を開始した。

4. 放射性廃棄物管理

(1) 東海事業所における廃棄物管理

1) プルトニウム廃棄物管理

プルトニウム燃料製造施設等から発生した固体廃棄物をプルトニウム廃棄物貯蔵施設および屋外固体廃棄物貯蔵庫に受け入れ、貯蔵管理を実施した。また、プルトニウム廃棄物処理開発施設における実証試験に供するための払い出しを実施した。

2) ウラン廃棄物処理

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

3) 再処理廃棄物処理

再処理施設から発生した固体廃棄物を高放射性固体廃棄物貯蔵庫、第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設、または第一、第二低放射性固体廃棄物貯蔵場に受け入れ、貯蔵管理を実施した。

(2) 大洗工学センターにおける廃棄物処理

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

(環境技術開発推進本部)



ウラン濃縮技術の開発

1. 研究開発

(1) 新素材を用いた遠心機開発

新素材高性能遠心機をさらに高性能化させた高度化機の開発を、日本原燃および電気事業者との共同研究として、平成5年度から実施することが決定したことから、その分離流動試験に向けての試験設備の整備および回転胴改良設計のための解析・検討を行った。また、遠心法先導的技術開発として、回転胴用新素材の物性評価試験および制振機構に係わる開発を進めた。

(2) 分子レーザ法濃縮技術の開発

基礎試験の一環として、分離測定装置を用いて、分離スキームの最適化試験を実施した。その結果、基礎試験の段階ではあるが、分子レーザ法で高い分

離係数を得ることができた。

2. 濃縮工学施設

パイロットプラントで使用した遠心機の処理技術開発として、表面汚染密度測定試験を行った。また、実用規模カスケード試験装置に関しては、遠心機起動試験、コールド回転試験、ホット起動試験を行った。

3. 原型プラント

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

(核燃料サイクル技術開発部)
(核燃料施設計画部)



安全管理技術の開発

1. 個人被ばく線量当量測定・評価技術の開発

(1) 線量当量測定・評価技術の向上

自動読取り指リング線量計の開発については、实用素子500個について感度およびばらつきを調べ素子の選別を行った。基準を満たした素子を使用して、 γ 線および β 線に対するエネルギー特性試験、フェーディング特性およびリングケースの散乱や指ファントムの影響をみる試験を実施した。

また、4月にORNLで照射されたTLDバッジの測定・評価も現在実施している。

(東海事業所)

2. 放射線測定技術の開発

(1) 放射線測定器の保守・校正技術の改良と標準化

放射線管理モニタ品質規格の標準化に関する調査研究に関して、本年度はエリアモニタ等を対象に故障状況調査を実施し、原子力施設における放射線管理モニタの品質保証のあり方について検討を進める。

γ 線基準照射設備品質保証技術の標準化に関する研究については、事業所間の γ 線照射精度の比較を定期的に行うための方法としてガラス線量計による相互比較手法を検討し、標準化を図るための作業計画を作成した。

また、計量法に基づく計量標準認証精度に対応するための文献調査、情報収集を開始した。

(東海事業所)

(2) プルトニウム取扱施設における中性子スペクトルの測定

ICRP Pub.60の法令取り入れへの対応として、中性子線に係わる放射線管理業務の向上を図るために、中性子エネルギースペクトルの測定を実施している。

今期は、プルトニウム燃料工場第三開発室のペレット製造工程ラインにおける作業環境中の中性子スペクトル測定を中性子スペクトロメータを用いて実施した。

(東海事業所)

(3) 放射線モニタのシミュレーション応答解析に関する研究

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

今期は、作業環境等の放射性ガス濃度測定等に使用している1.5ℓ円筒型電離箱について、検出器体系モデルと線源モデルを作成し、モンテカルロ計算コードを用いて各種放射性ガスに対する応答を計算している。特に、実験データの少ないアルゴンガス霧囲気中での各種放射線ガスの電離効率、および濃度換算係数を求めた。この結果、空気霧囲気に比べて濃度換算係数が約20~30%低くなり、アルゴンガス霧囲気では感度が高くなることがわかった。

今年度の試験計画についてプルトニウム燃料工場との打合せを行った。

(大洗工学センター)

3. 放射線管理技術の開発

(1) 排気中放射性物質評価技術の開発

再処理施設から大気中に放出される放射性物質のうちヨウ素、トリチウム、炭素-14の放出量について、リアルタイムの連続測定技術の開発を実施している。

有機ヨウ素の光化学反応による無機ヨウ素への分解法については、有機ヨウ素分解実験装置による基礎試験データを踏まえて、試験計画の検討を行った。

トリチウム、炭素-14の連続測定技術の開発については、レーザーによる測定事例について文献調査を実施した。

半導体検出器を用いた測定技術については、今までの成果を保健物理学会において発表した。

(東海事業所)

(2) 放射線管理情報集中処理システムの開発

放射線管理関係各業務別の計算機処理について、作業運行フローを作成することによりニーズの整備

を行った。

この作業運行フローを基に計算機処理の範囲と処理方式等のシステム適用に係わる具体的な検討を開始した。

(東海事業所)

4. 環境安全技術の開発

(1) 環境影響評価手法に関する研究

再処理施設平常運転時における環境影響評価手法の開発については、今年度より開始する「自然環境汚染の影響と評価に関する調査研究」および「表層土壌圈における核種動態等に関する研究」について、研究内容等の検討を行った。

また、事故時の環境影響評価を目的としたダイナミックエコロジカルモデルの開発については、昨年度までの得られた成果を整理するとともに、担当者間等で今後の検討事項について討議した。

(東海事業所)

(2) 放射性核種の環境移行に関する研究

各種環境試料中の³H, ¹⁴C, ¹²⁹I, ^{239, 240}Pu, ²⁴¹Am等の放射性核種の分析・測定を継続的に実施し、環境中における分布および挙動を調査した。

また、大気放出放射性物質の沈着・再浮遊評価法の検討として、大気圈内核実験直後に測定した浮遊塵中^{239, 240}Puの定量結果と表土中^{239, 240}Puの定量結果を整理し、再浮遊係数を試算した。

(東海事業所)

(3) 分析技術の開発に関する研究

ICP-MSを用いた²³⁷Npの分析法の開発として、水試料および海産物試料の分析法の検討を継続して実施した。

⁹⁹Tc分析法の開発については、現在までに得られた成果の整理を行うとともに、コア状土壌試料の分析を継続して実施した。

⁷⁹Seの分析法については、文献調査を行い、プラズマガスに窒素を用いるマイクロ波誘導プラズマ質量分析法が有効であることが判明した。そこで基礎実験として安定Se標準溶液等を測定し、検出下限値を算出した。

(東海事業所)

(4) 大気中ラドン濃度の測定

前期に引き続いて、積分型測定器による大気中ラドン濃度の測定および地表からのラドン散逸量の測定を実施した。ラドン標準校正チャンバーを利用した各種測定器の相互比較を実施した。

(人形峰事業所)

(5) 湖沼系における放射性核種移行調査

今期は、前期に引き続き、湖沼のモニタリング

データ等に基づいて、モデルに用いるパラメータの妥当性を検討した。また、流域から湖沼に流入する¹³⁷Csの速度を、流達係数としてモデル化したが、今期は、この流達係数に及ぼす降雨の影響を解析し、降雨強度の関数としてモデルを改良した。この結果をまとめ、5月に開催された日本保健物理学会第28回研究発表会に報告した。

(大洗工学センター)

5. 安全工学研究

(1) 放射性物質の閉じ込めに関する研究

① 空気中放射性物質挙動評価技術の開発

測定技術の開発については、空気流線自動測定装置の取扱い習得を行った。

解析コードの開発については、前年度に行った重力沈降モデルの調査を基に、熱流動解析コード(AQUA)に重力沈降モデルを組み込むための準備を進めた。

(東海事業所)

② グローブボックス内火災挙動研究

今年度の試験計画についてプルトニウム燃料工場との打合せを行った。

また、グローブボックス内装機器の発熱に対する負圧や温度変化に関する試験を実施するとともに、消火試験の準備を行った。

(東海事業所)

(2) 核燃料施設の臨界・遮蔽安全に関する研究

MOX燃料加工施設を対象とした臨界安全ガイドブック作成のため、SCALE 4により計算しMOX粉末系の臨界安全データのまとめを行うとともに、Pu酸化物系およびMOX粉末系を対象としてMCNP 4によりベンチマーク計算を行った。

EGS 4については、スカイシャイン評価への適用のための検証計算を行うとともに、システムの高度化のための検討を行った。

(東海事業所)

(3) 核燃料施設の確率論的安全評価に関する研究

信頼性データの収集・整備については、モデルプラントPSAに用いた信頼性データの見直し・検討を行うとともに、フォールトツリー解析コードの比較・検討を行った。PSA手法の開発・整備については、昨年度、改良整備したRIDOコードの適用・検討を行った。モデルプラントへのPSA適用研究については、今年度の適用対象とする工程の選定、評価手順の検討を行った。

(東海事業所)

(安全部)



核物質管理業務

1. 核物質利用

(1) 核物質使用状況調査

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

事業所	施設
大洗	常陽

(2) 技術開発

現在、以下の項目について開発を進めている。

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

(3) その他

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

2. 核物質防護

(1) 施設関係の核物質防護

人事異動等に伴う核物質防護管理者の選任・解任を科学技術庁長官へ2件届出を実施した。

(2) 輸送関係の核物質防護

輸送における核物質防護措置の内容を科学技術庁長官へ2件申請した。

3. 保障措置

(1) 定常業務

① 計量管理報告

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

〔件数〕

- (a) 在庫変動報告書(ICR) 101
- (b) 実在庫量明細報告量(PIL) 29
- (c) 物質収支報告書(MBR) 10
- (d) 国籍管理報告書(OCR) 101

② 実在庫確認(PIT)および実在庫検認(PIV)

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

4. 核物質の輸送

- ① 濃縮ウラン溶液
- ② 「もんじゅ」初装荷用新燃料集合体等の輸送業務を実施した。

5. 輸送容器の開発

プルトニウム航空輸送容器開発については、輸送容器の解析評価を実施した。

新型転換炉実証炉新燃料輸送容器開発については、安全性実証試験実施に係わる諸準備を行った。

また、「もんじゅ」照射後試験用燃料輸送容器のナトリウム付着燃料集合体輸送に係わる予備解析を実施した。

(核物質管理部)



技術報告



ステンレス鋼のクリープ疲労破損機構とその評価に関する研究

和田 雄作 青砥 紀身 上野 文義

大洗工学センター機器構造開発部

資料番号：87-1

Study on Creep-Fatigue Failure Mechanism and Life Evaluation for Stainless Steels

Yusaku Wada Kazumi Aoto Fumiyo Ueno
(Systems and Components Division, O-arai Engineering Center)

クリープ疲労評価法の長時間外挿に関する信頼性向上を図るため、SUS304を対象に破損機構調べ、クリープ損傷が結晶粒界のすべりとこれに伴うキャビティ（空孔）発生・成長と対応することを突き止めた。その上で、最近注目されてきたひずみベースの評価法を基本にして、従来の評価では回復可能な1次クリープを重複して算定する点を改め、むしろ2次クリープそのものが粒界損傷に大きく寄与することを示した。これによって、クリープ破断とクリープ疲労損傷を統一的に論じることを可能とし、工学的な適用実績を有する応力ベースの評価法が導かれたことを示した。そして、長時間試験結果を含めて、動燃事業団の数理損傷モデルが十分な予測精度と外挿信頼性を有し、現行基準の安全裕度の適正化ならびに316FR鋼への適用についても見通しがあることを明らかにした。

1. はじめに

高速炉機器の構造設計では、起動・停止等の運転モードで生じる過渡的な熱応力による疲労と、この過程で生じた残留応力による定常運転時の高温下でのクリープとが重畠されたクリープ疲労に対して、その破損を防止しているのが大きな特長の一つである¹⁾。

このクリープ疲労破損の評価に関する研究は、1960年代から始まり、疲労とクリープのそれぞれの寿命分数を用いた線形損傷則が、実際のプラント設計などで国際的に広く実用されてきた。しかし、その規則に対する理論的な根拠が乏しいことや、材料試験からその評価精度に疑問を与えるような結果も報告されていたこと等から、破損機構を踏まえた正確な評価手法の開発が、広く学会等を中心に進められてきた。

従来の寿命分数によるクリープ損傷は、応力（クリープ破断強度）ベースの評価となっている。これに対して、ひずみ（クリープ破断延性）ベースの評価の方が現象に即しているという考えが、最近の専門家の合意となりつつある。しかし、クリープ破断の評価は、すでに応力ベースで実施され、火力や石

油化学等の多くのプラントで、十分な実績を積み重ねてきた背景もあり、30年のプラント寿命を考慮すれば、クリープ損傷支配の条件下では、応力ベースの評価実績を無視できないのも事実である。

「もんじゅ」高温構造設計方針では、アメリカ機械学会（ASME）のボイラおよび圧力容器規格のSectionIII（原子力）の高温版CODE CASE N-47を基本に、高速炉で特徴的な応力条件を踏まえたクリープ疲労評価法としてとりまとめ、応力ベースとしてはかなり完成された手法を開発し適用している。また、評価に対する信頼性は、十分かつ適切な安全裕度を与えることで確保している。これに対して、普遍的な規定とする過程で、条件によっては評価が安全側になり過ぎる場合も生じ、現在も新しい手法の検討が精力的に進められている状況にある。

以上の背景を踏まえて、本報告では、オーステナイト系ステンレス鋼を対象に、破損機構に基づく適切なクリープ疲労破損の判断基準を、これまでの研究開発成果のまとめとしてできるだけ詳細に検討を加え、体系的にしかも現象にできるだけ忠実に論じることにした。

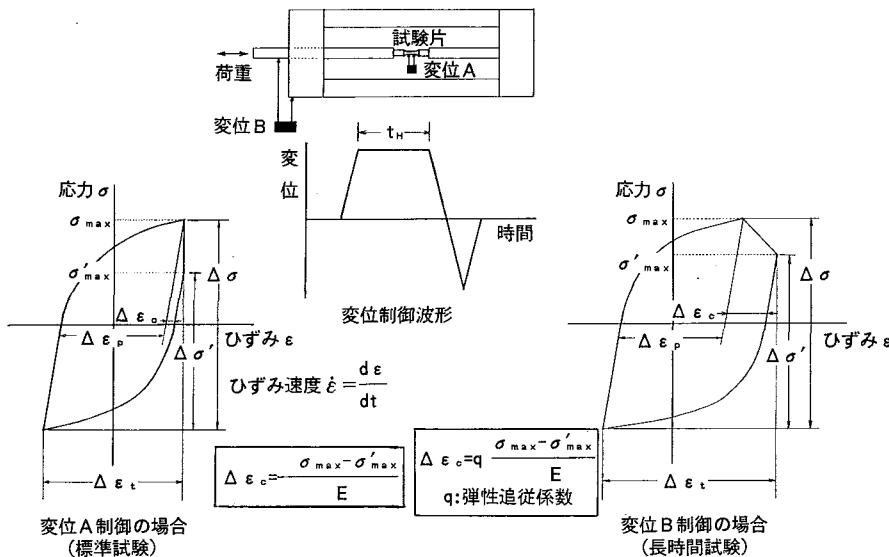


図1 試験片平行部での応力・ひずみ曲線

2. SUS304のクリープ疲労破損過程の検討

2.1 クリープ疲労試験結果

クリープ疲労評価法の外挿性を明らかにするために、1年を超える長時間試験を実施してきた²⁾。試験方法の概要を図1に示す。長時間試験は図の右下に示すような弾性追従（変位保持中にひずみが進行）型であり、823Kにおける結果を図2に黒塗りで示している。試験期間は最長で約2年である。なお白抜きは図1の左下に示す弾性追従がない標準試験の結果である。ひずみ範囲 $\Delta \varepsilon_t = 1\%$ 、ひずみ保持時間 $t_H = 10h$ と $\Delta \varepsilon_t = 0.7\%$ 、 $t_H = 1h$ の試験結果では、ひずみ速度 $\dot{\varepsilon}$ が遅く、弾性追従が起きるなど応力ベースやひずみベースでも損傷割増しの評価になるにもかかわらず、標準試験結果に対し有意な寿命

低下は生じていない。

2.2 ミクロの損傷形成に関する観察結果

これまでの現象論的アプローチから一步進めて、ミクロの損傷形成を詳細に調べた。クリープ疲労の破損形態は、き裂の発生・進展が材料の結晶粒内かあるいは結晶粒界かに応じて、それぞれ粒内型と粒界型とに分けられる。条件によっては、粒界からき裂が発生して粒内を進展したり、あるいはその逆となる混合型もある。粒界型破損は、主としてキャビティ（直径1μm以下の空孔）の発生・成長に起因し、その挙動把握がまず基本となる。図3は、ひずみ保持の有無による寿命分数と粒界に生じたキャビティの走査型電子顕微鏡の観察視野内での面積率（キャビティの総面積／観察視野の面積）の関係を示したものである²⁾。寿命分数が0.5以上では粒内型、0.2未満では粒界型、そして0.2～0.5では混合型と概ね区分できた。粒界型では、当然キャビティの面積率が大きくなっている。寿命を大きく低下させるのは、粒界型破損の場合である。破損形態が粒界型か粒内型かは、単に試験時間の長さだけでは決まらない。図4に示すように、試験時間が15,000hという長時間では粒内型（図の黒丸）に、3,000hでも保持時間が長いと粒界型（図の白丸）になっている。破損形態は、ひずみ範囲の大きさよりも保持時間の長さに依存している。

以上は破損時点での特性であるが、重要なのはその途中でのキャビティ挙動である。そこで、破損に至る過程におけるキャビティの発生・成長を観察す

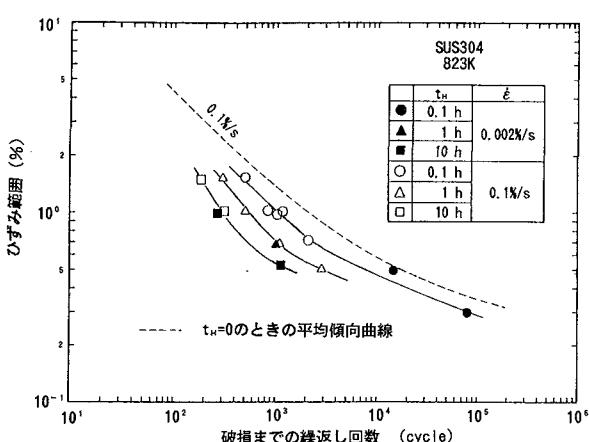


図2 SUS304の長時間クリープ疲労試験結果

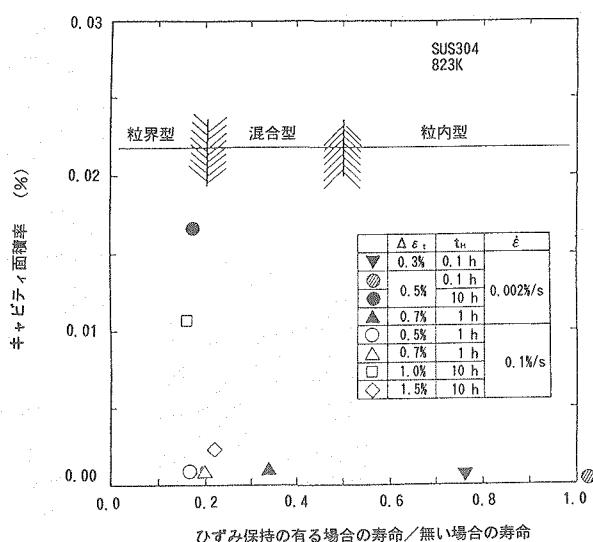


図3 ひずみ保持の有無による寿命分数とキャビティ面積率の関係

るためには、キャビティ面積率の一番高い $\Delta \varepsilon_t = 0.5\%$, $t_h = 10h$ の試験条件に対して、寿命Nfの1/50, 1/20, 1/10および1/5の負荷を与えた後に試験を中止し、損傷部位を切断して、粒界におけるキャビティの発生状況を系統的に観察した³⁾。図5の左は、典型的なキャビティの観察結果である。また、図5の右は、キャビティの大きさと数について、詳細に調べた結果である。負荷の繰り返しにより、キャビティはその大きさも数も増加する形で増殖するのがわかる。

さらにキャビティは、負荷方向と垂直に近い粒界面に次第に偏在化し、一部粒界の分離によるミクロき裂の発生、マクロき裂への成長へと発展して破損に至ることがわかった。その概念を、図6に示す。

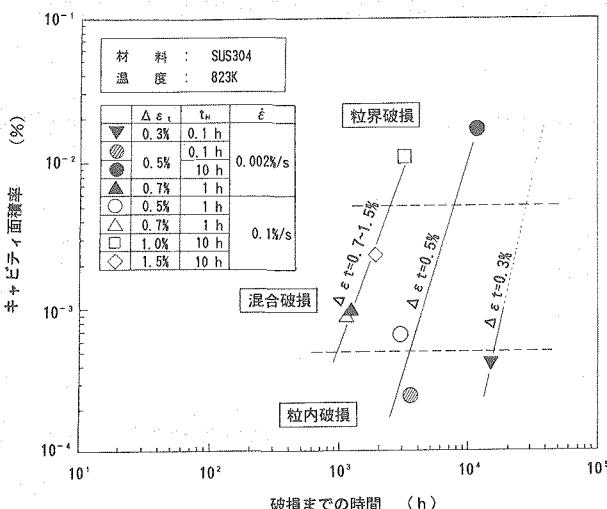


図4 破損までの時間と破損形態の関係

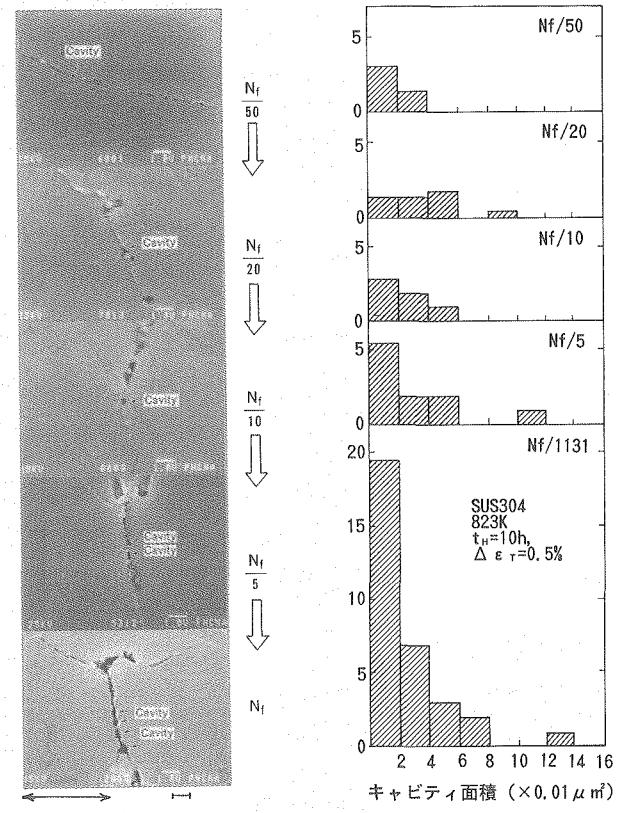


図5 キャビティの発生と成長に関する観察結果

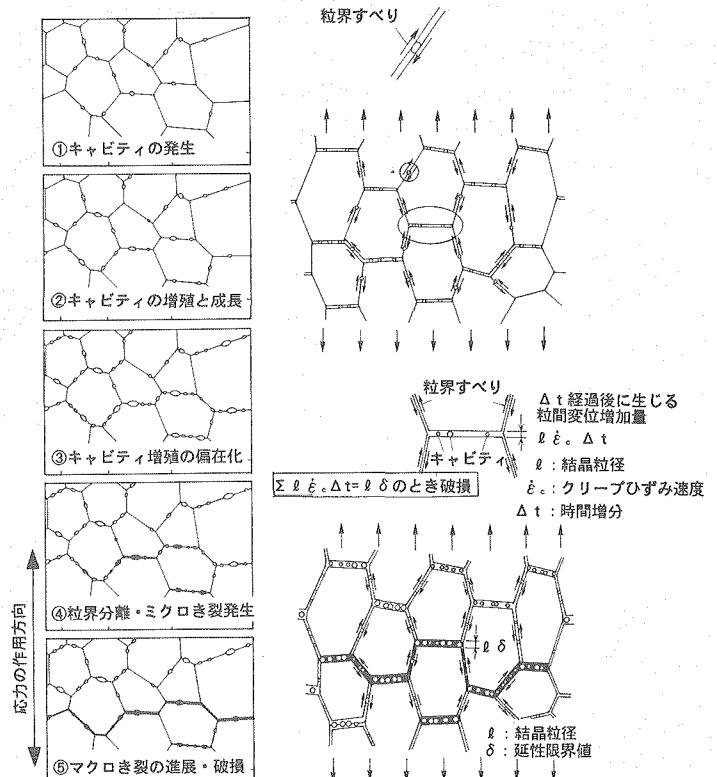


図6 キャビティの発生・成長過程およびその構成の概念

上記破損過程において、キャビティの発生は、始めは方向性があまりなく、次第に偏在化していくことに注目して検討を加えた。その結果、クリープ破断の機構を支配している粒界すべり変形が、クリープ疲労破損でも同じようにキャビティの発生・成長を支配していると考えると、現象を矛盾なく説明できる。図6に示すように、始めはせん断応力による粒界すべりがキャビティ発生に寄与するが、粒界すべりが進行すると、負荷方向と垂直に近い面で次第に結晶粒の相対変位が大きくなり、粒界およびその近傍で変形の集中が起きる。この変形が結晶粒変形によって吸収できなくなれば、体積一定の条件から、粒界変形が進むと空洞を形成しやすくなる。その結果、キャビティの成長を促進し、やがて変形の限界に達して分離する。すなわち、応力が原因となって粒界すべりが生じ、すべりによる変形あるいはひずみがある限界に達して破損すると考えるのが適当である。このことから、直接的なマクロの力学的な破損基準はひずみと考える方が自然である。

3. ひずみベースの評価法についての検討

3.1 応力ベースの評価手順と数理損傷モデル

まず、従来の応力ベースによるクリープ損傷の算定方法を図7に示す。ひずみが一定に保持された期間（定常運転に相当）では、応力緩和が生じる。この刻々の応力に対応するクリープ寿命（破断時間） t_R を分母とし、この応力が作用する時間 dt を分子とする分数 dt/t_R を、時間 dt でのクリープ損傷として算定する方法である。疲労損傷は、ひずみ保持がない場合の疲労寿命（破損までの繰返し回数） Nf_0 と実際の寿命 Nf による分数 Nf/Nf_0 として算定される。そして、両者の損傷和が損傷限界値Dに至ると破損すると考える。すなわち、

$$\frac{Nf}{Nf_0} + Nf \int \frac{dt}{t_R} = D$$

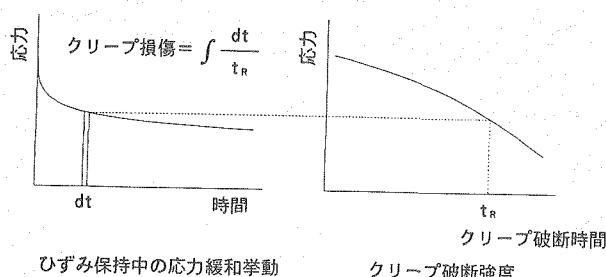


図7 応力ベースのクリープ損傷算定方法

により規定される。なお、寿命評価において、応力緩和挙動を解析によって求めることで、外挿性を確保する必要がある。このため、ひずみ保持がない疲労試験における繰返し応力-ひずみ挙動によって緩和開始応力を定め、JISクリープ試験で得られるクリープひずみ挙動を用いて、寿命評価用の応力緩和解析を行うのが簡便である。これによって標準的な疲労試験とクリープ試験だけでクリープ疲労寿命を簡易に予測できる。この方法は、動燃事業団が「もんじゅ」を対象に体系化したものであり、計算機利用を容易としたその特長から、数理損傷モデルと呼ぶこととする⁴⁾。これに対し、寿命分数の本来の定義に従い、実際の応力緩和を実験的に定式化してクリープ損傷を算定する方法を古典的損傷則と呼ぶことにする。

3.2 ひずみベースの評価法の検討

応力ベースの評価法に対し、ひずみベースでは、応力緩和の過程で生じたクリープひずみ $\Delta \epsilon_c$ を用いるのが特長である。以下に、代表的なひずみベースの評価法として、ひずみ範囲分割法と延性消耗則を対象に、その基本的な考え方を分析する。

ひずみ範囲分割法では、ひずみ範囲（図1での $\Delta \epsilon_t$ ）は、弾性ひずみ範囲 $\Delta \sigma'/E$ と、疲労過程での塑性ひずみ範囲 $\Delta \epsilon_{pp}$ （図1で $\Delta \epsilon_p$ に相当）とひずみ保持によって生じるクリープひずみ範囲 $\Delta \epsilon_{cp}$ （図1で $\Delta \epsilon_c$ に相当）に分割される。疲労寿命を Nf とすると、破損時点において

$$\frac{Nf}{N_{pp}} + \frac{Nf}{N_{cp}} = 1$$

が成立する。第1項は疲労損傷に相当し、第2項はクリープ損傷に相当する。なお、 N_{cp} と $\Delta \epsilon_{cp}$ の間に $N_{cp}^r \Delta \epsilon_{cp} = C$ の関係がある。

延性消耗則では、疲労損傷は寿命分数と同じであり、クリープ損傷はクリープ破断延性 δ を分母に、クリープひずみの累積量 $Nf \Delta \epsilon_c$ を分子にした分数として評価される。すなわち、Dを損傷限界として、

$$\frac{Nf}{Nf_0} + Nf \frac{\Delta \epsilon_c}{\delta} = D$$

と表わされる。

ひずみ範囲分割法では、

$$\frac{Nf}{N_{cp}} = Nf \left[\frac{\Delta \epsilon_{cp}}{C} \right]^{1/r}$$

となり、 $r=1$ のときに延性消耗則と一致する。 $r \neq 1$ のときには、

$$\frac{Nf}{Nf_0} + Nf \left[\frac{\Delta \epsilon_c}{\delta} \right]^{1/r} = 1$$

と表わされ、延性消耗としてひずみ範囲分割法を整理し直すと、ひずみ範囲分割法は、疲労とクリープの相互作用を考慮した延性消耗の一つの形式と考えることもできる。ただ、定数C, rを、クリープ疲労試験により求めるため精度の向上が可能となる。しかし、実際にはひずみ保持型では定数C, rのばらつきが大きく、かなり長時間の試験を含めた十分なデータベースを構築しないと実用的とはならない。すなわち、クリープ疲労データを用いることにより精度の向上を図ることができる手法でありながら、評価法があくまで現象論に止まっており、破損機構の本質を依然として十分には表すことができないと考えてよい。

延性消耗則では、延性の値として、真破断延性を用いる場合が多い。しかし、その値は絞りから求まるため塑性変形を含んでおり、粒界破損を前提としたクリープ支配型の延性消耗には本質的には馴染まない。破断伸びについても同様である。適切な量としてはクリープ一様伸びがあるが、この値を適用すると、図8に示すように、きわめて控えめな寿命予測を与える。これは、応力緩和過程で生じる1次クリープひずみが、負荷反転により回復し、繰り返す毎に積算されて大きな量となるためであり、単調クリープで求まる延性限界値 δ は適用できず、繰返しクリープ（例えばひずみ保持型クリープ疲労）等により限界値を求めなければならないことになる。観察されるすべてのクリープひずみ $N_f \Delta \varepsilon_c$ が損傷に寄与すると考える限り、その適用のためには広範なクリープ疲労に関するデータベースが必要であるという結論に達してしまう。

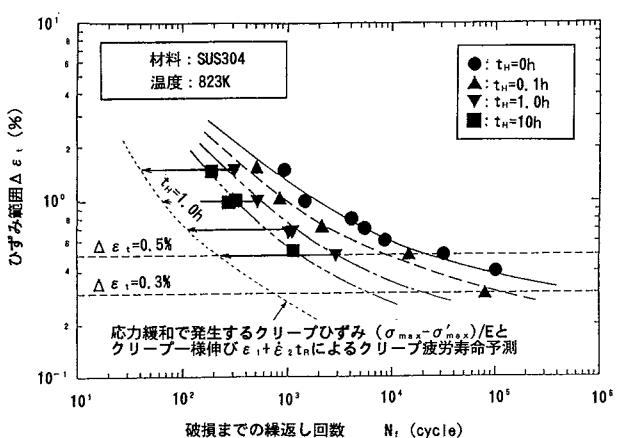


図8 クリープ一様伸びに基づく寿命予測結果

破損という物理現象を支配する規則は本来簡明であるという基本に立つと、ミクロ損傷形成の観察結

果から、延性消耗則が現状では破損の本質に近い。そこで、延性の消耗とは材料の組織に具体的にどのような変化を与えることなのかを統いて検討する。

4. 延性消耗則についての検討

延性消耗則を適用するに当り、まず始めにクリープ疲労破損基準の基礎として、疲労が重畠されない単純なクリープ破断の基準について検討する必要がある。クリープ破断については、従来は応力（強度）基準が適用され、いまではそれが工学的に常識化している。1%クリープひずみの制限も用いられるが、これは直接的に破損を評価しているものではない。しかし、クリープ破断でも、破損機構を考慮したときには、応力が直接の基準となっているのかどうかは別である。

4.1 クリープ破断基準

(1) クリープ変形についての整理

クリープ変形には、図9に示すように、一次クリープ、2次クリープと3次クリープがあることが知られているが、3つの領域は本質的に異なる変形機構に基づいていると考えられ、それを簡便に下記

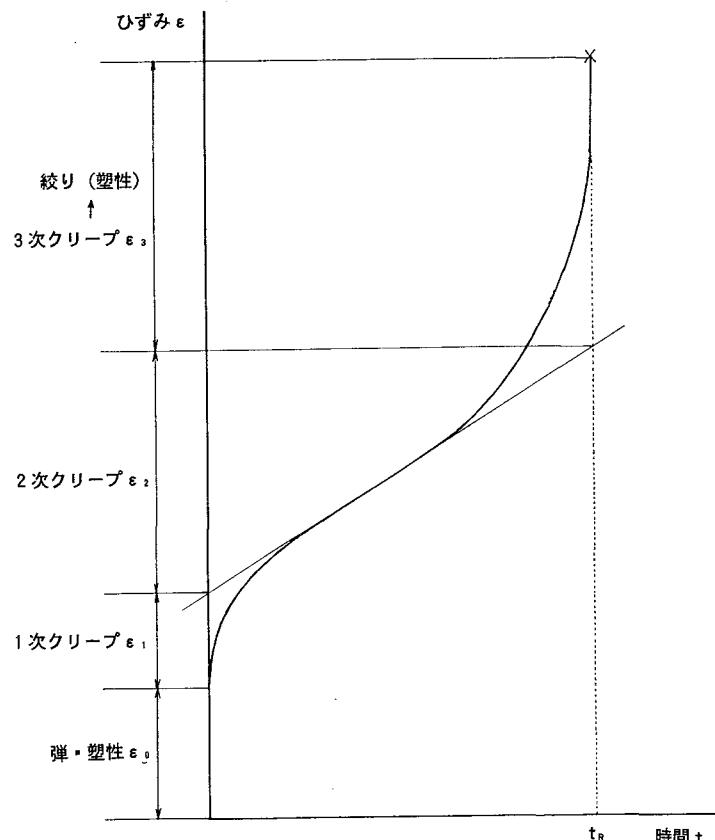


図9 定荷重クリープ変形の概念図

の3つの機構に分類する。2次クリープについては硬化と回復のバランスによるという説もあるが多結晶体として、粒界特性に着目して整理した。

- ① 1次クリープは、塑性に類似し、主として結晶粒の変形特性に起因するものである。時間に依存するのが1次クリープとなり、本質的には塑性と1次クリープは統一的に記述できる特性と考えられる。このため、粒界の損傷には直接的には寄与しない。
- ② 2次クリープは、多結晶体では定常的なせん断応力の作用による結晶粒界のすべりに起因するものであり、結晶粒界にクリープキャビティを生成させる直接の要因となる。このため、粒界で有意な損傷を与える。
- ③ 3次クリープは、主として定荷重条件で真応力の増大に起因して生じると評価でき、定応力クリープではあまり有意にはならない。この点については、解析的な裏付けがある⁵⁾。

粒界すべりとしては、負荷時の結晶粒の急激な塑性変形に起因する粒界の局所応力による比較的初期の現象と、定常的なせん断応力による現象とに分類でき前者は見掛け上は1次クリープの一部として観察され、後者は2次クリープとして観察されることになる。総量としては、ほとんどが後者である。また、キャビティは、かっては3次クリープで成長するとなっていたが、最近ではクリープの比較的初期の段階から観察されるという事実とも一致する。

(2) 2次クリープ変形の理論

2次クリープ変形は、クリープ速度論に従い、応力の作用下での粒界における結晶粒間のすべり変形によると考え、下記の基本式を採用する。

$$\dot{\epsilon}_2 = F \exp \left[-\frac{Q-f(\sigma)}{RT} \right] - F \exp \left[-\frac{Q+f(\sigma)}{RT} \right]$$

上記式において、第1項は応力方向へ、第2項は応力の反対方向へ、それぞれ転位が移動する割合を示している。 $f(\sigma) = A \sigma$ のときに右辺は $B \sinh \beta \sigma$ となり、 $f(\sigma) = A \log \sigma$ のときに応力 σ が大きくなれば第2項は第1項に対して無視できるため右辺は $B \sigma^n$ (Norton則) となる。一般には、第1項のみを考慮すれば十分である。

また、粒界すべりは、結晶粒間の剛体変位を与え、この結果として生じる応力方向とほぼ垂直な粒界面の変形が、粒界の変形能を超えるときに破損に至ると考えられる。このときの粒界の破損形態は、粒界の強度にも依存し、強度が高いと負荷方向にほぼ直交する粒界面の変形が拘束され、図10に示すように、せん断応力の作用する面での粒界すべりを結晶粒の変形で適合しようとするため、粒界3重点で割れが生じる(ウェッジ型損傷)。粒界強度がさらに高いときは、塑性変形主体の粒内破損となる。逆に、強度が低いと負荷方向にほぼ直交する粒界面が結晶粒よりも変形し、体積一定の条件から次第に空洞が発生・成長する(キャビティ型損傷)。クリープ破断では、もっとミクロのキャビティ生成論が提案されているが、結晶粒レベルで評価した本解釈は、マクロの力学現象と結びつける上で有力な解釈

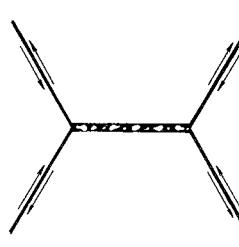
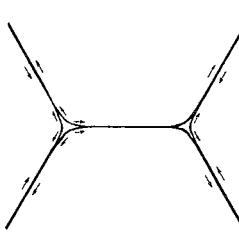
空孔(キャビティ)型	くさび(ウェッジ)型
	
結晶粒より粒界の方が変形しやすい	粒界より結晶粒の方が変形しやすい
粒界すべり変形を、応力方向と垂直な粒界面の変形で吸収する。ここにキャビティが次第に偏在化する。	クリープ変形は結晶粒が支配的で、粒界3重点にくさび状欠陥が発生する。
相対的に高温側	相対的に低温側

図10 クリープ破断の形態とその機構の概念図

となる。

(3) ひずみベースの破損基準の設定

上記の検討を踏まえて、クリープ破断における破損基準を具体的に規定すると、「2次クリープを主体とする粒界すべりが、材料固有の延性限界値 δ に達したときに破損が生じる。」となる。延性限界値 δ は、時効等の金属組織変化に依存して低下することもあり得る。厳密には、キャビティの発生・成長を論じるべきであるが、キャビティが発生・成長し、ミクロき裂がほぼ粒界を貫通した時点を、粒界すべりによる変形が延性限界値 δ に達して破損したときに対応させれば、上記定義はミクロの機構と対応できる。

この破損基準は、

$$\dot{\epsilon}_2 t_R = \delta$$

と一致する。この関係式は、ほどの実用鋼にも適用できる普遍的な特性であり、その定数も大きな差がない。この式をむしろクリープ破断の基準として見る方が適切であると考える。Larson-Millerパラメータのような応力基準は、むしろ $\dot{\epsilon}_2 t_R = \delta$ の関係式から導かれる性質のものである。そこで、次に時間・温度パラメータとの対応性を検討する。

(4) クリープ強度特性の記述性

クリープ破断時間 t_R は、 $\dot{\epsilon}_2 t_R = \delta$ により、次式で表わされる。

$$t_R = \delta / \dot{\epsilon}_2 = \delta \exp \left(\frac{Q - f(\sigma)}{RT} \right) / F$$

上式の自然対数を求めて、

$$\ln t_R = \ln(\delta/F) + [Q - f(\sigma)]/RT$$

を得る。上記式は、次の式に変形される。

$$T[\ln t_R + \ln(F/\delta)] = [Q - f(\sigma)]/R$$

この式を、単純化して表示すれば、

$$T[\ln t_R + C] = g(\sigma)$$

となる。これはLarson-Millerパラメータにはならない。この対応関係は、Larson-Millerの考え方そのものである。

以上の検討により、ひずみ（延性）基準の破損評価に裏付けられて、応力（強度）基準の評価が成立していることが示される。そして、厳密な破損機構とは無関係に、応力基準の方が設計上直接評価できる点で簡便で実用的であり、現象論的にLarson-Millerパラメータのような時間-温度パラメータを適用したデータ解析および時間外挿が実施され、工学的にも十分実績が積まれている。

クリープ破断と同じような破損評価が、クリープ疲労破損でも成立すると考えるのが自然であり、以上の検討を念頭にして、クリープ疲労破損基準の検討をした。

4.2 クリープ疲労破損基準

(1) 破損形態に基づく分類

クリープ疲労負荷に対する破損形態は、図3に示されるように、大きくは下記に分類される。

- ・粒界破損型：クリープ損傷支配型
- ・粒内破損型：疲労損傷支配型
- ・混合型：クリープ損傷・疲労損傷混在型

クリープ損傷と疲労損傷の総和に関する制限も、本来は上記分類に応じて規定すべきであるが、ここでは当面は図11に示すASME CODE CASE N-47のCampbell型の制限値Dを用いることで、上記の破損形態を粒界型と粒内型の2つに大きく区分して表示できるとして検討を進める。このCampbell型の制限値の適用性については後に検討を行うものとする。

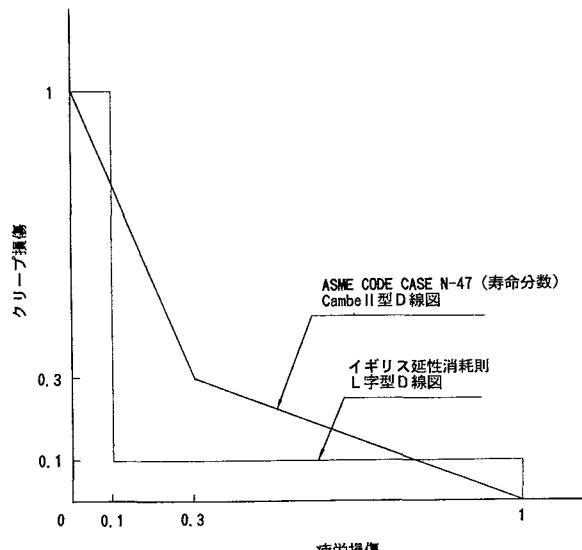


図11 寿命分数型と延性消耗型の損傷限界線図

(2) ひずみベースのクリープ破損基準の適用

上記前提に立って、ひずみベースのクリープ破損基準の適用を考える。疲労損傷は、応力ベースでもひずみベースでも寿命分数 N_f/N_{f_0} が用いられており、これを適用する。そして、クリープ損傷が粒界すべりに相当する $\sum \dot{\epsilon}_2 \Delta t$ と延性限界値 δ の比で表わされるとすると、破損基準式は、

$$\frac{Nf}{Nf_0} + Nf \sum \frac{\dot{\varepsilon}_2 \Delta t}{\delta} = D$$

となる。この δ の値として、クリープ破損基準である $\dot{\varepsilon}_2 t_R$ を用いると、

$$\frac{Nf}{Nf_0} + Nf \sum \frac{\Delta t}{t_R} = D$$

と変形され、寿命分数の線形損傷則に帰着する。すなわち、上記第2項のクリープ損傷（時間消費型）は、延性消耗型から導かることになる。時間消費とするか、延性消耗とするかは、上記の2つの式の相違に他ならない。上の型はひずみで評価することになり、下の型は応力で評価することになる。クリープ損傷の項に、2次クリープ速度を分母、分子に乗じるかどうかで意味が異なってくるのである。

延性の限界値 δ は、2次クリープ速度とクリープ破断時間の関係式⁶⁾。

$$\dot{\varepsilon}_2 = F_0 \exp\left(-\frac{Q_0}{RT}\right) t_R^{-\lambda}$$

により、

$$\delta = F_0 \exp\left(-\frac{Q_0}{RT}\right) t_R^{1-\lambda}$$

と表わされる。上記の t_R の項は時間経過に伴う粒界の脆化の程度を表わし、指数項は粒界の強度を表わしている。 $\lambda \approx 1 \sim 1.2$ であり、時間効果はそれ程大きくはない。図10に示したクリープ破断の場合に対して、高温では δ が大きく、低温では δ が小さくなることから、高温では粒界が変形しやすく延性限界も高くキャビティ型破損になり、低温では結晶粒の方が変形しやすく粒界3重点で延性限界に達するとウェッジ型破損に、さらに粒界が強いと粒内破損になる。

繰返し硬化を示すSUS304では、ひずみ保持中の応力緩和挙動は、古典的なクリープ理論によって、初期の挙動を除けば概ね解析的に求められるため、 δ として上記式を適用することによって、2次クリープをベースとする延性消耗型は、時間消費型と同じ結果を与える。

これに対し、古典的な延性消耗則による破損基準、

$$\frac{Nf}{Nf_0} + Nf \sum \frac{\Delta \varepsilon_c}{\delta} = D$$

も、図12に示すように、SUS304では長時間側で数理損傷モデルにおける時間消費に基づく寿命予測と同じような傾向を与える。ただし、損傷限界線図としては、図11に示すような、イギリスが推奨しているL字型を使用している⁷⁾。この方法については、現在ASME規格会議で、Section VIII（圧力容器）のDivision 2（解析による設計）の高温版に対して、

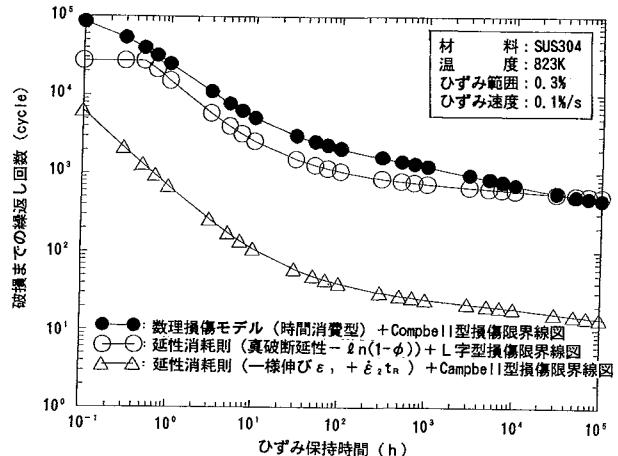


図12 各種延性定義による寿命評価結果の比較

評価の簡便性からクロモリ鋼への適用が検討されている。しかし、 δ としては、真破断延性を使用するもので、塑性ひずみをかなり含んだ値である点で、少なくともクリープ延性の消耗であるべき破損機構に対して、配慮は十分とはいえない。むしろ破損機構を考慮した簡便な手法は、少なくともSUS304に関しては、2次クリープをベースとする延性消耗型すなわち時間消費則であることが確かめられた。

(3) クリープ疲労評価モデルの相互関係

これまでの検討結果を整理して、図13に示した。損傷の概念として、1次クリープを含めた方法と、1次クリープは損傷にほとんど寄与せず2次クリープが粒界すべりに対して支配的とする方法との選択がまず基本にある。そして、1次+2次クリープに対する延性を厳密に定義したクリープ一様伸びを用いると、かえって合わなくなるという事実から、回復可能な1次クリープは損傷にほとんど寄与していないと考える方が妥当で、後者を選択するのが自然である。

1サイクル当たりのクリープ変形 $\Delta \varepsilon_c$ に占める2次クリープの割合 γ は、数理損傷モデルにしたがって解析すれば、図14に示すようにSUS304の823Kでは保持時間によらずほぼ一定である。工学的な観点でいえば、1サイクル当たりの2次クリープ変形量は $\gamma \Delta \varepsilon_c$ であり、延性値 δ を用いたクリープ損傷量は $\gamma \Delta \varepsilon_c / \delta$ となる。古典的な延性消耗則での延性値 ϵ_f （ここでは、2次クリープ基準の δ と区別するため、古典的な延性消耗則に対しては δ の代わりに ϵ_f を使用）が δ / γ で表示できれば、

$$\gamma \Delta \varepsilon_c / \delta = \Delta \varepsilon_c / \epsilon_f$$

が成立する。古典的な延性消耗則では、破断伸びや絞りをベースとして延性値 ϵ_f を決めており、この値

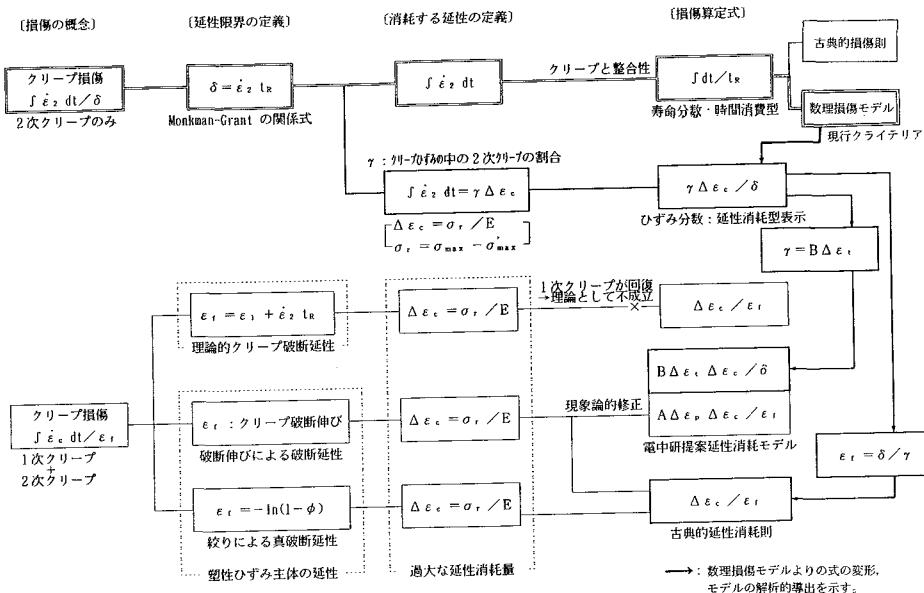


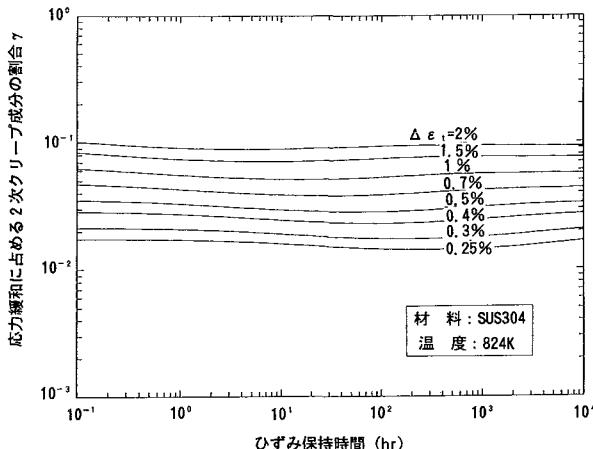
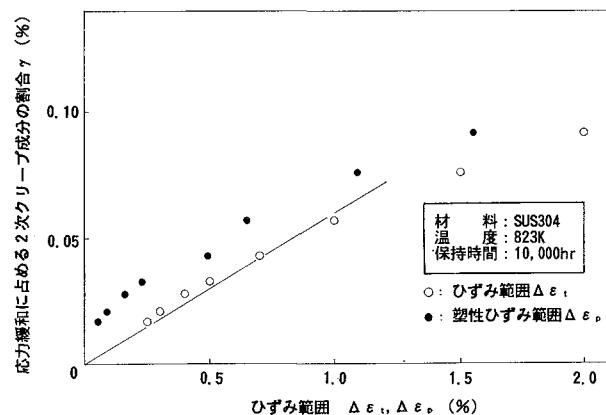
図13 延性消耗則とその適用手法に関する体系図

が δ/γ とがほぼ一致する関係になると、図12に示すように結果的に同等の評価を与える。しかし、この関係が常に成立している訳ではない。鋼種や温度等の条件次第では、 γ は保持時間への依存が大きくなる。このため、条件に応じて、 ϵ_t の値を適切に与えることで、厳密には破損機構に合致はしていないが、実用的には古典的な延性消耗則は時間消費とはほぼ同等の評価を与えることができる。

また、図14から、 γ はひずみ範囲に依存し、図15に示すように、 $\gamma = A \Delta \epsilon_t$ の関係がほぼ成立することが確かめられている。これは、1サイクル当たりの2次クリープ変形量が $A \Delta \epsilon_t \Delta \epsilon_c$ で与えられることになり、電力中央研究所（電中研）の研究成果⁸⁾で

ある $A \Delta \epsilon_p \Delta \epsilon_c$ が解析的に導かれることを意味している。式の形は、 $\Delta \epsilon_t$ と $\Delta \epsilon_p$ で異なっているが、塑性ひずみ範囲が 0 になるとクリープ損傷が 0 になるというのは適当ではなく、 $A \Delta \epsilon_t \Delta \epsilon_c$ の方が現実的である。この細かい点での違いはあるが、いずれにしても、 $A \Delta \epsilon_t \Delta \epsilon_c$ が解析的に導かれることは、破損の本質を2次クリープによる延性消耗とした評価の妥当性を裏付けたものといえる。

以上の一連の事実から、破損基準の本質は、2次クリープ変形が粒界すべりの結果として生じ、延性を消耗（粒界キャビティを成長）させることにあるといえる。この破損基準により、従来の寿命分数（時間消費型）が理論的に導かれ、古典的な延性消耗則や電中研の修正延性消耗則等も解析的に求めら

図14 応力緩和に占める2次クリープ成分の割合 γ の保持時間依存性図15 応力緩和に占める2次クリープ成分の割合 γ のひずみ範囲依存性

れることが確かめられた。これまで、多くの研究者によって検討が進められてきた主要なモデルが解析的に導かれるということは、2次クリープ支配型延性消耗則（数理損傷モデル）が、現状では最も破損機構の本質を衝いた評価モデルであるといえる。ただし、実際にクリープ疲労評価法として用いる場合には、あくまで工学的に適切な簡易法を選択すれば良いわけであり、SUS304についてはどの方法も材料定数に注意すれば、ほぼ同等の寿命予測を与えることも確かである。しかし、鋼種や温度等の条件次第では、 ϵ_f の値を適切に与えることが必要となる。この考え方は、ASME Section III Division 2の高温基準に関する会合（Subgroup on Elevated Temperature Design）において紹介⁹⁾している。この中で、非原子力である圧力容器に対しては、20万時間という使用時間の設定があり、時間についてはポイント評価となるため、時間依存の評価基準を考慮する必要はない。このことから、 δ/γ としての ϵ_f の意味に注意すれば、古典的な延性消耗則も適用できることを明らかにしている。また、 ϵ_f の決定において、数理損傷モデルによるバックアップ解析が有力となる。いずれにしても、要は選択の問題であり、設計評価体系の中でどれを組み込むのが適切であるかという判断の問題である。

高速炉に関しては、非原子力とは異なり、「もんじゅ」高温構造設計方針やASME CODE CASE N-47（高温原子力）に採用されている実績、運転モードに即した時間依存効果の適切な評価を可能とする点ならびに溶接部等への応用性等の一般性・普遍性を有する点等から、時間消費型の線形損傷則を適用するのが現実的であると判断できる。

5. 古典的損傷則と数理損傷モデルの相違点

5.1 数理損傷モデルの理論的裏付け

古典的な時間消費型の線形損傷則では、図11に示すCampbell型の損傷限界線図(D線図)上で、実験により得られる破損時のクリープ損傷が、限界線図で与えられる値よりも小さいという問題が以前より多くの研究者から指摘されており、これが古典的時間消費型の線形損傷則がよく合わないという最大の理由となっていた。

ここで注目すべき点は、図2に示したように、弹性追従の有無に依存しないで、発生する応力やクリープひずみよりも、ひずみ範囲によって大きく支配されるクリープ損傷があることである。このクリープ損傷を、古典的な時間消費型や延性消耗型の線形損傷則等で評価すれば、弹性追従型の方がずっと大きくなる。特に、時間消費型で評価すると、平

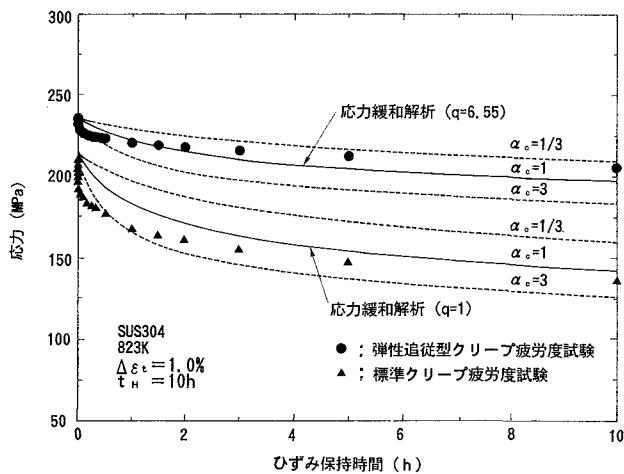


図16 弾性追従の有無に伴う応力緩和挙動の相違

行部に弾性追従がある場合には、図16に示すように、ひずみ保持による緩和開始応力の低下（保持軟化）が生じないため応力が高めにシフトし、見掛けのクリープ損傷は弾性追従がない場合よりはるかに大きくなる。また、上記2つのデータでは、ひずみ速度に相違があるため疲労損傷も弾性追従型の場合の方が大きい。それでも寿命にはあまり差が見られない。

ひずみ保持中の応力緩和挙動は、図16に示すように、初期の挙動を除けば単調クリープひずみ式で概ね記述できることから、繰返しクリープは単調クリープ変形をベースとし、その上に繰返し効果が重畠した現象であるとして理解できる。粒界変形は、外応力による粒界すべりがベースとなるが、さらに結晶粒変形により粒界に発生した局所的な高応力が緩和する際にも粒界すべりを起こすと推定される。さらに、この現象が何回も繰り返されることで、特に短時間のひずみ保持で、この効果が有意となってくる。

結晶粒の変形としては、塑性変形と1次クリープ変形が考えられるが、いずれにしても短期の変形による影響の方が大きいことから、粒界の局所応力は速い塑性ひずみ速度による変形に依存すると考えられる。ひずみ保持の開始は、塑性ひずみ速度を見掛け上0に急変させ、粒界に発生した局所応力を緩和させるようなクリープ変形（塑性変形と同じ方向）を短期間に生じさせる。そして、この現象は、粒内での変形と粒界でのすべり変形に概ね大きく分類される。

ひずみ保持直後に古典的なクリープ理論よりも急

激な応力緩和が起きるのは、図16に示した実験事実と一致する。この応力緩和には、塑性ひずみ速度が0に急変することによる転位挙動の慣性を補完する部分（保持前の塑性ひずみ速度 $\dot{\epsilon}_p$ と同じ速さによる初期の応力緩和）、すなわち転位挙動の慣性が終わる（ $\dot{\epsilon}_p$ が0となる）までに、

$$\dot{\epsilon}_p + \frac{\sigma}{E} = 0$$

によって記述される応力緩和と、これに続きしばらく残る上記クリープ変形による部分とがある。いずれも、保持前の塑性変形の方向に生じる。このうちで、粒界におけるすべり変形は、クリープ損傷を割増す方向に作用する。ひずみ速度は、0.1%/sでも0.002%/sでも十分速いといえる。また、ひずみ保持開始直後に生じる粒界の局所応力を緩和させるような粒界すべり挙動は、保持前に受けた塑性変形量に依存し、弾性追従の有無とは直接関係しない。このため、10時間程度のひずみ保持では両者の差は現れにくいことになる。

クリープ損傷を正確に評価するためには、保持直後の急激な応力緩和過程における粒界すべり量を評価する必要があるが、実験結果から分離するのは現在の試験技術では不可能である。また、古典的なクリープ理論では評価できないので、解析的に求めるには評価モデルが必要であるが、その信頼性を考慮すれば、将来はともかく現状では限界がある。こうしたミクロの局所応力を計測あるいは解析する技術の開発あるいはキャビティの発生・成長や粒界すべり量を連続的にその場観察する技術の開発が、今後発展していくものと期待できるが、現時点ではミクロの現象を考慮したマクロの現象論的力学モデルの構築がより実際的であるといえる。

そこで、ひずみ保持直後の粒界の局所的な高応力を、ひずみ保持のない場合の繰返し応力-ひずみ関係から算定する方法が近似的に成立する。そして、この手法（すなわち数理損傷モデル）が「もんじゅ」高温構造設計方針のベースとなっている。本手法は、SUS304だけでなくSUS316やSUS321でも良好な寿命予測を与えており⁴⁾。SUS304については、図17に示すように、1年を超える長時間のクリープ疲労試験結果に対しても、良好な予測を与えていたのがわかる。また、種々のひずみ履歴を与えた試験結果に対して十分な予測精度があり¹⁰⁾、多軸応力下での非比例負荷条件でも適用できることが確かめられている¹¹⁾。溶接部の評価も進められており、数理損傷モデルを適用した力学的モデルの研究成果¹²⁾も報告されている。しかし、これらの研究は、本報告の論点である破損機構の検討とは異なる応用研究

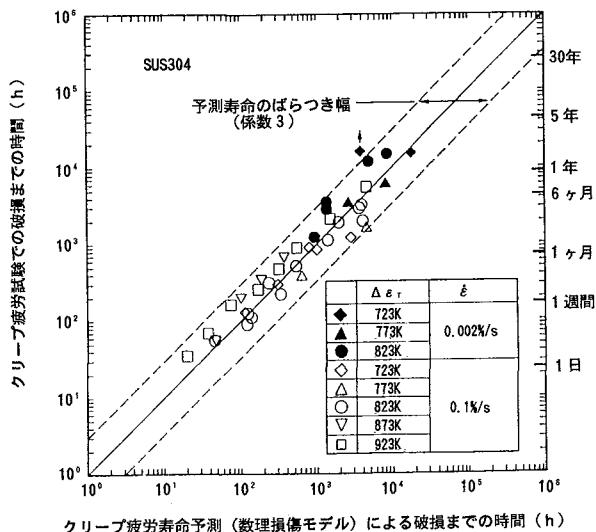


図17 数理損傷モデルによるSUS304のクリープ疲労寿命予測結果

となるので、ここでは詳細は論じない。

5.2 中間位置ひずみ保持でのクリープ損傷評価

引張最大ひずみではなく、中間位置でひずみを保持した場合のクリープ疲労特性に関して、これまでの知見を整理すると、

- ① 823Kで、圧縮→引張行程（塑性ひずみ速度が正）の中間位置でひずみ保持した場合では、基本的には引張最大応力におけるひずみ保持よりも寿命は延びるが、保持がない場合よりも短くなる。
- ② ひずみ保持がない場合よりも寿命が低下する要因としては、クリープ損傷だけでなく、時効効果（特に粒界への析出物の影響）や高温酸化等の環境効果も考えられる。しかし、単純な時効を原因とする有意な寿命低下はまだ観察されていない。

ひずみ保持開始時点では、粒界の局所応力の緩和現象が、引張最大保持の場合と同じように、応力反転後の変形量とひずみ速度に依存して生じる。この緩和現象において生じる粒界すべりは、近似的には反転後のひずみ量をひずみ範囲として、ひずみ保持がない場合の繰返し応力-ひずみ関係により定まる応力を緩和開始とした緩和解析により定まる。そして、応力反転時の粒界の局所応力により加速されたクリープ損傷が短期的に破損を支配し、長期的には外応力によるクリープ損傷が支配的になると考えられる。

上記考え方に基づき時間効果をクリープ損傷だけで評価した結果は、図18に示すように、1ヶ年ある

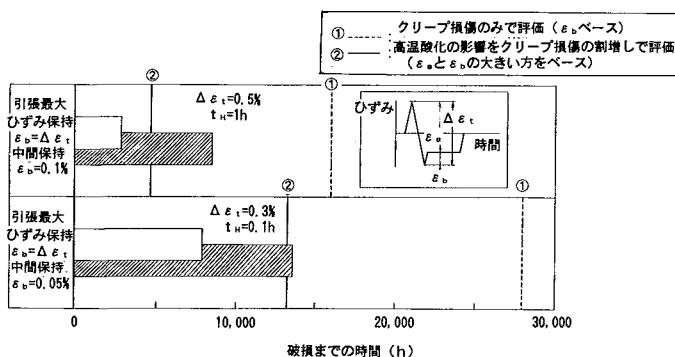


図18 中間保持に関する長時間試験結果に対する寿命予測

いはそれ以上の試験となった823K, $\Delta \varepsilon_t = 0.5\%$, $t_H = 1h$ (圧縮ピーク後0.1%ひずみ反転した位置で保持) と $\Delta \varepsilon_t = 0.3\%$, $t_H = 0.1h$ (圧縮ピーク後0.05%ひずみ反転した位置で保持) の試験結果に対し、ばらつきの範囲内ではあるが非安全側の予測を与えていた。この理由は、これらのデータが粒内破損であり、クリープ損傷支配とはなっていないためと考えられる。また、図19に示すように、朝田らが923Kで実施した系統的な保持効果に関する試験結果¹³⁾に対しても、圧縮→引張行程でクリープ損傷が小さい条件(図で左上方向)では、非安全側の評価を与えていた。クリープ損傷が有意(図で真上および真右方向)になれば、非安全側の評価はなくなる。引張→圧縮行程(塑性ひずみ速度が負)で保持した場合は、粒界すべりが逆方向となり、図6に示した

ギャップの形成が起きないことから、クリープ損傷を0とすれば、圧縮最大ひずみ保持(図で真左方向)を除いて良好な予測結果を与える。

上記の理由は、時間依存効果として、粒内損傷の促進と粒界損傷の促進の2つがあり、互いに重畠するものではなく、どちらか優位な方が破損現象を律速する考えることで理解できる。

粒内損傷の促進効果は、概ね高温酸化の効果として評価できる。真空中では、圧縮最大ひずみ保持や圧縮→引張行程で反転後のひずみ量が小さい位置での保持では寿命低下は起きにくい¹³⁾。すなわち、クロモリ鋼で観察されるような圧縮保持による寿命低下が、ステンレス鋼でもその程度は小さいものの観察されると考えることができる。

そこで、動燃事業団が設計評価用に提案している中間保持に関するクリープ疲労評価法¹⁴⁾の適用が現実的となる。本手法は、設計適用を念頭にした簡便さを重視しているものであり、中間保持位置と引張・圧縮の2つのピークとで定まる2つのひずみ範囲(図18の図中のε_aとε_b)の大きい方に基づいて評価するもので、反転後のひずみ範囲(図18の図中のε_b)をベースとするものより、ε_a>ε_bの範囲では結果的に高温酸化の影響をクリープ損傷の割増しとして評価した結果となっている。予測結果は、同じく図18および図19の中に示しているが、評価手法としてはクリープ損傷の割増しが大きくなり過ぎる条件も生じ、今後の改善の余地は残されているが、少なくとも現状では安全側の評価を与えることが示されている。

6. 損傷限界線図の検討

6.1 クリープ損傷が支配的な場合

クリープ損傷が支配的な場合を実験結果に基づいて定義すると、図3より疲労損傷が0.2以下で破損する場合になる。そして、疲労損傷が0.2のとき数万時間のクリープ破断試験片の組織と比較して、キャビティ面積率は1/2程度となっている。そのときのクリープ損傷は、ほぼ0.5に相当すると考えることができる。また、疲労損傷0では、当然完全にクリープ損傷支配となる。

粒界型破損であっても、粒界におけるキャビティの面積率が疲労損傷0のクリープと疲労損傷0.2のクリープ疲労では異なるため、疲労損傷の影響を考慮する必要がある。これは、疲労によるキャビティ間の連結・合体というよりも、延性値が疲労損傷によって低下すると考えるのが自然である。すなわち、

$$Nf \sum \dot{\varepsilon}_2 \Delta t = \delta \left(1 - \alpha \frac{Nf}{Nf_0} \right), \quad \alpha = 2.5$$

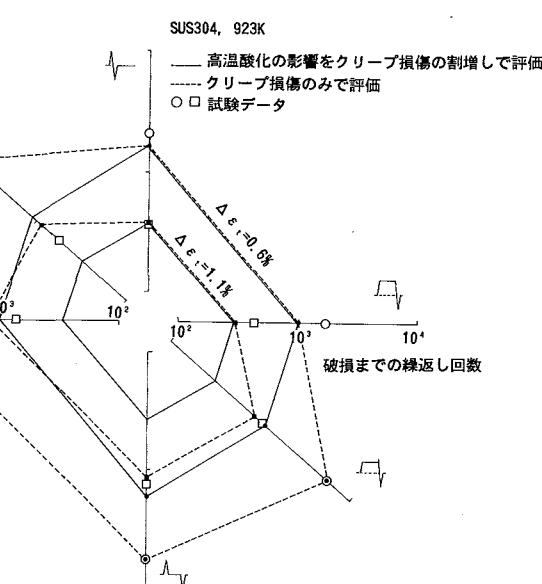


図19 保持位置効果に関する解析結果

というクリープ延性基準の方が、実際の破損機構に近い記述となる。これにより、

$$\alpha \frac{Nf}{Nf_0} + Nf \sum \frac{\dot{\epsilon}_t \Delta t}{\delta} = 1, \quad \alpha = 2.5$$

という破損基準式が得られる。

6.2 疲労損傷が支配的な場合

疲労損傷が支配的な場合を実験結果に基づいて定義すると、疲労損傷が0.5以上で破損する場合になる。この領域における疲労寿命低下は、見掛け上クリープ損傷として算定される損傷に起因し、主として疲労き裂の発生および進展に対する促進効果として現れている。破損に至るまでの挙動は、一般にき裂発生より進展の期間の方が支配的で、比較的初期にき裂が発生し、その後時間依存によるき裂進展の促進が起きると考えるのが自然である。すなわち、ひずみ保持に伴う1サイクル当たりの損傷増加分

$$\frac{1}{Nf} - \frac{1}{Nf_0}$$

は、主として粒内き裂の進展を促進させる因子であり、これが時間に依存した特性となる。実際に、クリープ疲労き裂進展試験でも、クリープ効果による進展速度の加速が観察されている。同じ時間依存効果でも、粒界でのキャビティ生成を支配するクリープ損傷とは異なる。これを下記のように記述できるとして検討を進める。

$$\frac{1}{Nf} - \frac{1}{Nf_0} = \sum \frac{\Delta t}{t_f}$$

上記のように表示したときに、 t_f を決定する因子（ひずみ速度、クリープ、高温酸化、時効等）が複雑に関係してくる。従来からのクリープ疲労に関する多くの議論は、材料試験に要する時間的制約等から、この比較的短時間で最も難しい領域を評価してきた傾向があった。逆に設計を念頭において、この領域での評価は特殊なケースとなる。ひずみ速度による時間依存効果は、疲労損傷の中で考慮しており、圧縮保持等での高温酸化効果は前述のようにクリープ損傷により評価しているため、この領域での適用は、短時間だけ高温になる場合や、低温側あるいは高サイクル域となる。いずれにしても、寿命低下は、粒界破損に至らない限りは最大で1/5程度である。図4に示した823K、 $\Delta \epsilon_t = 0.3\%$ 、 $t_H = 0.1h$ の結果からも、長時間側でもこの条件は成立すると考えてよい。この領域での評価は、クリープ損傷支配の場合との一貫性および簡便性から、現状ではクリープの効果として一括評価するのが現実的である。そこで、 $t_f = t_R/\beta$ として、設計を念頭にした手法の採用を検討する。数理損傷モデルでは、ひずみ

保持のないときの繰返し応力-ひずみ曲線とクリープひずみ式により求まる応力緩和挙動を評価に用いるため、すでに議論してきたように、材料試験で得られる見掛けのクリープ損傷よりも実際の損傷に近い値を算定できる。これを前提にすれば、 α と同じく $\beta=2.5$ とすることで対称性が確保される。現象が本質的に対称かどうかは明らかにできていないが、 β の値が、多少異なっていても、寿命予測の上では $Nf/Nf_0 = 0.5 \sim 1$ の範囲での評価であり、誤差の範囲ということもできる。

これより、

$$\frac{Nf}{Nf_0} + \beta Nf \sum \frac{\Delta t}{t_R} = 1, \quad \beta = 2.5$$

と定めて大きな問題はない。

6.3 混合型の場合

上記2つの条件を結ぶ関係となる。この基準の与え方も、疲労損傷支配型に依存するが、この領域を含めても寿命予測の上では $Nf/Nf_0 = 0.2 \sim 1$ の範囲での評価となる。

損傷限界線図は図20の実線で与えられる。厳密には、この損傷限界線図の方が、実験事実との対応は良いが、現在のCampbell型の線図（図11参照）と大きな差なく、実用的には現行の方が簡便であり、実用的と判断する。そして、このCampbell型線図を用いた数理損傷モデルが良好な寿命予測を与えるのは、図17に示したとおりである。

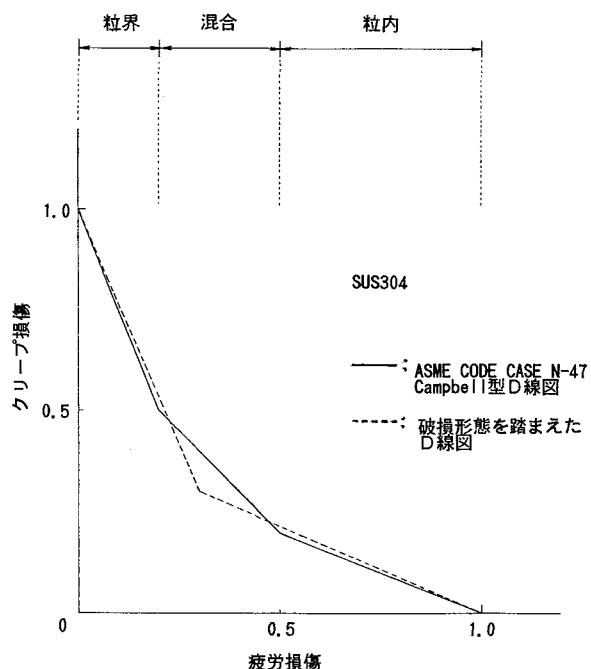


図20 破損形態に基づく損傷限界線図

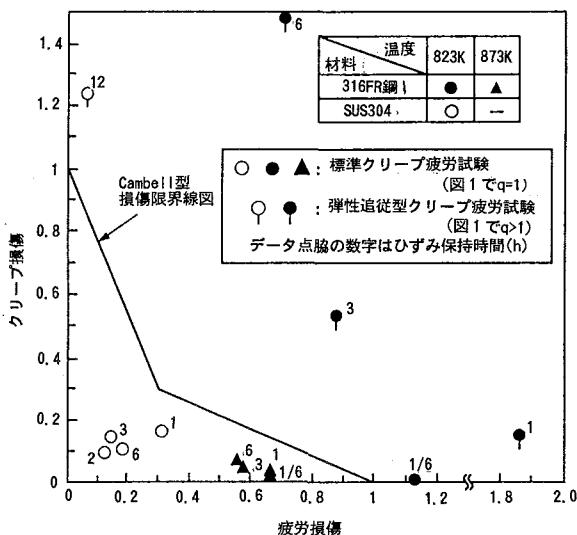


図21 316FR鋼のクリープ疲労試験における弾性追従の影響

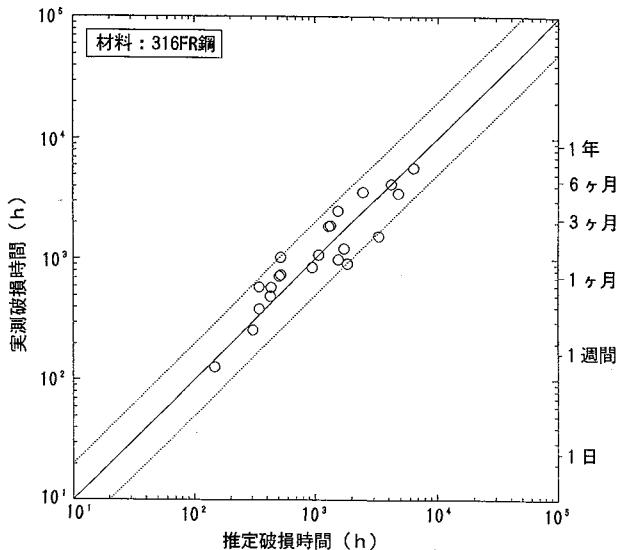


図23 数理損傷モデルに基づく316FR鋼のクリープ疲労寿命予測結果

7. 数理損傷モデルの316FR鋼への適用性検討

以上に述べてきたように、SUS304を中心に、数理損傷モデルが破損機構を踏まえた手法で外挿への信頼性があり、簡易で工学的に実用できる精度を有している手法であることを示した。また、SUS316およびSUS321でも、本手法が適用できることも認められている。そこで、従来の高速炉の原子炉容器等での使用が期待されている316FR鋼について、本評価法が適用できるかどうかを検討する。

316FR鋼のクリープ疲労試験結果も、SUS304の場合と同じく、図21に示すように、弾性追従の有無により損傷限界線図に対して異なる傾向を示している¹⁵⁾。本質的に類似した特性を有しており、古典的損傷則の成立性は良くない。これに対し、数理損

傷モデルは、823K、 $\Delta \epsilon_t = 1\%$ の条件では、図22に示すように良好な予測を与える¹⁶⁾。また、これまで得られた全データについても、図23に示すように、係数2のばらつき幅での寿命予測を与える。まだ、低ひずみ範囲側のデータが不足しており、実機条件に近いところでの評価は十分ではないが、ほぼ数理損傷モデルが成り立つ見通しであり、オーステナイト系ステンレス鋼共通の手法として、数理損傷モデルを普遍化できることが期待できる。

8. 結論

オーステナイト系ステンレス鋼のクリープ疲労破損機構を、材料のミクロ組織観察を含め、力学的に詳細に検討したところ、以下の結論を得た。

① 破損基準は延性消耗則が適当である。ここで、粒界に損傷を与えるのは主として2次クリープによる粒界すべりであり、1次クリープを含めた評価は厳密には成立していない。2次クリープ支配の延性消耗則により、クリープ破断における応力ベースの評価も、クリープ疲労破損における時間消費型のクリープ損傷も同様に解析的に導かれ、ともに同じ評価体系となる。

② 2次クリープによる粒界すべりがクリープ損傷になるという概念は、1次クリープを含めた評価である古典的な延性消耗則やひずみ範囲分割法等のひずみベースのクリープ損傷に対しても、解析的に導くことができ、その対応関係を工学的に論じることができた。電中研の修正延性消耗則も同じく解析的に導かれた。これは、本概念が破損機構のより本質

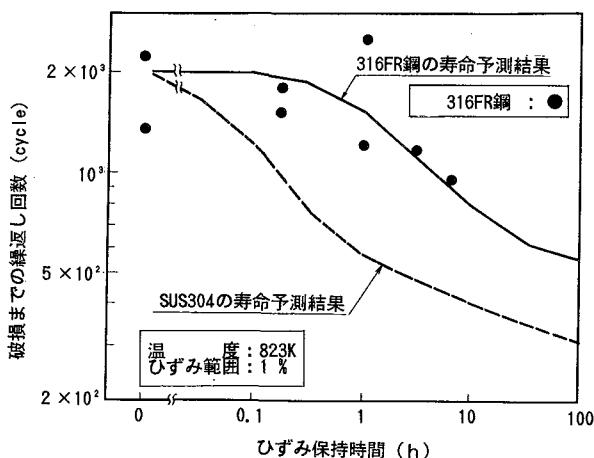


図22 316FR鋼母材のクリープ疲労特性

を記述しているからである。

③ 従来、時間消費型のクリープ損傷が、材料試験で過少評価されてきた原因是、見掛けの応力ではクリープ損傷を精度良く評価できないためである。ひずみ保持前後の塑性ひずみ速度の急激な変化に対しても生じる粒界での局所的な高応力が、加速的な応力緩和を招き、粒界すべりを早めるからである。古典的損傷則による時間分数では、この応力緩和がクリープ損傷を低く算定させる。この修正として、ひずみ保持がない場合の繰返し応力-ひずみ関係により定まる応力を用いれば、近似的に粒界すべり変形を推定でき、実際に近いクリープ損傷が評価できる。

④ 上記概念は、中間保持についても適用できる。応力反転後のひずみ変化量をひずみ範囲として、同じく繰返し応力-ひずみ関係により定まる応力を用いて応力緩和解析を行えば、短時間試験についてはほぼ妥当な評価を与えることを示した。長時間では、外応力支配になると推定でき、本手法は少なくとも安全側の評価を与える。

⑤ 損傷限界線図については、破損形態に応じた領域分けを試みた結果、現在のCampbell型の線図が簡便で実用的であることを示した。

⑥ 以上の検討はSUS304を中心に実施したが、SUS316やSUS321でも同様に適用でき、316FR鋼についても適用できる見通しがあることが示された。

⑦ 材料試験データを詳細に解析することにより、結論として「もんじゅ」高温構造設計方針が採用しているクリープ疲労破損基準に対して理論的な根拠を与えた。また、この破損基準のベースとなる数理損傷モデルによる予測精度は、長時間の試験結果を含めて十分であった。理論的裏付けとデータによる実証により、その外挿への信頼性を向上させることができた。この結果、設計基準化に際して配慮した外挿に対する不確定要素に対する安全裕度の確保や、負荷条件を普遍化する過程で生じた特定条件での過度の安全裕度等を、実証炉以降の高温構造設計方針では合理化することが可能となる。

9. おわりに

本手法は、オーステナイト系ステンレス鋼を対象にして議論してきたが、クロムモリブデン鋼への応用も可能である。機会を改めて報告したい。

なお、本研究で実施した方法、すなわちミクロ損傷機構を踏まえてマクロの力学モデルを構築する手法は、金属組織そのものから損傷を定量的に評価する手法へと発展できるので、今後の余寿命診断技術等の材料経年化評価技術確立への糸口として、新たな展開が期待できる。

参考文献

- 1) 永田敬、岡林邦夫他「高速炉用高温構造設計基準に関する研究開発」、動燃技報No.65, 39 (1988).
- 2) 川崎弘嗣、上野文義他「SUS304長時間クリープ疲労寿命評価」、材料、Vol. 41, No. 471, 1773 (1992).
- 3) F. Ueno, K. Aoto et al., "A Study on Creep Damage Parameters in Creep Cavity Growth Dominant Region under Creep-Fatigue Loading," Trans. of 12th Int. Conf. on SMiRT, Vol. L, paper No. L05/4 (1993).
- 4) K. Aoto, Y. Wada, et al., "An Analytical Approach to Creep-Fatigue Life Prediction for SUS304, 316 and 321 Austenitic Stainless Steels," Proc. of ASME PVP, Vol. 123, 43 (1987).
- 5) 川崎弘嗣、和田雄作他「定荷重クリープにおけるクリープ誘起塑性不安定破断に関する力学的モデルによる解析」、日本材料学会第35期学術講演会前刷集 (1986).
- 6) A. Yoshitake, Y. Wada et al., "A Statistical Study of Creep Rupture and Stress Strain Behavior of Structural Materials under Elevated Temperature Conditions," Proc. of Int. Conf. on Creep, 441 (1986).
- 7) D. S. Wood, "The Interpretation of Some Long Term Creep/Fatigue Test Results in Relation to Design Code Rules," Post Conf. SMiRT-10, Seminar No. 15, paper No. 2 D (1989).
- 8) 高橋由紀夫「オーステナイト系ステンレス鋼のクリープ疲労評価法の一提案」、日本材料学会第30回高温強度記念シンポジウム前刷集、100 (1992).
- 9) Y. Wada, K. Aoto, "Status on Criteria of Creep-Fatigue Failure for LMFBR Structural Materials in PNC," Meeting Document of ASME Code Subgroup on Elevated Temperature Design(May 5, San Diego, CA) (1993).
- 10) H. Kawasaki, K. Aoto et al., "A Study on Strain History Effects to the Creep-Fatigue Strength of 304 Stainless Steel," Trans. of 11th Int. Conf. on SMiRT, Vol. L, paper No. L12/2 (1991).
- 11) T. Asayama, K. Aoto et al., "Effect of Nonproportional Loading on Creep-Fatigue Properties of 304 Stainless Steel at Low Strain Ranges near the Elastic Region," Nucl. Engrg. Des., Vol. 139, No. 3, 299 (1993).
- 12) T. Asayama, H. Kagawa et al., "Creep-Fatigue Evaluation of SUS 304 Welded Joint," Trans. of 11th Int. Conf. on SMiRT, Vol. E, paper No. E06/5 (1991).
- 13) M. Morishita and Y. Asada, "Creep-Fatigue Interaction : Data Base Analysis and Applications," Nucl. Engrg. Des., Vol. 83, 367 (1984).
- 14) T. Nagata, A. Imazu, "Advancement in Elevated Temperature Structural Design Code for FBR," Post Conf. SMiRT-10, Seminar No. 15, paper No. 2 A (1989).
- 15) 古藤広之、金子英明他「316系改良ステンレス鋼のクリープ疲労寿命」、日本材学会第27回高温強度記念シンポジウム前刷集、51 (1989).
- 16) 和田雄作「高温ナトリウム中の熱過渡強度に優れた構造材料の開発」、動燃技報No. 80, 21 (1991).



物理探査法を活用した潜頭鉱床探査 —カナダ北西準州アンドリューレイク 鉱床の発見—

飯田 義正 長谷川 健 茂田 直孝*

中部事業所
*バンクーバー事務所

資料番号：87-2

Application of Geophysical Methods to the Exploration for
Blind Deposits — Discovery of the Andrew Lake Deposit,
Northwest Territories, Canada —

Yoshimasa Iida Ken Hasegawa Naotaka Shigeta*
(Chubu Works
*PNC Exploration (Canada) Co. Ltd.)

カナダ北西準州シーロン盆地北東部での不整合関連型ウラン鉱床を対象とした物理探査の最近の進歩について、アンドリューレイク鉱床の発見等の実例を使って取りまとめた。鉱化帯に伴う変質帶は、エアボーン比抵抗探査、VLF比抵抗探査および重力探査によって低比抵抗異常および低重力異常として検出され得ることが実証された。これらの探査法を活用することによって、効率的な潜頭鉱床の探索が可能となった。さらに、変質岩の岩石学的分带とそれらの物性との関係から、変質帶の物理モデルが構築された。このモデルは物理探査異常の評価に利用できる。

1. はじめに

カナダのウラン鉱床地帯におけるウラン探査は、1970年代の終わり頃から探査対象が潜頭鉱床へと急速に移行した。地表部の放射能異常をウラン鉱床発見の手がかりとする、エアボーン放射能探査を中心とした従来の手法は、その効率性ゆえに比較的短期間に表層部の鉱床を発見し尽くすとともに有効性を失ったため、手法の転換が求められた。この技術上の壁は、現在、世界一のウラン鉱床地帯となっているアサバスカ盆地（カナダ、サスカチュワン州）においては比較的簡単に突破された。それは、鉱床が石墨に富む電導性岩層と密接な関係にあり、電磁探査を用いて石墨に富む岩層を捕捉することができたからである。

一方、カナダ北西準州のシーロン盆地北東部は、アサバスカ盆地と同じように不整合関連型鉱床の存在する有望地域であるが、探査の歴史は短い。当地域で最初に発見されたウラン鉱床はキガヴィック鉱床と呼ばれ、Urangesellschaft Canada Limited（以下UGと呼ぶ；最近Cogema Resources Inc.に合併吸収された）が行ったエアボーン放射能探査とそれに続く地表調査によって1977年に発見された¹⁾。

この鉱床は比較的浅い深度にあり、鉱床の一部が地上に露出していたので、放射能探査が有効に機能したのである。しかし、その後の放射能探査ではこのような顕頭鉱床が追加発見されず、この地域の探査は潜頭鉱床を対象とする段階となった。当地域の鉱床の特性はアサバスカ盆地のものとは異なり、石墨に富む岩層とは関連しておらず、アサバスカ盆地で効果を発揮していた種類の電磁探査法をそのまま導入することは有効ではなかった。したがって、まったく別個に潜頭鉱床の探査手法を確立する必要があった。

動燃事業団はUGほかと共同で、1986年からシーロン盆地北東部での探査に取り組んでおり、この活動を通して潜頭鉱床を対象とする探査手法を確立し^{2),3)}、成果を上げてきた。本報告では、その概要をアンドリューレイク鉱床の発見を中心に紹介する。

2. 調査地域の地形および地質

調査地域は北緯64.5度、西経98度付近の、シーロン盆地の北東部に位置しており（図1）、北極圏よりやや南であるが森林限界よりは北にあり、永久凍

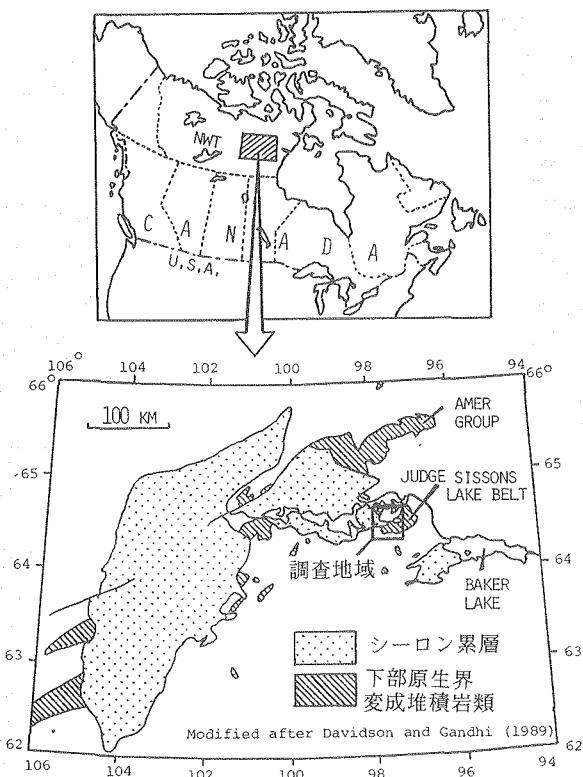


図 位置図

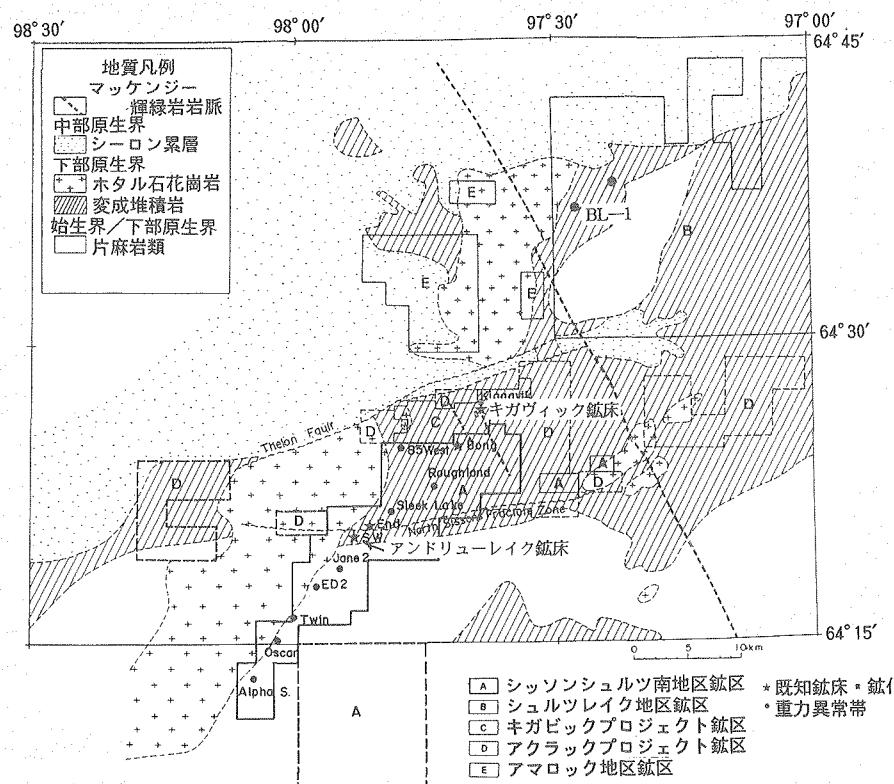


図2 地質概略図

土帶に属する。地下水の凍結は深度200mに達する。地形の起伏は緩やかで、湖が点在している。表層は氷河成堆積物で広く覆われており、その厚さは通常10m程度、厚い部分は30m以上に達する。

基盤岩を構成している岩石は、始生代（25億年前以前）に形成されたと推定されている花崗片麻岩類と、前期原生代の変成堆積岩類、前期原生代後期の貫入岩と噴出岩等で、変成岩は低圧型の広域変成作用に属するものと考えられ、変成度は緑色片岩相から角閃岩相である。なお、堆積盆が形成されてから中期原生代のマッケンジ一輝緑岩岩脈群が、広い範囲に、しかもひじょうに短期間に貫入しており、後述するキガヴィック鉱床もこの岩脈によって切られている。

シーロン累層は主に河川成の砂岩から構成されており、赤鉄鉱により赤色を呈し、年代は約17億年前と推定されている⁴⁾。変成作用は受けておらず、浅くて広い堆積盆地を形成しており、現存する堆積盆の最大深度は2000m程度と推定されている。

ウラン鉱床は基盤岩中に存在し、母岩は主に变成堆積岩類である。鉱化年代は約14億年前と推定されている⁵⁾。鉱化溶液は酸化雰囲気のシーロン累層から還元雰囲気の基盤岩（特に变成堆積岩）の中に流

入り、ウラン鉱化（6価ウランの還元）が生じたと考えられる。

ウラン鉱物は、主にピッチブレンドとコフィナイトで、鉱染状あるいは細脈として産し、顕著な随伴鉱物・随伴元素は認められない⁵⁾。主な変質鉱物はセリサイトとスドーアイトおよびクリノクロア（Mg 緑泥石）で、変質ハローを形成している。鉱化帯付近では顕著な石英の溶脱が認められる。また、部分的に赤鉄鉱化と褐鉄鉱化、珪化が認められる。

鉱化帯およびそれを取り巻く変質帯の物理特性は低比抵抗および低密度で特徴づけられる。一般に、この地域の未変質岩は10,000Ωm以上の比抵抗値を持つのに対し、鉱床に伴う変質岩は、1,000Ωm以下（未凍結状態）の比抵抗値を持つ。また、未変質岩は2.6~2.7g/cm³の密度を持つのに対し、後述するように、鉱床付近の変質岩の密度は2.2g/cm³以下に低下する。

3. 永久凍土層および融解層の比抵抗について

比抵抗法を鉱床探査に適用する際には、この地域が永久凍土帯に位置するという特殊性を考慮する必要があった。岩石あるいは地層の中の水が凍っている場合、岩石の比抵抗は、凍結していない場合よりも一般に高くなるからである。そこで、SWグリッドで得られた試錐コアを用いて、凍結状態と未凍結状態で比抵抗にどの程度差があるのかを調べた。その結果を、縦軸に凍結時（-14°C）の比抵抗、横軸に未凍結時の比抵抗をとって表わしたもののが図3で、凍結時の比抵抗は未凍結時の比抵抗の約20倍高いことが明らかになった。それでも、変質岩の大部

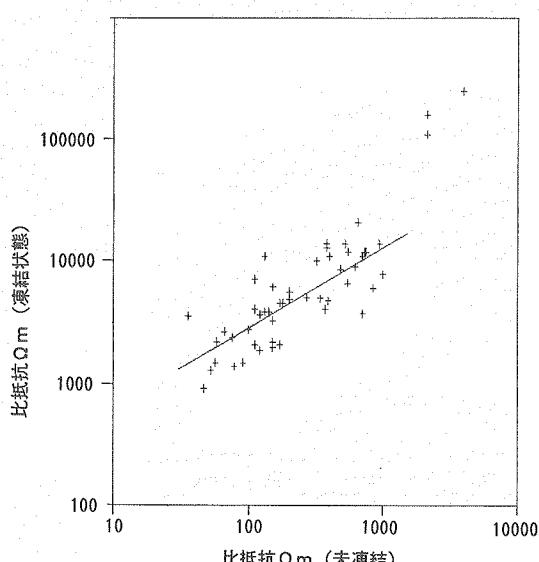


図3 未凍結および凍結した変質岩試料の比抵抗の相関

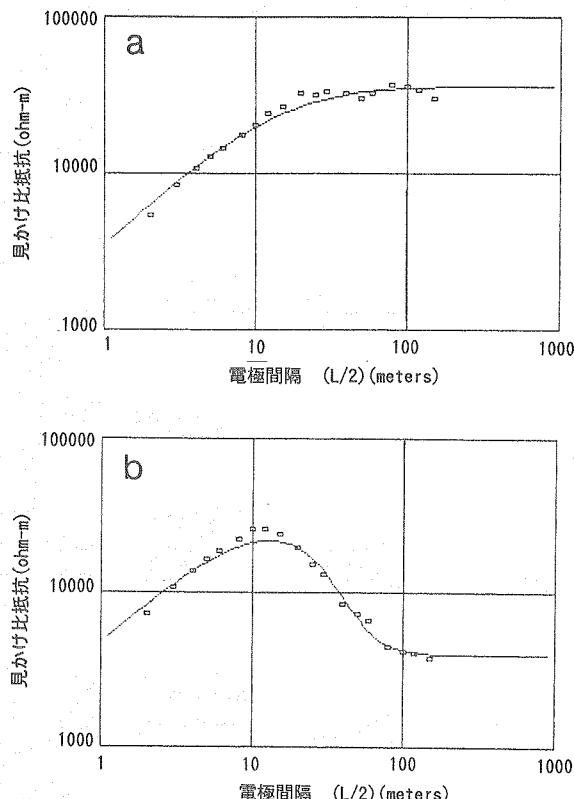


図4 BL-1グリッドの2地点での電気探査(垂直探査)結果²⁾。aは図6のA点、bはB点での測定結果

分の比抵抗は1万Ωm以下であり、一方、変質していない岩石の比抵抗は1万Ωmまたはそれ以上で、両者の間には充分なコントラストがあり、変質帯を低比抵抗異常として捕らえ得ることが確認された。なお、凍土層の温度は深部ほど上昇し、おおむね-10°C~0°Cの範囲にあるので、実際の凍土層の比抵抗は、-14°Cでの測定値よりも低いと考えられる。

次に、凍土層の上の地表部の水が凍っていない部分、いわゆる融解層（夏の期間だけ融けているものや、湖の底のように一年中凍らないものもある）の比抵抗は比較的低いことが報告されており⁶⁾、これが比抵抗探査にどの程度影響するのか、岩盤中の低比抵抗帯（変質帯）を検出する上でどの程度障害となるのか、を評価する必要があった。このため、小規模の電気探査（垂直探査）を行って、地表近くの比抵抗を測定した。

測定場所はシエルツレイク地区のBL-1グリッド（図2参照）、測定位置は図6中に示した。図4aはエアボーン比抵抗法で高い見かけ比抵抗値が得られた地点での測定結果であり、図4bは低い見かけ比抵抗値が得られた地点での測定結果である。横軸は電極間隔、縦軸は見かけ比抵抗値で、実測値がプロットされており、曲線は水平多層構造モデルを用

いた解析の結果得られた見かけ比抵抗曲線である。この2つの例では、第1層の厚さは0.3mないし0.2m、比抵抗は950Ωmで、これが融解層に相当し、比抵抗が約36,000Ωmとひじょうに高い2層が凍結した氷河成堆積物からなる被覆層および変質していない基盤岩に相当するものと解釈された。図4bでは、この下にさらに比抵抗が3,900Ωmという第2層より明らかに低い比抵抗値をもつ第3層が存在し、これは変質した基盤岩に対応するものと解釈された。これらの解釈は、試錐調査の結果とよく一致していた。

以上の結果から、融解層の比抵抗は約1,000Ωmとかなり低いがひじょうに薄いので、これによるエアボーン比抵抗探査やVLF比抵抗探査への影響は小さいことが判明した。ただし、エアボーン比抵抗探査の結果、低比抵抗異常と大きな湖とが一致するケースが多く認められた。これは、湖の底の融解層すなわち湖底堆積物の比抵抗が相当低いか、あるいはその厚さがかなり厚いことを示しており、湖については探査上注意が必要であることがわかった。

4. 鉱床探査への物理探査の適用

4.1 エアボーン比抵抗探査

動燃事業団は調査地域の比抵抗分布を効率よく把握するためにエアボーン比抵抗探査を導入した。先にも述べたように、永久凍土帯に属する調査地域の未変質岩の比抵抗は非常に高く(10,000Ωm以上)、このため、エアボーン比抵抗探査システムには、高い見かけ比抵抗をマッピングできる機能が要求された。Dighem IVエアボーン比抵抗探査システム⁷⁾は20,000Ωmまでの見かけ比抵抗のマッピングが可能なシステムであり、本地域にもっとも適したシステムであると考えられたため、1986年にテスト調査を実施し、以後このシステムを本格的に探査に組み込んでいる。

Dighem IV比抵抗探査システムは、周波数領域電磁探査の一種であり、送信コイルと受信コイルを内装したロケットのような形をした大型のバードをヘリコプターに釣り下げて測定する形式のものである。送信周波数は900Hz、7,200Hz、56,000Hzの3つが使えるが、テスト調査の結果、調査地域では岩石の比抵抗が高く、900Hzの応答が微弱なことが確認されたので、以後は7,200および56,000Hzの2つを用いている。測定高度は30mであった。

1986年のテスト調査はキガヴィック鉱床の分布域を含んだ地域で行われた。図5に示した見かけ比抵抗コンターマップがその結果の一部で、鉱床は見かけ比抵抗が4,000Ωm以下のゾーン中に存在する。

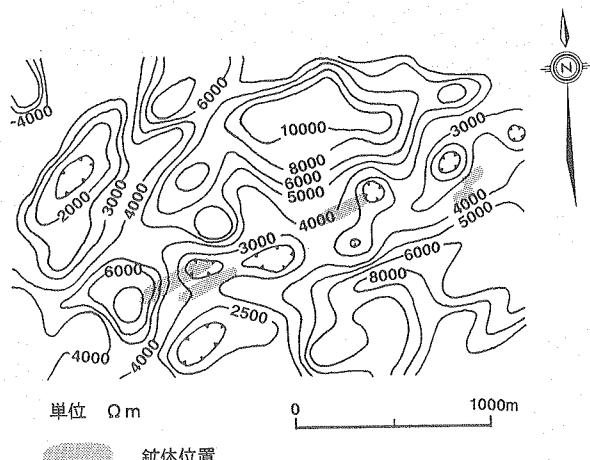


図5 キガヴィック鉱床付近でのエアボーン比抵抗探査による見かけ比抵抗マッピング²⁾。

ただし、このゾーンは鉱床に比べるとかなり広く、また、これが変質帶を反映していると予想されるので、変質帶の広がりは鉱床そのものに比べるとひじょうに大きいと予想された。

4.2 VLF比抵抗探査

エアボーン比抵抗探査で検出された低比抵抗異常を地上で確認するために、VLF比抵抗探査を用いた。この方法は、VLF帯の通信用電波を利用し、MT法(地磁気地電流法)と同じ測定原理により、測定と発信局を結ぶ方向の水平磁界とそれに直交する方向の電界を測定することによって、大地の見かけ比抵抗を現場で直接読み取ることができる。

使用したシステムはGEONICS社のEM16Rであり、本地域では、NAA(Cutler)およびNLK(Seattle)の2送信局が利用可能である。図6bはBL-1グリッドでの探査結果で、VLF比抵抗探査とエアボーン比抵抗探査で捉えられた低比抵抗異常の位置がよく一致していることがわかる。本地域では、エアボーン比抵抗探査で得られたほとんどすべての低比抵抗異常(湖は除く)は、VLF比抵抗探査によって地上で確認されている。VLF比抵抗探査は機器が小型で、測定も簡便迅速なため、効率的に広範囲を探査できることが最大の利点である。

4.3 重力探査

キガヴィック鉱床メインゾーンにおいて試錐によって確認された変質帶および鉱化帶と、重力の低異常の位置が、よく一致することはすでにUGのテスト調査により確認されていた⁵⁾。この重力異常は低密度の変質帶に起因するものと考えられていたが、密度の低い表層部被覆層の層厚変化に起因する

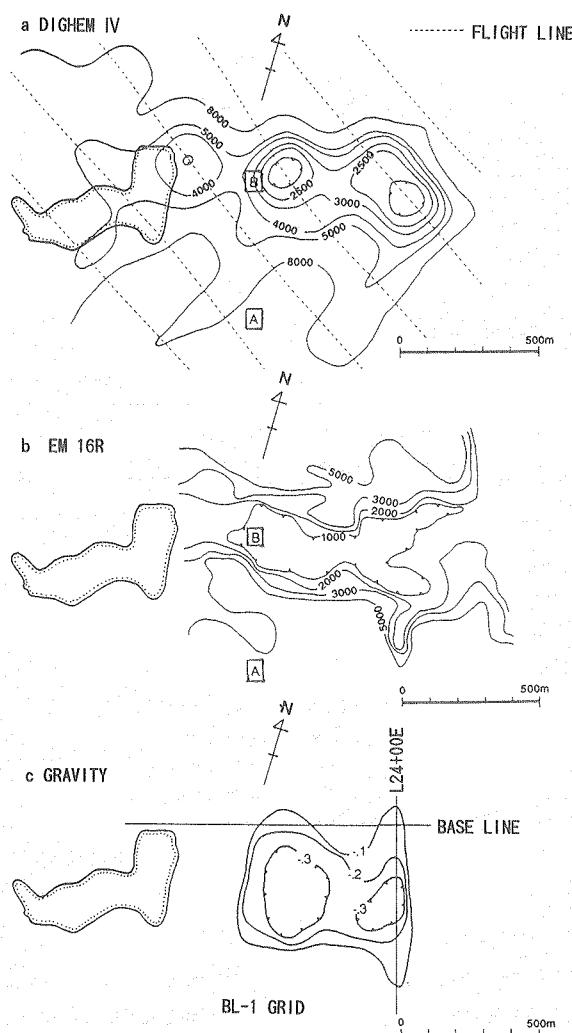


図 6 BL-1 グリッドにおける物理探査結果²⁾。a : エアボーン比抵抗探査(単位 Ωm)、b : VLF比抵抗探査(単位 Ωm)、c : 重力探査(重力残差、単位 mgal)

可能性もあり、モデル計算による検討が必要であった。動燃事業団は試錐情報を基に 2 次元重力モデルを作成し(図 7)、-0.4mgal の重力異常のほとんどが低密度の変質帶に起因していることを確認した。

地表から 3 m 上方へ行くと重力は約 1 mgal(ミリガル)低下する。このような微弱な重力差を捉えて変質帶を探査することは一般には行われていないが、本地域の場合、幸いにも地形・地質条件が理想的だったので、重力探査は概査試錐点を選定する段階でのもっとも重要な探査手法となっている。なお、測定には Lacoste & Romberg model G 重力計を使用し、水準測量により、フリーエア一補正とブーゲー補正を行ってブーゲー異常図を作成している。また、広域重力異常が明瞭な場合は、重力残差を求めて異常図を作成している。地形が概して平坦

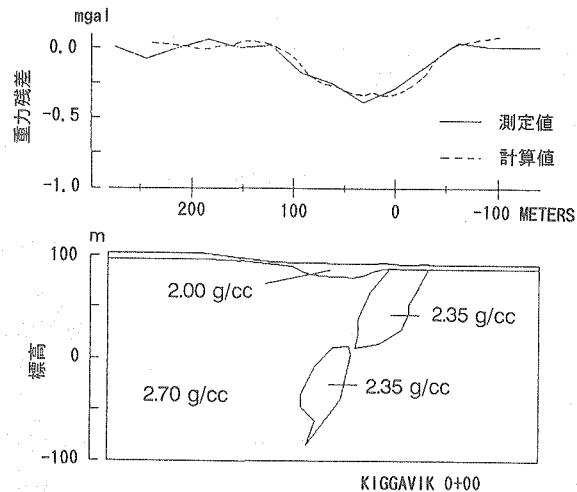


図 7 キガヴィック鉱床横断面の重力モデルと実測値²⁾

であるため、地形補正是通常は行っていない。

前述のケースでも懸念された、被覆層の層厚変化に起因する重力異常に遭遇するような場合も存在することが、探査が進むにつれて明らかになってきた。被覆層は氷河成堆積物からできており、その密度は一般に $1.5 \sim 2.0 \text{ g/cm}^3$ である⁸⁾。氷河成堆積物の密度を 2.0 g/cm^3 と仮定し、岩盤との間に 0.7 の密度差を与えた場合、図 8 に示した 2 次元モデルのように 20 m ほどの厚さの変化があると、-0.3mgal 程度の重力異常が作られる。

このように、対象地域の被覆層の厚さは、通常は安定しているものの、ところにより厚さを増していることもあり、被覆層の厚さの変化はこの地域で重力探査を行う上で注意を要する点の一つであることが認識された。

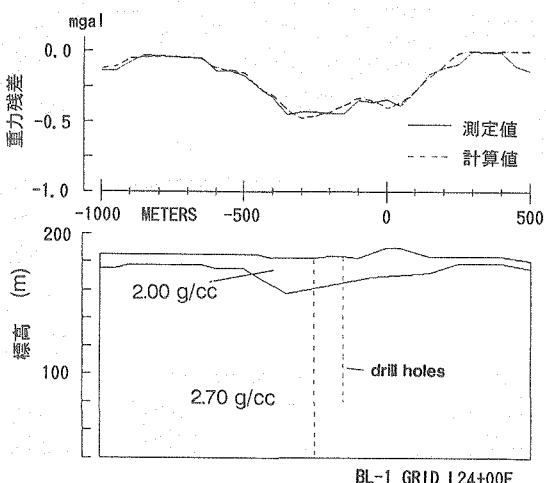


図 8 BL-1 グリッドの重力断面²⁾

5. アンドリューレイク鉱床の発見

1986年のエアボーン比抵抗テスト調査の結果、この手法が対象地区の絞り込みに有効であると認識され、翌1987年6月末に、広範囲を対象にエアボーン比抵抗探査が実施された。測定距離は合計1,007km、測線間隔は250mであり、約250km²をカバーした。

これによって得られた低比抵抗異常から、8つの地区が選定され、直ちに探査測線グリッドが設定され、VLF比抵抗探査により比抵抗異常が追確認された。また、これを追いかけるように、7月～8月初旬に重力探査が実施され、多数の重力異常が検出された。SWグリッドは8地区の一つであり、当時

の鉱区の南西部に位置することからサウスウエスト(SW)というグリッド名が付けられた。SWグリッドで得られた重力異常は-1mgalに達し、キガヴィック鉱床メインゾーンの重力異常よりも大きく、明瞭なものであった(図9)。

翌1988年8月、この重力異常に対して実施した試錐により、有望な鉱化帯に着鉱した。着鉱孔SW-4は鉱化層厚117.9m、平均品位0.5%U₃O₈であった。この鉱化帯は、1989年および1990年に行われた追跡試錐により、地質埋蔵鉱量24,000tU₃O₈(平均品位0.6%U₃O₈)の鉱床であることが明らかとなり、近隣の湖の名前をとってアンドリューレイク鉱床と命名された。

この鉱床の発見により、エアボーン比抵抗探査、VLF比抵抗探査、重力探査、試錐、という探査手順の有効性が実証された。また、アンドリューレイク鉱床の重力異常の広がりは400m×500m(面積0.2km²)であり、約1カ月という短期間に250km²という広い範囲から、その千分の1以下の地点を探り当てたことになる。このことからも、エアボーン比抵抗法の導入による探査効率の大幅な向上は明瞭である。エアボーン実施後約1年で鉱化帯の発見に至ったことは、鉱床探査史上(特に潜頭鉱床を対象とした鉱床探査において)理想的な成功例といってよい。

6. 変質岩の物理特性と岩石学的特性との関係

物理探査により得られた異常をより的確に評価するため、試錐試料の全岩化学分析結果を用いて、岩石の比抵抗および密度と変質の特徴について検討を行った。

6.1 母岩の変質分帶

鉱床の母岩をなす岩石は、未変質の場合、主に石英・長石・黒雲母(および岩石によっては角閃石)から構成されており、一方、変質岩は主に石英と粘土鉱物(セリサイト・緑泥石)から構成されている。セリサイトが主な変質鉱物で、緑泥石はクリノクロアとスドーアイトの2種が認められる。

$(K_2O + Na_2O + CaO)/Al_2O_3$ (モル比)は、長石では1、黒雲母では0.5から1の間であり、本地域の母岩は未変質の場合、長石の方が多いので、このモル比は、全岩では1に近い値となる。一方、この比はセリサイトでは約0.32、緑泥石では0であるから、変質鉱物が多いほどこの値が低下していくことになる。セリサイトと緑泥石の量比の変化が大きい場合には、厳密な議論に使うことはできないが、近似的なものとしてこの値を粘土変質の程度を示す指標として用いてもよいと考えられる。

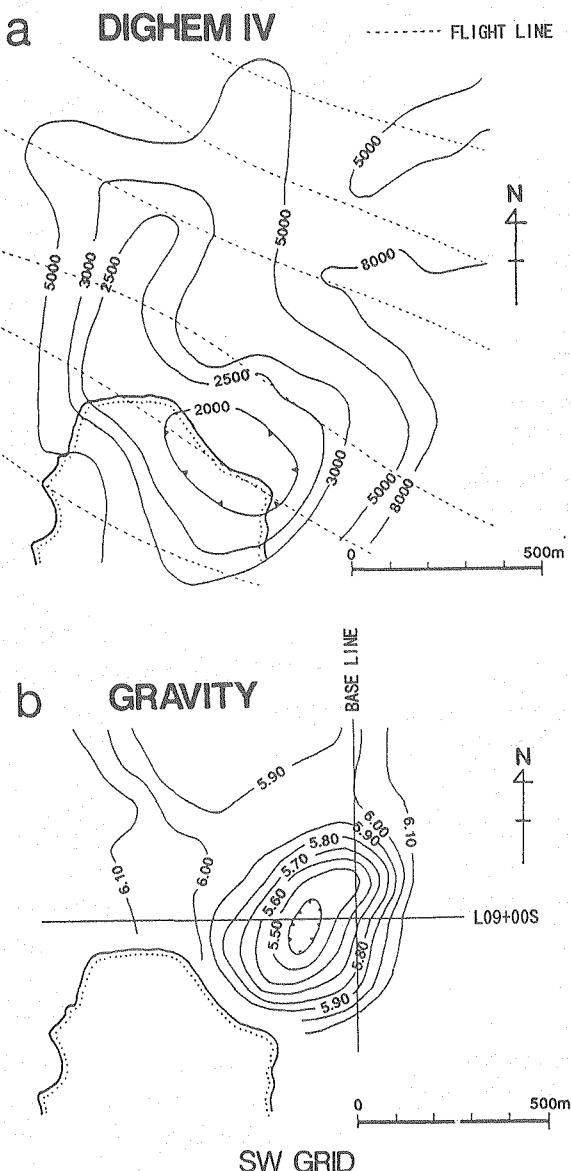


図9 SWグリッドでの物理探査結果^{a)}。a: エアボーン比抵抗探査(単位 Ωm)、b: 重力探査(ブーゲー異常、単位 mgal)

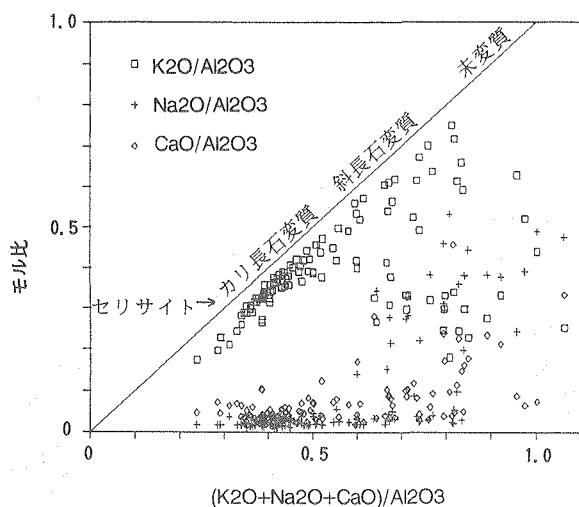


図10 キガヴィック鉱床メインゾーン付近の試錐試料全岩化学分析値のプロット²⁾

また、変質鉱物にはナトリウムとカルシウムが微量にしか含まれないので、変質とともにこれらのアルミに対する比が低下する。

図10は、キガヴィック鉱床の試錐試料の全岩化学分析値をプロットしたもので、横軸は変質指標としての $(\text{K}_2\text{O} + \text{Na}_2\text{O} + \text{CaO})/\text{Al}_2\text{O}_3$ 、縦軸は $\text{K}_2\text{O}/\text{Al}_2\text{O}_3$ 、 $\text{Na}_2\text{O}/\text{Al}_2\text{O}_3$ および $\text{CaO}/\text{Al}_2\text{O}_3$ 、である。試料は、未変質岩から強く変質されたものまで、変質程度のすべての段階をカバーするようにサンプリングされている。

変質の弱い段階ではナトリウムとカルシウムのそれぞれの比が減少し、同時にカリウムの比が増えており、斜長石のセリサイト化で特徴づけられる。その次の段階は、カリ長石のセリサイト化で特徴づけられ、カリウムの比が低下して、おおむねセリサイトの辺りに集中してくる。一部の試料の値がセリサイトの値よりも低くなっているのは緑泥石が存在するためである。

次に、鉱化・変質帯中心部では顕著な脱シリカ作用が認められ、石英が完全に溶脱されている部分がある。これは、不整合関連型鉱床に伴う変質作用の重要な特徴の一つである。脱シリカの状態を見るために、横軸に SiO_2 と $\text{SiO}_2 + \text{Al}_2\text{O}_3$ のモル比を、縦軸に $\text{K}_2\text{O} + \text{Na}_2\text{O} + \text{CaO}$ と $\text{K}_2\text{O} + \text{Na}_2\text{O} + \text{CaO} + \text{Al}_2\text{O}_3$ のモル比をとって、図10と同じキガヴィック鉱床のデーターをプロットしたものが図11aである。粘土化の進んだ石は、黒雲母とセリサイトの境界の横線よりも下に、粘土変質の弱いサンプルは同じ線の上側にプロットされる。粘土化の進んだ石の大多数は変質の弱いものと同じシリカ/アルミ比を持っており、長石が分解して粘土鉱物と石英が生じ

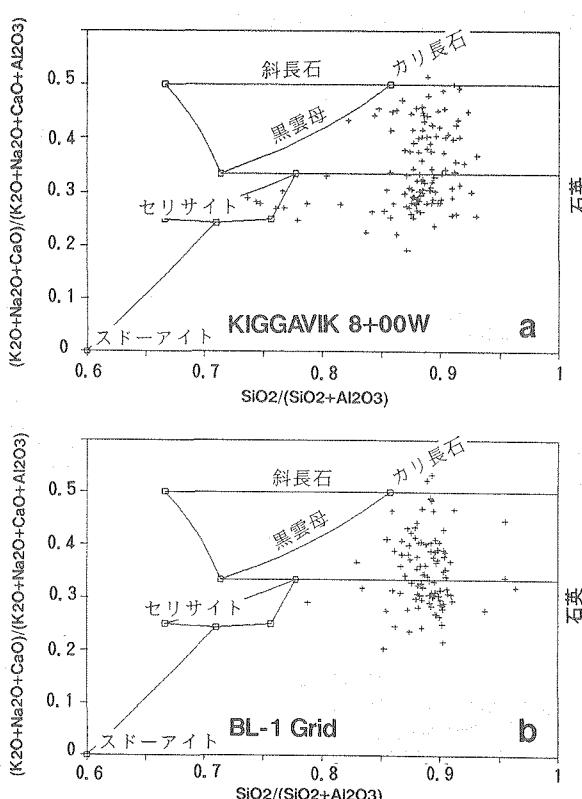
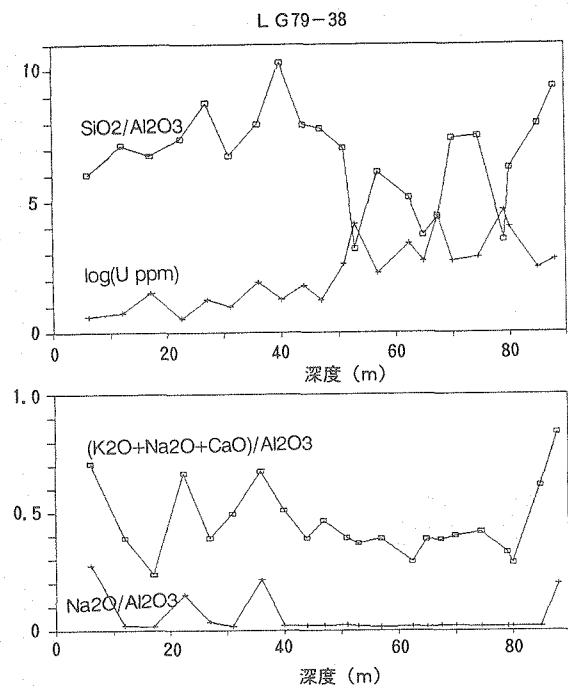


図11 キガヴィック鉱床メインゾーン (a) とBL-1グリッド (b) の全岩分析値のプロット²⁾

るという反応で生成されたものである。しかし、一部のサンプルは明瞭にシリカ/アルミ比が減少しており、原岩のシリカ/アルミ比を保存している領域から、セリサイトの領域に至る範囲にはほぼ連続的に分布している。一般にアルミの溶解度はシリカに比べて著しく低く、シリカ/アルミ比の減少はシリカの溶脱を表している。したがって、ここでは変質は2段階に分けて考えることができ、まず長石が粘土化され、その後に一部で石英の溶脱が起こったと考えられる。

比較のために、BL-1グリッドの試錐試料の分析値をプロットしたのが図11bで、長石の粘土化はキガヴィック鉱床と同じように認められるものの、脱シリカはほとんど認められない。ここでは顕著なウランの鉱化はなく、また明瞭な密度の低下も認められなかったことを考えると、密度の低下、脱シリカ(石英溶脱)、ウランの鉱化の3者には密接な関係がある可能性が考えられる。図12はキガヴィック鉱床の38番試錐孔の試錐試料の化学組成を深度に対しプロットしたもので、シリカの減少とウランの鉱化とがよく対応していることがわかる。

変質の状態について簡単にまとめると、変質の程度の弱いものから順に、斜長石のセリサイト化、カ

図12 試錐孔LG79-38の全岩分析値プロファイル²⁾

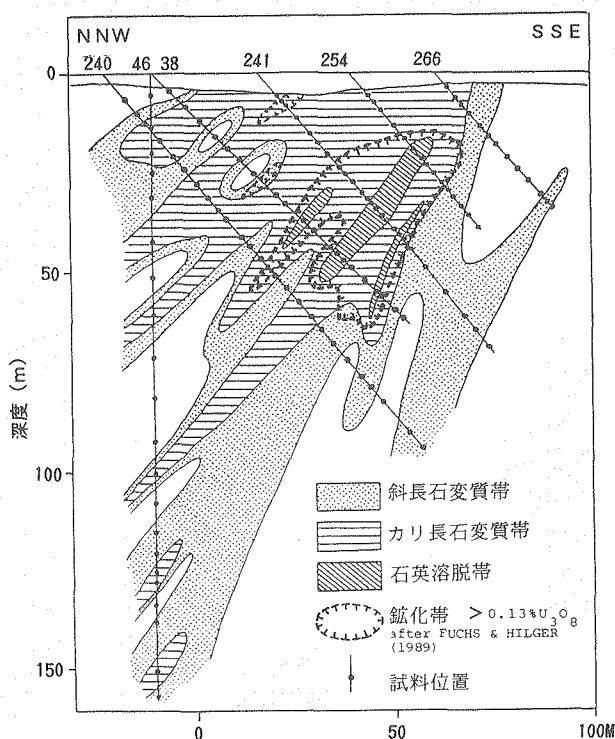
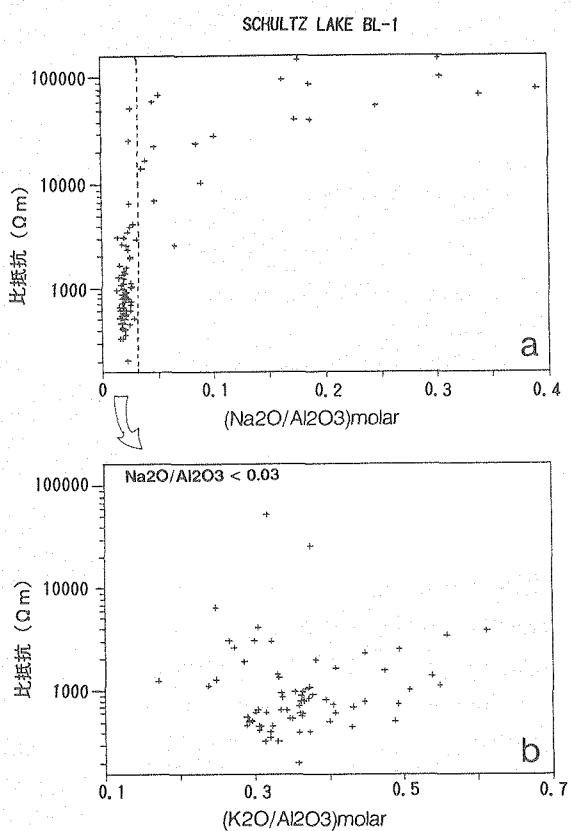
リ長石のセリサイト化、そしてセリサイト化された岩石の石英溶脱、の3つに区分できる。以後、それを斜長石変質帯、カリ長石変質帯、石英溶脱帯と呼ぶことにする。図13はこれを用いて、キガ

ヴィック鉱床の試錐断面の分帶を試みたもので、鉱化帯が石英溶脱帯を中心に分布していることが明瞭である。

なお、これらの変質帯は、変質鉱物の共生関係によってさらに詳しく分帶することができるが、物理特性との直接の関連はないので本稿ではふれないと。

6.2 変質岩の比抵抗

これまでの議論で、変質の状態・程度は全岩化学分析値を使って表現することができることを示した。これによって物理特性の変化と変質の状態とを数字で対応づけることが可能となった。図14aは、BL-1グリッドの試錐コアの比抵抗測定値と、Na₂OとAl₂O₃のモル比（斜長石の粘土化の指標）の関係をプロットしたものである。斜長石の変質とともに、比抵抗が急激に低下しているのがわかる。図14bはナトリウムの少ないものだけについて、同様に比抵抗値とK₂OとAl₂O₃のモル比の関係をプロットしたもので、カリ長石の変質段階での比抵抗値の変化を見ることができる。この中には、元々ナトリウムの少ない塩基性ないし中性の岩石が少数混じっていて、別のグループを作っているが、これを除外す

図13 キガヴィック鉱床の変質分帶例²⁾図14 化学組成と比抵抗の関係²⁾ (BL-1グリッド)

れば、比抵抗値は、カリ長石の分解とともに徐々にではあるがさらに低下する傾向にあることが読み取れる。しかし、その変化は緩やかである。

未変質岩と変質岩との比抵抗の顕著な差は、粘土化によって鉱物粒子の表面積が極度に拡大し、水溶液の鉱物表面に接する部分に形成される電気二重層が激増するためであると説明できる。また、粘土化された変質岩どうしの比抵抗の差は、主に、空隙に含まれる水溶液の量比に規制される。図15は変質岩の空隙率（孔隙率または間隙率ともいう）と比抵抗をプロットしたもので、図のように両者の対数値の間には負の相関関係がある。これは、主に堆積岩の比抵抗と空隙率との関係を表わす経験式「アーチーの式」が、変質岩でも成り立っていることを示す。

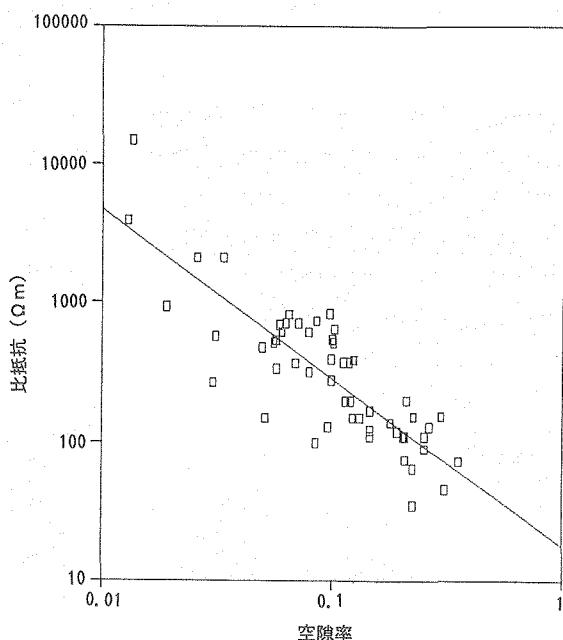


図15 変質岩の空隙率と比抵抗の関係

6.3 変質岩の密度

比抵抗の場合と同様にして、密度（全岩湿潤密度）についても検討を行った。図16はBL-1グリッドの試錐試料のプロットで、縦軸は密度を表わす。先に述べたように、BL-1グリッドの変質岩には顕著な脱シリカ作用は認められないで、ここでは、長石が変質する段階での密度の変化を見る事ができる。図16aからは、斜長石の粘土化に伴って岩石の密度が多少低下する傾向が認められるが、これは顕著なものではない。また、図16bは、カリ長石の粘土化は密度にはっきりした影響を与えていないことを示しており、したがって、長石の粘土化だけで

SCHULTZ LAKE BL-1

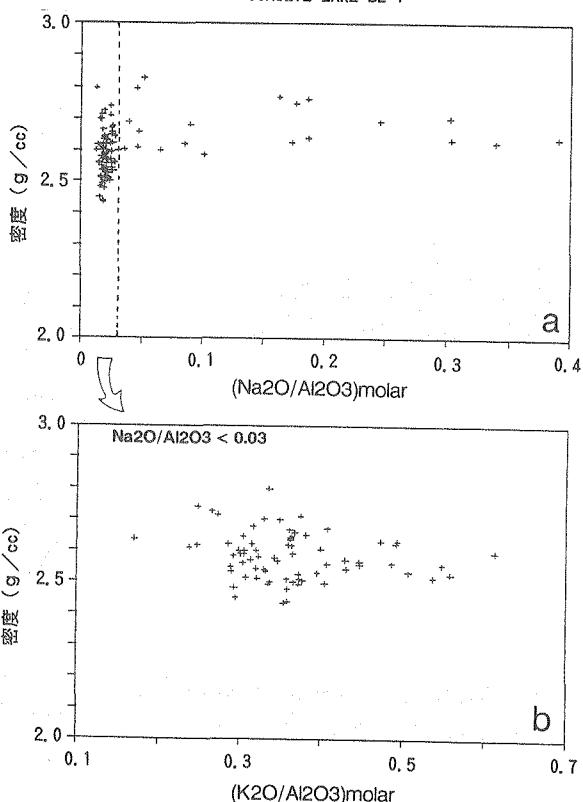


図16 化学組成と密度の関係²⁾ (BL-1グリッド)

は顕著な密度の低下は生じないことが判明した。

一方、顕著な石英溶脱が認められるアンドリューレイク鉱床の全岩分析値と密度測定値をプロットしたもののが図17である。横軸はシリカ・アルミ比、縦軸に密度をとっている。シリカ・アルミ比が小さいものほど低密度になる傾向が認められる。ばらつき

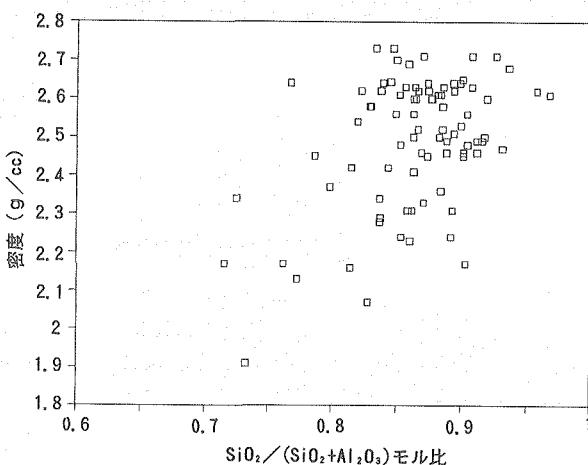


図17 シリカ・アルミ比と密度の関係（アンドリューレイク鉱床）

が大きいのは、原岩のシリカ・アルミ比の変動が大きいことと、重鉱物（赤鉄鉱やウラン鉱物）量比の変動のためであると考えられる。

石英が溶脱され、そのあとを水が充填し、全体の体積が維持されれば岩石の密度は当然低下する。これが低密度帯形成の主な原因である。石英溶脱帯へ大量の溶液が集中し通過したことが容易に推定される。これは鉱化の場として好ましいもので、ウランの鉱化帯と石英溶脱帯との密接な関係も説明することができる。

図18は、アンドリューレイク鉱床付近の試錐試料の比抵抗と密度の測定値をプロットしたものであ

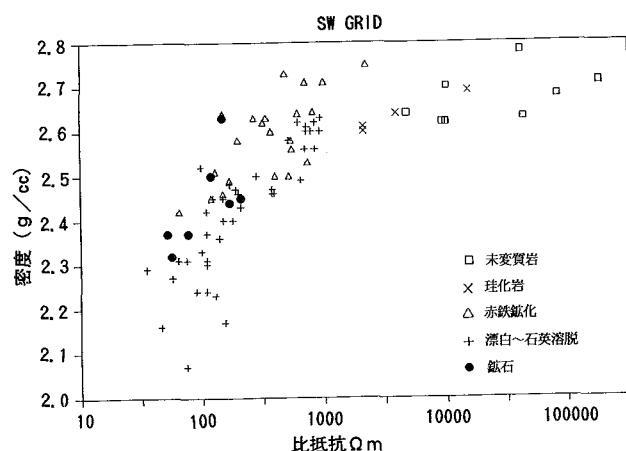


図18 比抵抗と密度の関係（アンドリューレイク鉱床）

る。試料は、(1)未変質岩、(2)珪化された岩石、(3)赤鉄鉱化された岩石、(4)漂白された岩石、(5)鉱石、の5つに分類できる。赤鉄鉱化されたものも含めて、(1)と(2)以外はすべて粘土化されている。(4)の一部と(5)は、顕著な石英の溶脱により密度が低下している。また、赤鉄鉱化された岩石と漂白された岩石と

表1 変質帯の密度と比抵抗²⁾

変質区分	密度 (g/cc)	比抵抗 (Ω m)		重力モデル (g/cc)
		未凍結	凍土帶	
未変質帯	2.7	>10,000	>10,000	
斜長石変質帯	2.5～ 2.6	1,000～ 10,000	3,000～ 10,000	
カリ長石 変質帯	赤鉄鉱化	2.6～ 2.7	500～ 1,000	2.7
	漂白	2.5～ 2.6	200～ 500	2.3
石英溶脱帯	2.0～ 2.5	70～ 200	200～ 600	

表2 地質的特徴と物性、物理探査異常との関係

地質分帯	変質帯周縁部	変質帯中心部 (鉱化帯)
鉱物の変質	斜長石等の粘土化	石英の溶脱
化学変化	Na, Caの減少	Siの減少
物性変化	電気二重層の激増による比抵抗の低下	空隙率の増大 密度の低下 比抵抗の低下
物理探査異常	低比抵抗異常	低重力異常 (低比抵抗異常)

は、赤鉄鉱以外の鉱物組成はほぼ同じであり、両者の密度の差は、赤鉄鉱（重鉱物）の有無によるものと考えられる。鉱石の密度が多少高いのも、同様に比重の高いウラン鉱物が含まれるためである。

6.4 変質岩の物性（まとめ）

以上の結果をまとめたものが表1であり、ここで得られた岩石の比抵抗および密度と変質岩の分帯との関係から、物探異常の解析・評価のための物理モデルの構築が可能となった。また、表2に変質帯の岩石学的特徴と物性、物探異常の関係を整理した。

7. おわりに

以上、カナダ北西準州シーロン盆地北東部で行っているウラン鉱床探査について、物理探査を中心紹介した。潜頭鉱床を対象とする場合、有効な探査手法の模索は、地質条件に即して対象地域毎に行われるものであり、ここで紹介した成功例は、理想的なケースといえる。

本報告では、紹介した探査手法の有効性の限界について言及する余裕がなかった。現在も、本報で紹介した探査地域では、確立された探査手順を用いて、新たな探査対象や鉱脈・鉱化帯が捕捉されている。しかし、いざれは手法の有効性の限界に達し、鉱床発見率が低下するはずである。したがって、確立された手法に拘泥せず、ルーチンワークに陥ることなく、今後も技術研鑽を積むことが肝要である。

探査現場では乏しいデータに基づいた仮想的な議論が先行する傾向があり、このため、物理探査技術者と地質技術者の間の議論が不毛なものとなりがちである。これを改善するために、変質岩の岩石学的特徴と物理特性との関係について考察を行った。これは、いわば物理探査と地質との間の領域を埋めるものである。物理探査をより有効に活用するためにはこの領域の仕事が今後ますます重要になるものと考える。基礎的な現象の理解に基づいた探査手法の

応用とデータの解析・解釈が現代の組織的な鉱床探査にとって不可欠である。

参考文献

- 1) Bundrock, G.: From armchair geology to a deposit in a new uranium province. In, Uranium Exploration Case Histories, IAEA, p.243-277, (1981).
- 2) Hasegawa, K., Davidson, G.I., Wollenberg, P., and Iida, Y.: Geophysical exploration for unconformity-related deposits in the Thelon basin, Northwest Territories, Canada. Mining Geology, vol.40, p.83-95, (1990).
- 3) 長谷川健、Davidson, G.I., Wollenberg, P., 飯田義正：カナダ北西準州シーロン盆地北東部での不整合関連型ウラン鉱床を対象とした物理探査。鉱山、vol.44、no. 4、p.27-39, (1991).
- 4) Miller, A.R., Cumming, G.L., and Krstic,D. : U-Pb, Pb-Pb and K-Ar isotopic study and petrography of uraniferous phosphate-bearing rocks in the Thelon formation, Dubawnt group, Northwest Territories, Canada. Can. Jour. Earth Sci., vol.26, p.867-880, (1989).
- 5) Fuchs, H.D., and Hilger, W.: Kiggavik(Lone Gull): an unconformity related uranium deposit in the Thelon basin, Northwest Territories, Canada. In, Uranium Resources and Geology of North America, IAEA, p.429-454, (1989).
- 6) Hoekstra, P., Selmann, P.V., and Delaney, A.: Ground and airborne resistivity surveys of permafrost near Fairbanks, Alaska. Geophysics, vol.40, p.641-656, (1975).
- 7) Fraser, D.C.: Dighem resistivity technique in airborne electromagnetic mapping. Geological Survey of Canada, Paper 86-22, p.49-54, (1986).
- 8) Parasmis, D.S. : Physical property guide for rocks and minerals. ABEM (Stockholm) Geophy. Mem, no.4/71, 12p.,(1971).



真空加熱抽出一ガスクロマトグラフ 法による混合酸化物燃料ペレット 中のガス成分の迅速定量分析

檜山 敏明 菅谷 伸一 山本 純太
上村勝一郎

東海事業所核燃料技術開発部

資料番号：87-3

Quantitative Analysis of Occluded Gases in Mixed Oxide Fuel Pellets by High Temperature and Vacuum Extraction-Gas Chromatography

Toshiaki Hiyama Shin-ichi Sugaya Junta Yamamoto
Katsuichiro Kamimura
(Nuclear Fuel Technology Development Division, Tokai Works)

一般にMOX燃料ペレット中の蒸発性不純物ガス量は、真空加熱一定容測圧法により測定される。この抽出されたガスをマクラウドゲージにより、独自に開発したガスサンプリング装置へ導入し、ガスクロマトグラフ法により簡便で精度良い定量分析を行うシステムを開発した。試作したMOX燃料ペレットの抽出ガスから、水素、酸素、窒素、メタン、二酸化炭素および一酸化炭素が検出され、このうち、水素、窒素および一酸化炭素が主成分であった。

水素、酸素、窒素、メタン、二酸化炭素、一酸化炭素およびエタンの相対標準偏差($n=10$)は、それぞれ1.0, 3.4, 0.6, 1.0, 1.4, 0.8および0.9%であった。1試料の分析に要する時間は、1時間以内と短時間である。

1. はじめに

プルトニウム-ウラン混合酸化物(MOX)燃料ペレット中に含有する蒸発性不純物(以下「ガス」という。)の成分分析は、炉心燃料設計、燃料製造および品質管理の観点から非常に重要である。

照射中のペレットから放出されるガスは、燃料棒の内圧を上昇させるばかりでなく、ペレット、被覆管ギャップの熱伝達率の低下(ペレット温度の上昇)を招く等の一因となっている。それらの影響の詳細な評価を行うためには、核分裂反応によって生成されるガス以外に製造時に燃料ペレット中に包蔵されているガスの成分分析のデータが必要である。また、燃料製造における脱ガス工程の簡略化等、製造工程解析および品質管理を行うためにも、ガス成分分析は重要である。

一般に核燃料ペレット中のガスの総量は、真空加熱一定容測圧法^{1),2)}により定容される。そのガスの成分分析を行うには、抽出系が真空であることから、一旦抽出したガスをコールドトラップ³⁾したのち常温に戻し、キャリヤーガスによって分析装置内へ導入するといった煩雑な操作が必要である。

著者らは、真空加熱装置とガスクロマトグラフとの間に、独自に考案したガスサンプリング装置⁴⁾を接続し、圧力変動を起こすことなくガスクロマトグラフへ試料ガスを導入する方法を開発した。また、ガスクロマトグラフの分離カラムに数種類の充填剤を用い、分析対象ガスを極性分子群と非極性分子群とに粗分離し、さらに流路切換バルブによりそれぞれの分子を分離可能な分離カラムへ導入するという方法を考案し、極性および非極性分子の同時定量を可能にした。

本報では、これらの組合せにより迅速にMOX燃料ペレット中のガス成分の定量分析が行えるシステムを開発したので、その成果を報告する。

2. 実験方法

2.1 装置および試薬類

ガス成分分析装置は、ガス抽出部、捕集および定容測圧部、ガスサンプリング装置およびガスクロマトグラフの4つの部分から構成されている。ガス成分分析装置の概略を図1に示す。

ガス抽出部は、石英ガラス炉管にモリブデン製ル

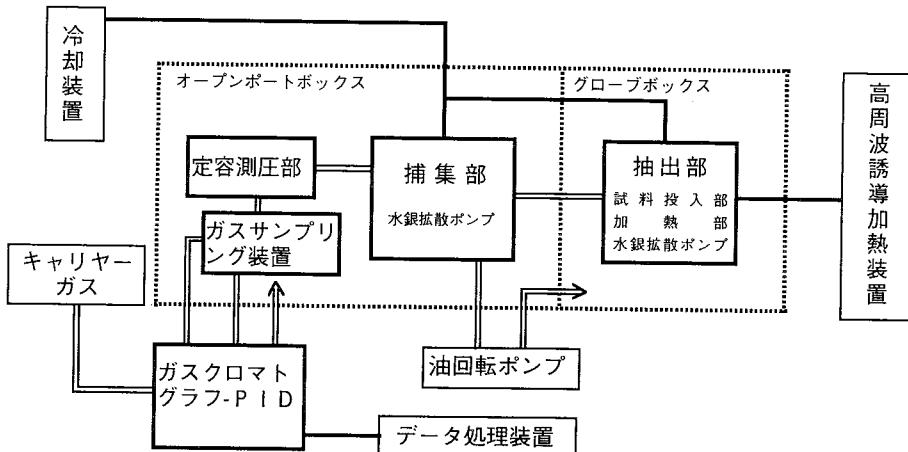


図1 ガス成分分析装置概略図

ツボを装填し、高周波誘導コイルにより加熱する部分と、磁石を用いてペレットを炉管に投入する部分および抽出用水銀拡散ポンプから構成されており、到達真空度は約 10^{-2} Paである。

捕集および定容測圧部は、捕集用水銀拡散ポンプ、テプラーポンプおよび校正されたマクラウドゲージから構成されており、全抽出ガスの容量測定が可能である。

ガスサンプリング装置は、捕集および定容測圧部(10^{-2} Pa)とキャリヤーガス圧 $2\sim5\text{ kg/cm}^2$ のガスクロマトグラフを接続し、抽出捕集部とガスクロマトグラフ間の圧力差によるガスクロマトグラフのベースラインの乱れを防止するため、抽出捕集したガスをキャリヤーガスでガスクロマトグラフの系と同圧にしたのち、全量を分離カラムに導入できる構造である。

本装置は、ガラス製の変形4方コックおよび3方コックからなり、これらを内径2mmの毛細ガラス管で接続し、キャリヤーガス入口側に圧力緩衝用のガラス球を設け圧力変動を緩和する構造とした。また、標準ガスを注入できるようシリコンゴム製の標準ガス注入口を設けた。ガスサンプリング装置の概略を図2に示す。

ガスクロマトグラフは、日立製G-3000型に同社製光イオン化検出器(Photoionization Detector, PID)を取り付け使用した。熱伝導度検出器を用いた場合、検出感度はキャリヤーガスとの熱伝導度の差に依存するため、水素、酸素、窒素等を高感度で同時に分析することは困難であるが、PID⁵⁾はほとんどの無機ガスを高感度で検出できるため、本システムではPIDを採用した。

分離カラムは、それぞれステンレス製カラム

(内径3mm×長さ4m)にPorapak Q(50~80メッシュ)、ステンレス製カラム(内径3mm×長さ2m)にMolecular Sieve 5A(60~80メッシュ)、ステンレス製カラム(内径3mm×長さ2m)にChromosorb W(60~80メッシュ)、ステンレス製ラカム(内径3mm×長さ2m)にPorapak Q(50~80メッシュ)を充填し使用した。また、保持時間を調整するための、ステンレス製空カラム(内径3mm×長さ6m)を使用した。

キャリヤーガスは、市販の純度99.995%以上のヘリウムガスを使用した。

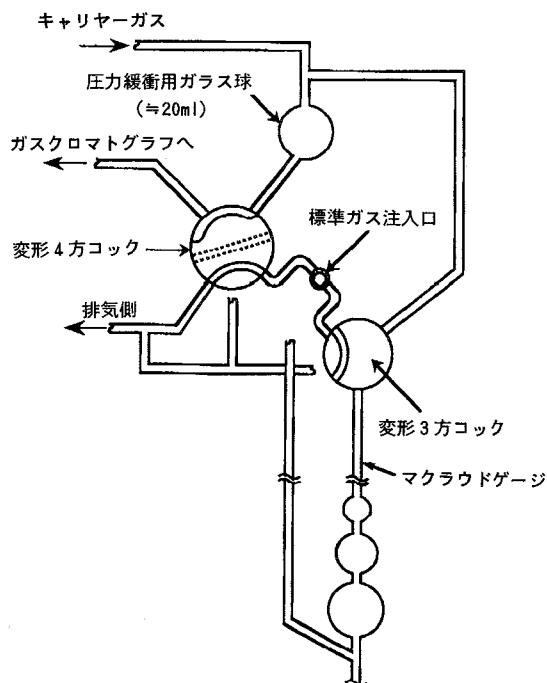


図2 ガスサンプリング装置

標準ガスは、水素、酸素、窒素、メタン、二酸化炭素、一酸化炭素およびエタンの組成比がそれぞれ23.9%、1.03%、26.11%、3.85%、15.40%、25.7%および4.01%のものを、テフロンコックおよびシリコンゴム製セプタムの付いたパイレックスガラス製真空採気びんに、標準ガスの充填されたポンベから直接捕集し、大気圧としたのちシリコンゴム製セプタムを通して、マイクロシリジンで適量採取し使用した。その他必要に応じて、ジエルサイエンス社製ブッシュ缶タイプの純度99.9%以上の水素、酸素、窒素、メタン、二酸化炭素、一酸化炭素およびエタンの標準ガスにシリジン採取コネクターを取付け、マイクロシリジンで適量採取し使用した。

2.2 分析対象ガス成分の選定

O.Vegaら³⁾は、質量分析装置を用いた未照射のPWRタイプ二酸化ウラン燃料中のガス成分分析を行い水素、窒素、一酸化炭素および二酸化炭素を検出した。また、F.Eeckhoutら⁶⁾は、ガスクロマトグラフのカラム充填剤としてMolecular Sieve 5 A、検出器として熱伝導度検出器(Thermal Conductivity Detector, TCD)を使用し、高速炉燃料中のガス成分分析を行い水素、窒素、酸素、メタンおよび一酸化炭素を検出した。

これらの報告から、本実験における分析対象ガスは、水素、酸素、窒素、メタン、二酸化炭素、一酸化炭素およびエタンとした。

2.3 ガスクロマトグラフによるガス成分分析の原理

F.Eeckhoutら⁶⁾が行ったように、非極性分子である水素、窒素、酸素、メタンおよび一酸化炭素の分離は、分離カラムの充填剤としてMolecular Sieve 5 Aを使用すれば可能である。しかし、二酸化炭素は極性を有していることから、充填剤に吸着してしまい、2.2で選定したすべてのガスを同時に分析することは不可能である。

そこで、充填剤としてMolecular Sieve 5A, Chromosorb W, Porapak Q等を用い、複数の分離カラムに充填し、これらをコンピュータ制御による自動流路切り替えバルブでカラム流路を切り替え、分析成分に適したカラムで分離することにより同時定量を可能にした。

ガスサンプリング装置によって導入された試料ガスを、Porapak Qを充填した分離カラムで二つのガス成分のグループに粗分離したのち、流路切り替えバルブによって保持時間の短いガス成分のグループ（水素、酸素、窒素および一酸化炭素）をMolecular Sieve 5Aを充填したカラムへ、保持時間の長いガス成分のグループ（メタン、二酸化炭素およびエタン）を、Chromosorb Wを充填した分離カラムへ導入し、各ガス成分を分離する。これら、二系列で分離されたガス成分を検出器の手前で合流させたのち、PIDにより検出することによって、一つのクロマトグラムとして得ることができる。コンピュータ制御によるガスクロマトグラフの原理図を図3に示した。

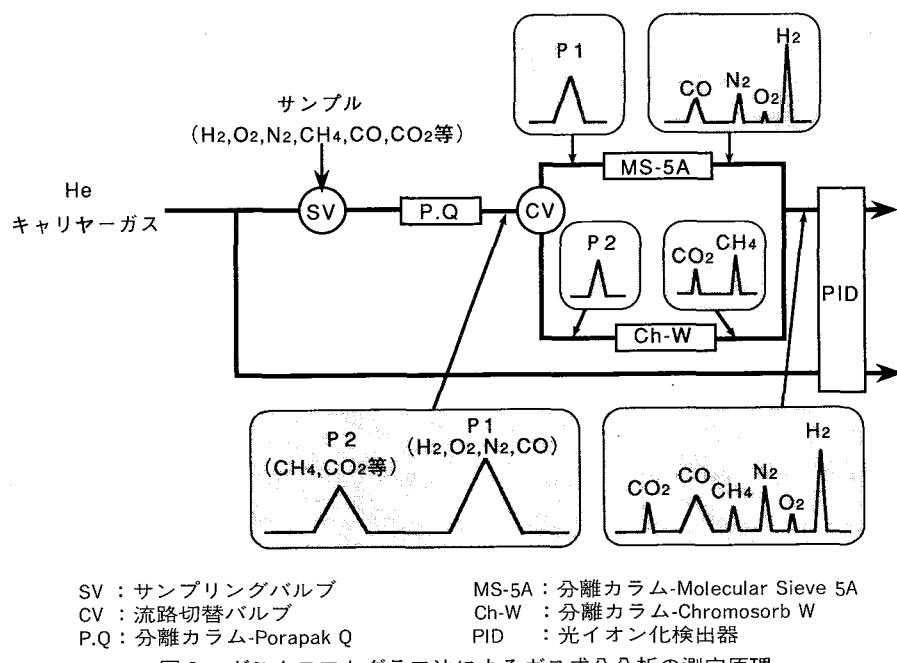


図3 ガスクロマトグラフ法によるガス成分分析の測定原理

2.4 測定方法

試料を真空中で急激に加熱し、試料中に含有するガスを発生させ、水銀拡散ポンプ、テプラーポンプ等でマクラウドゲージ内に捕集したガスの圧力を測定し、標準状態におけるガス量に換算することにより定容測定を行う。さらに定容測定終了後、捕集したガスを、テプラーポンプによりガスサンプリング装置へ導入し、ヘリウムキャリヤーガスと同圧にした後、ガスクロマトグラフへ導入する。ガスクロマトグラフの分離カラムで分離されたガス成分を、PIDで検出し、あらかじめ作成した検量線から検出量を求め定量する。

3. 結果および考察

3.1 ガスクロマトグラフの分析条件検討

(1) キャリヤーガス流量の設定

ガスクロマトグラフの最適キャリヤーガス流量を設定するため、カラム温度を一定とし、キャリヤーガス流量を80、100、120ml/minと変化させ、各成分の保持時間および相対強度に対する影響について検討を行った。なお、キャリヤーガス流量の測定は、PID入口の流量を測定し設定した。保持時間に対するキャリヤーガス流量の影響を図4に示した。

図4から、80ml/minではエタンの保持時間が長くなり、またメタンおよび二酸化炭素の保持時間が

接近しており、ピークの一部が重なってしまうことがわかった。また80ml/minのときの感度を1として、各成分のキャリヤーガス流量に対する相対強度を求めたところ、120ml/minでは、各成分の保持時間は短くなるが80ml/minの感度に比べ10%程度の感度低下が認められた。

以上の結果から、最適なキャリヤーガス流量は、100ml/minに設定することとした。

(2) カラム温度の影響

ガスクロマトグラフの最適カラム温度を設定するため、キャリヤーガス流量を一定とし、カラム温度を40、60、80°Cと変化させ、各成分の保持時間および相対強度に対する影響について検討を行った。

保持時間に対するカラム温度の影響を図5に示した。図5から、カラム温度の上昇とともに保持時間が短くなり、特に一酸化炭素およびエタンではその効果が著しく、40°Cの保持時間が約16分であるのに対し、80°Cでは約6~8分であった。また40°Cでは、一酸化炭素およびエタンならびにメタンおよび二酸化炭素の保持時間が接近しており、ピークの一部が重なってしまい、また、60°Cでは、二酸化炭素とメタンが、80°Cでは、酸素と窒素のピークの一部がそれぞれ重なってしまうことがわかった。

以上の結果からカラム温度は、各成分のピークが重ならない70°Cに設定することとした。

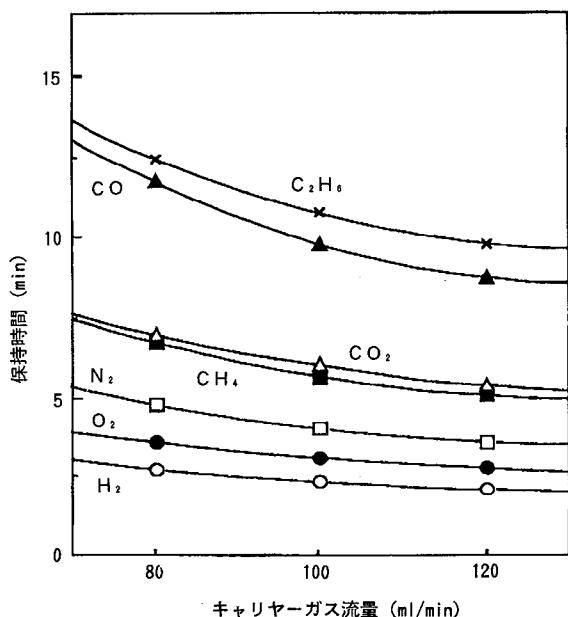


図4 保持時間に対するキャリヤーガス流量の影響
分析条件：カラム温度、60°C；PID放電電圧、700V；
PID放電ガス流量、120ml/min.

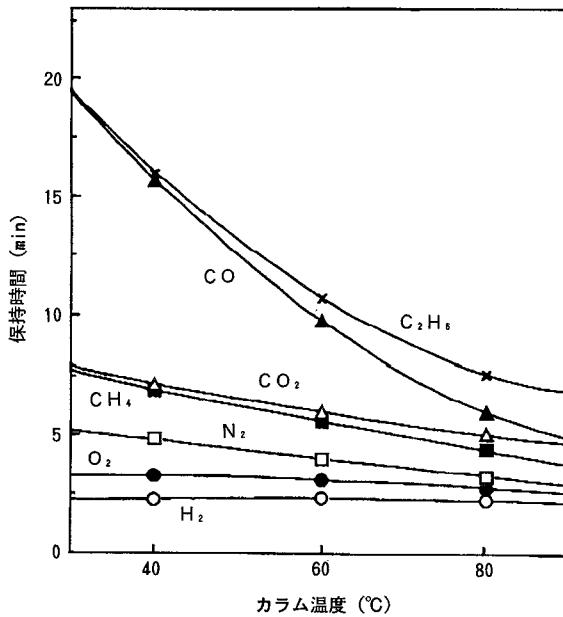


図5 保持時間に対するカラム温度の影響
分析条件：キャリヤーガス流量、100ml/min；
PID放電電圧、700V；
PID放電ガス流量、120ml/min.

3.2 自動流路切り替えバルブの切り替え時間の設定

本実験に使用したガスクロマトグラフは、Porapak Qの充填された分離カラムで分離された2つのガス成分のグループを、それぞれMolecular Sieve 5AおよびChromosorb Wの充填された分離カラムへ適切なタイミングで導入するため、自動流路切り替えバルブが設けられている。この流路切り替えバルブの切り替え時間は、各成分の保持時間に影響を与えることが考えられる。そこで自動流路切り替えバルブの切り替え時間が、各成分の保持時間に与える影響を把握するため、キャリヤーガス流量およびカラム温度を一定とし、切り替え時間を2.4~3.4分の間で変化させ検討を行った。結果を図6に示す。

図6からエタンおよび二酸化炭素は、バルブ切り替え時間を短くするにしたがい、保持時間がわずかに長くなる傾向を示したが、その他の成分についてはほとんど変化は見られなかった。したがって、流路切り替え時間は、最短である2.4分に設定した。

3.3 検量線の作成

2.2でも述べたように、本実験における分析対象ガスは、水素、酸素、窒素、メタン、二酸化炭素、一酸化炭素およびエタンとした。

検量線は、2.1で述べた標準ガスを使用し作成した。

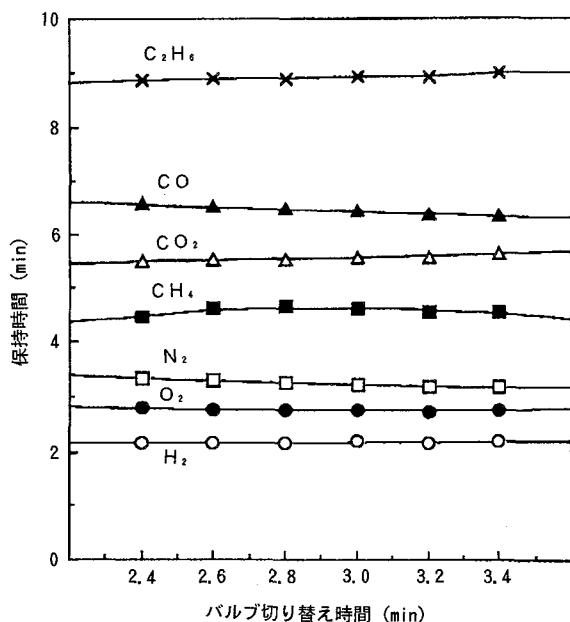


図6 保持時間に対するバルブ切り替え時間の影響
分析条件: カラム温度、70°C; キャリヤーガス流量、100ml/min; PID放電電圧、700V; PID放電ガス流量、120ml/min.

表1 繰り返し分析結果

標準ガス	(n=10)						
	H ₂	O ₂	N ₂	CH ₄	CO ₂	CO	C ₂ H ₆
採取量 (μg)	3.91	2.70	59.80	5.05	55.43	58.86	9.84
平均 (μg)	3.870	2.516	59.860	4.980	54.610	58.041	9.691
σ _{n-1} (μg)	0.0392	0.0850	0.372	0.0500	0.760	0.461	0.0851
C.V. (%)	1.0	3.4	0.6	1.0	1.4	0.8	0.9

分析条件: カラム温度、70°C; キャリヤーガス流量、100ml/min; PID放電電圧、700V; PID放電ガス流量、120ml/min.

本実験で作成した検量線は、それぞれ水素0.1μg ~7.8μg、酸素0.05μg ~4.1μg、窒素1.5μg ~120μg、メタン0.1μg ~10μg、二酸化炭素1.4μg ~110μg、一酸化炭素1.5μg ~120μg、エタン0.25μg ~20μgの範囲で直線性を示した。

3.4 分析精度

それぞれの成分について、分析操作時におけるブランクガスおよびサンプルガスを想定し、低濃度領域および高濃度領域について、繰り返し(n=10)分析を行い、平均値、標準偏差および変動係数(相対標準偏差)を求めた。結果を表1に示す。

その結果、水素、酸素、窒素、メタン、二酸化炭素、一酸化炭素およびエタンの相対標準偏差(n=10)は、それぞれ1.0、3.4、0.6、1.0、1.4、0.8および0.9%であった。また本法の検出限界(3σ)は、それぞれ水素0.12μg、酸素0.26μg、窒素1.12μg、メタン0.15μg、二酸化炭素2.28μg、一酸化炭素1.38μg、エタン0.26μgであり、定量下限(10σ)は、水素0.39μg、酸素0.85μg、窒素3.7μg、メタン0.50μg、二酸化炭素7.60μg、一酸化炭素4.61μg、エタン0.85μgであった。

3.5 ガス成分分析

(1) 新型転換炉用MOX燃料ペレット中のガス成分
窒素-水素雰囲気で焼結した、5種類の新型転換炉用試作MOX燃料ペレットを用い、抽出温度1100°C、抽出時間30分(規格値)で抽出したガスの成分分析を行った。図7に示したガスクロマトグラムの各々のピークの保持時間と、ガスサンプリング装置に設けた標準ガス注入口から注入し測定した標準ガスの保持時間とを比較し定性したところ、各々のピークは、水素、酸素、窒素、メタン、二酸化炭素および一酸化炭素であることがわかった。次に、あらかじめ作成した検量線から検出量を求め、空試験値を差し引いて各成分の含有率を算出した。結果を表2に示す。これより、今回試作した新型転換炉用MOX燃料ペレットの全ガス量は、製品の規格値60μl/g以下であり、その成分は、水素、一酸化炭素

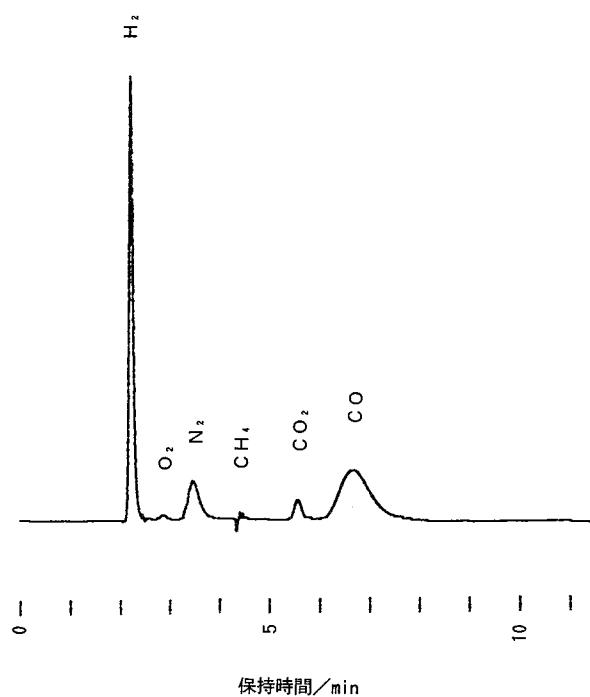


図7 ガスクロマトグラムの例
試 料: N₂-H₂焼結新型転換炉用MOX燃料
分析条件: カラム温度、70°C;
キャリヤーガス流量、100ml/min;
PID放電電圧、750V;
PID放電ガス流量、120ml/min.

および窒素が主成分であることがわかった。また、定量下限以下ではあるが、酸素、メタンおよび二酸化炭素の存在が確認された。

(2) 高速炉用MOX燃料ペレット中のガス成分

焼結雰囲気を変えて試作した5種類の高速炉用MOX燃料ペレットを用い、抽出温度1700°C、抽出時間30分（規格値）で抽出したガスの成分分析を行った。得られたクロマトグラムを図8に示す。クロマトグラムの各々のピークは、水素、酸素、窒

表2 新型転換炉用試作燃料ペレット中のガス成分分析結果

Lot No.	検出量 ^{注)} ($\mu\text{l/g}$)						
	H ₂	O ₂	N ₂	CH ₄	CO ₂	CO	C ₂ H ₆
1	30	—	0.89	—	—	2.9	ND
2	12	—	0.99	—	—	2.5	ND
3	8.9	—	1.0	—	—	3.5	ND
4	9.9	—	0.68	—	—	4.7	ND
5	7.1	—	0.93	—	—	4.5	ND

—: 定量下限値以下 ND: 未検出 ^{注)} 25°C、1気圧に換算した値

ガス抽出条件: 抽出温度、1100°C; 抽出時間、30min

分析条件: カラム温度、70°C; キャリヤーガス流量、100ml/min; PID放電電圧、700V; PID放電ガス流量、120ml/min.

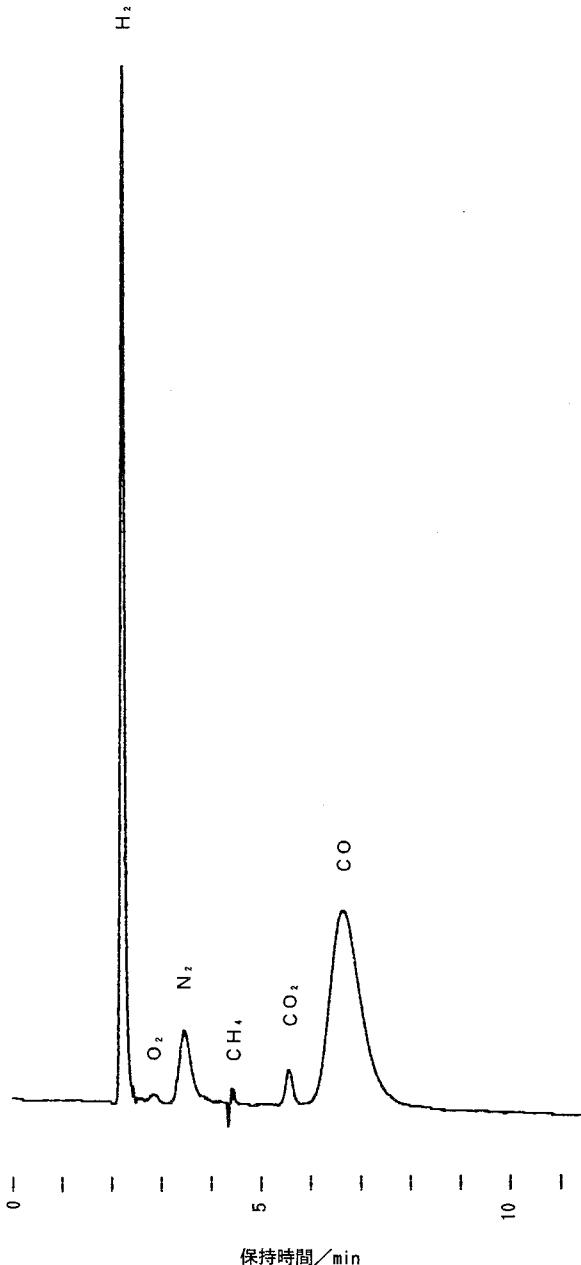


図8 ガスクロマトグラムの例
試 料: Ar-H₂焼結高速炉用MOX燃料
分析条件: カラム温度、70°C;
キャリヤーガス流量、100ml/min;
PID放電電圧、750V;
PID放電ガス流量、120ml/min.

素、メタン、二酸化炭素および一酸化炭素である。次に、あらかじめ作成した検量線から検出量を求め、空試験値を差し引いて各成分の含有率を算出した。結果を表3に示す。これより、窒素-水素雰囲気で焼結したペレットでは、水素、窒素および一酸化炭素が主成分であり、アルゴン-水素雰囲気で焼

表3 高速増殖炉用試作燃料ペレット中のガス成分分析結果

Lot No.	焼結 雰囲気	検出量 ^{注)} ($\mu\text{l/g}$)					
		H ₂	O ₂	N ₂	CH ₄	CO ₂	CO
1	N ₂ -H ₂	46	—	20	—	—	9.4 ND
2	Ar-H ₂	14	—	—	—	—	1.9 ND
3	Ar-H ₂	14	—	—	—	—	12 ND
4	N ₂ -H ₂	93	0.48	38	—	—	15 ND
5	N ₂ -H ₂	21	1.3	30	—	—	11 ND

—: 定量下限値以下 ND: 未検出 ^{注)} 25°C、1気圧に換算した値

ガス抽出条件: 抽出温度、1700°C; 抽出時間、30min

分析条件: カラム温度、70°C; キャリヤーガス流量、100ml/min; PID放電電圧、700V; PID放電ガス流量、120ml/min.

結したペレットでは、水素および一酸化炭素が主成分であることがわかった。いずれの場合も、一酸化炭素にバラツキが見られたが、これはペレット内の残留炭素に依存すると考えられる。

3.6 高速炉用MOX燃料ペレット中のガスの放出割合

アルゴンー水素雰囲気で焼結した高速炉用MOX燃料ペレットを用い、抽出温度をパラメータとして昇温試験を実施した。試料の加熱温度を750、900、1100、1300、1500および1700°Cの6段階に徐々に上

げ、各温度で15分保持してガスを抽出し、それぞれの温度における放出ガスの成分分析を行った。結果を図9に示す。図9から、ガス成分のうち水素および窒素は各々1700°Cで放出される量の約90%以上が750~1300°Cで放出されることが確認された。

3.7 真空加熱一定容測定法とガスクロマトグラフ法による全ガス量の比較分析

真空加熱一定容測定法とガスクロマトグラフ法による全ガス量の比較を行うために、ガス含有率の異なる製品および製造試験で製造された焼結ペレットを用いた比較分析を行った。結果を図10に示す。図10において100 μl 以下の値を示した試料は製造ペレットであり、ガスを多く含む試料は、焼結条件の異なる試作した試料である。

これらの実験結果から、真空加熱一定容測定法とガスクロマトグラフ法の測定値は、300 μl 以下の測定においては1:1に対応することがわかった。また300 μl 以上においてはガスクロマトグラフ法は低値を示すことがわかった。したがって、製品ペレットの規格値の範囲内においては、ガスクロマトグラフ法によるガスの成分分析を行うことにより、マクラウドゲージによる定容測定を行うことなく焼結ペレット中の全ガス容量の評価が可能である。

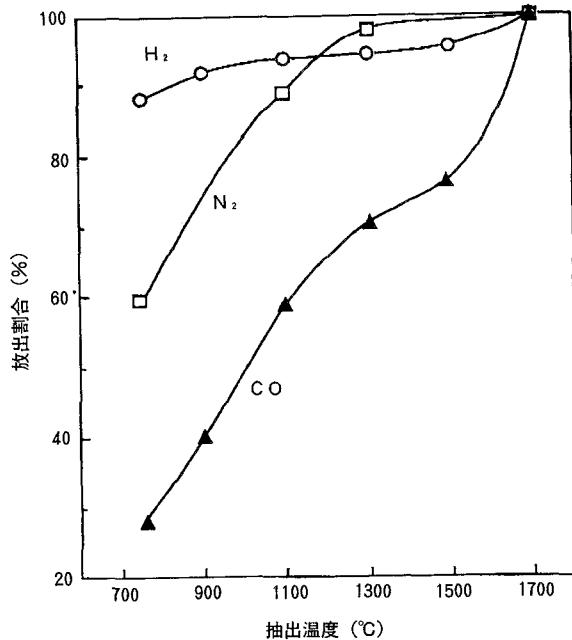


図9 高速増殖炉用燃料ペレットの温度変化に伴うガス成分の放出割合
ガス含有量: H₂, 253 $\mu\text{l/g}$; N₂, 4.5 $\mu\text{l/g}$; CO, 46.3 $\mu\text{l/g}$
分析条件: カラム温度、70°C; キャリヤーガス流量、100ml/min; PID放電電圧、700V; PID放電ガス流量、120ml/min.

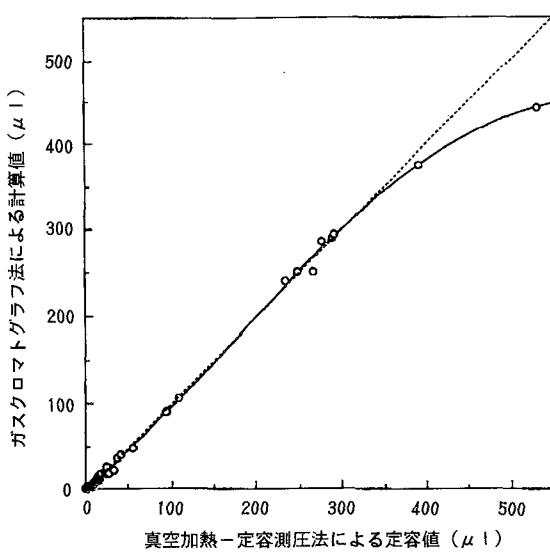


図10 真空加熱一定容測定法とガスクロマトグラフ法による全ガス量の比較
分析条件: カラム温度、70°C;
キャリヤーガス流量、100ml/min;
PID放電電圧、700V;
PID放電ガス流量、120ml/min.

4. まとめ

- (1) ガスサンプリング装置の考案により、抽出捕集したガスをガスクロマトグラフに全量導入でき、しかもベースラインの安定したクロマトグラムを得ることができた。
- (2) コンピュータ制御によるガスクロマトグラフーPIDの採用により、水素、酸素、窒素、メタン、二酸化炭素、一酸化炭素およびエタンの同時分析が可能となった。また、これにより燃料製造工程へのデータのフィードバックが可能となり、ガスの規格から外れた製品等の要因解析や、脱ガス処理の工程管理等に反映できるようになった。
- (3) O.Vegaらは、PWRタイプのUO₂燃料を用いた試験結果において、水素が放出ガスの主成分であり、その放出は1500°C以上の高温で生じると報告している。しかし、高速炉用MOX燃料を用いた本検討では、水素のはほとんどが750°C以下で放出されることおよび水素、窒素および一酸化炭素が主成分であるとの違いがあった。また、燃料ペレットを窒素ー水素雰囲気で焼結した場合は、水素および窒素の含有率が高く、アルゴンー水素雰囲気で焼結したペレットでは、ガスの包蔵量が相対的に少なかった。
- (4) 従来、ガスの定容法として採用している、真空

加熱一定容測定法（マクラウドゲージにより測定した全ガス容量）とガスクロマトグラフ法（ガス成分を分析し合計した全ガス容量）による全ガス容量を比較した結果、約300 μlまでの測定においては1:1に対応することがわかった。したがって、規格値の範囲においては、ガスクロマトグラフ法によりガスの成分分析を行うことにより、焼結ペレット中の全ガス容量の評価が可能である。

5. 謝辞

本実験を行うにあたり御協力を戴いた、検査開発株式会社藤田伸一氏に対し、感謝の意を表わします。

参考文献

- 1) Annual Book of ASTM Standards, Vol.12, 1 C698 (1990).
- 2) 日本原子力研究所 核燃料・炉材料等検討委員会：JAERI4053, “二酸化ウランの分析” (1970).
- 3) O.Vega, H.G.Riella et al.: Quantitative Analysis of Occluded Gases in UO₂ Pellets by Quadrupole Mass Spectrometer and Its Application in Quality Control of Nuclear Fuel, J.Nucl. Mater. Vol.106, p121–126 (1982).
- 4) 檜山敏明、脇谷伸一：真空抽出装置からのガスサンプリング装置、特願平2-254506号 (1990).
- 5) 川副重義、加茂友一他：ヘリウム放電を用いたガスクロマトグラフ用光イオン化検出器、分析化学、Vol.34, p309–313 (1985).
- 6) F.Eechout, C.Massa et al. : Gas Chromatography in Nuclear Fuel Rod Fabrication, J.Nucl. Mater. Vol.106, p127–140 (1982).

ATR実証炉燃料設計手法について

技術報告

植松 真一 中島 靖雄 菊池 圭一
安部 智之 松本 光雄*

東海事業所技術開発推進部
＊動力炉開発推進本部

資料番号：87-4

Fuel Design Method for Demonstration ATR

Shinichi Uematsu Yasuo Nakajima Keiichi Kikuchi
Tomoyuki Abe Mitsuo Matsumoto*
(Technology Development Coordination Division, Tokai Works
* Reactor Development Project)

ATR実証炉燃料の燃料設計には、実績のある「ふげん」燃料設計手法を基に最新の照射データを反映した燃料設計手法を用いている。設計には種々の設計コードを使用しているが、その中心となるのが燃料設計コード「ATFUEL」であり、同コードの妥当性は照射試験データにより検証している。

ここでは、ATR実証炉燃料設計手法について述べるとともに、燃料設計コード「ATFUEL」の妥当性について述べる。

1. はじめに

ATR実証炉燃料は、軽水炉燃料と共に通する事項として、燃料要素は、ジルカロイ-2被覆管を用い、その基本構造がBWR燃料と同等であること、使用条件がBWR燃料とほぼ同等であることが挙げられる。また、ATR実証炉燃料に特有な事項としては、MOX燃料を使用すること、クラスタ型燃料であることが挙げられる。これらについては、「ふげん」燃料の照射実績、ATR実証炉燃料に関する照射試験結果等に基づき、MOX燃料に関する知見を適切に燃料設計に取り入れるとともに、クラスタ型燃料であることを集合体構造設計に適切に考慮する必要がある。

クラスタ型燃料であることについては、実際に燃料集合体を試作開発するとともに、大洗工学センターの実規模試験施設において燃料集合体の振動特性、フレッティング特性、バーンアウト特性および耐久性を確認し、その開発成果を燃料集合体の構造設計に反映している。

ここでは、特にMOX燃料を使用することに注目してATR実証炉燃料の設計手法について紹介するとともに、主要な燃料設計コードである「ATFUEL」コードの解析結果を示し、MOX燃料に関する知見

が適切に燃料設計に取り入れられていることを確認する。

2. 設計方針および設計基準

2.1 設計方針

ATR実証炉燃料は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であることが要求される。機械設計は、燃料材料、使用温度、圧力条件、照射効果を考慮し、次の設計方針を満足するように行っていいる。

- ① 安全評価で行う「運転時の異常な過渡変化の解析」に記載するいかなる運転時の異常な過渡状態においても、プラントの各系統の保護動作とあいまって、2.2①項の「燃料の許容設計限界」に記載する燃料損傷を起こさないこと。
- ② 被覆管応力は、3.2節の「被覆管応力評価」に示す応力強さ限界以下であること。
- ③ 設計応力サイクル条件およびサイクル数から計算された疲労の累積損傷率は、1未満であること。
- ④ 燃料集合体は、使用中に燃料要素の変化等による過度の寸法変化を生じないこと。

この他、燃料被覆管の水素化、フレッティング腐食、ペレット-被覆管機械的相互作用、燃料集合体の輸送および取扱い時の健全性等を考慮して燃料集合体を設計する。

2.2 設計基準

ATR実証炉燃料が機械設計方針を満足することを確認するため、以下の設計基準を設定している。

① 燃料の許容設計限界

燃料損傷が起こる機構として、

- ・冷却不十分のために生じる過熱による被覆管の損傷
- ・被覆管と燃料ペレットの相対的膨張によって生じる歪による被覆管の損傷

を設計上考慮し、これらの燃料損傷を防止し、燃料の健全性を確保するため、以下のように定めた燃料の許容設計限界を運転時の異常な過渡変化時において満足すること。

(a) 最小限界出力比(MCPR)

安全限界MCPR以上

(b) 被覆管の円周方向平均塑性歪

1 %以下

② 被覆管の応力に対する基準

ASMEボイラおよび圧力容器コード第3章の考え方を参考にして得られる発生応力強さと許容応力強さの比（設計比）が寿命期間を通じて1.0以下であること。

③ 被覆管の疲労に対する基準

炉内での使用期間中に被覆管に加わる繰り返し応力について、予想サイクル数とLanger-O'Donnell曲線から得られる許容サイクル数の比の累積として表わされる累積損傷率が1.0未満であること。

④ 尺寸変化に対する基準

(a) 燃料集合体の伸び

燃料集合体は炉心上部機構と干渉しないこと。

(b) 燃料要素の伸び

各燃料要素の軸方向伸び差は、ロッドスプリングの縮みにより吸収される範囲内であること。

⑤ その他

炉内での使用期間中の照射効果、腐食、変動荷重等の影響を考慮しても被覆管の破損、過度の振動、フレッティング等を防止できるよう設計すること。

3. 評価手法

ATR実証炉燃料設計においては、図1に示す設計コードシステムにより、その流れに従い、各種の設計評価を行っている。ここでは、各設計コードでの評価手法について述べ、4章で燃料要素の熱・機械設計評価に使用する燃料設計コード「ATFUEL」の検証等について述べる。

3.1 燃料要素熱・機械設計評価

(1) 燃料要素熱・機械設計の考え方

燃料要素熱・機械設計評価では、燃料要素内の温

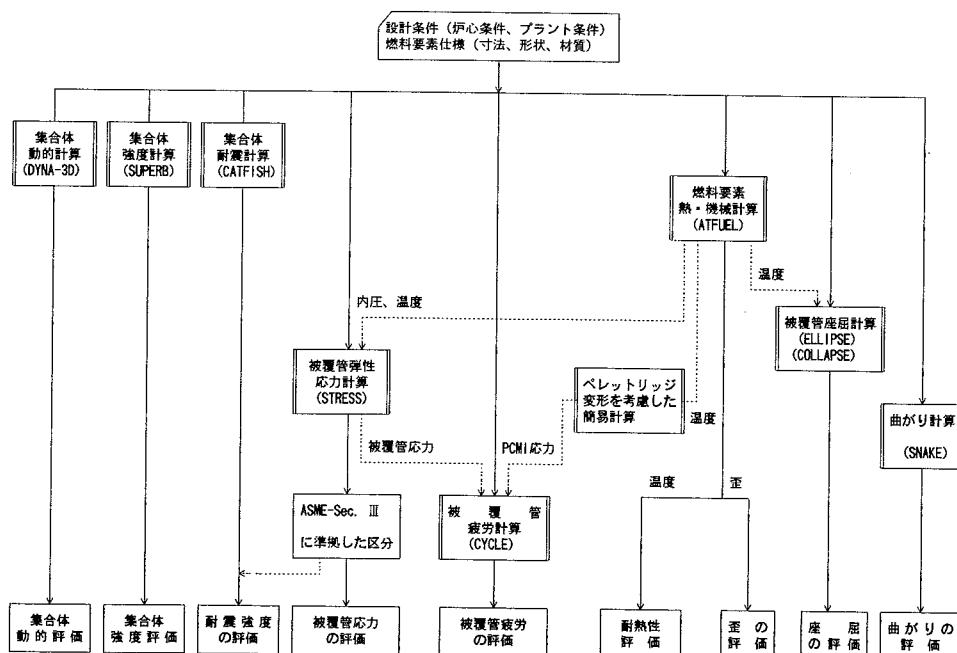


図1 ATR実証炉燃料設計コード体系

度分布、燃料要素内圧、被覆管の歪等の熱的・機械的特性を評価する。

燃料要素内温度分布は、燃料要素の出力、軸方向および半径方向出力分布、燃料ペレットおよび被覆管の熱伝導率、燃料ペレットと被覆管のギャップのギャップ熱伝達係数、被覆管外面熱伝達係数等に依存する。被覆管外面には、熱除去を阻害する酸化膜形成およびクラッド付着が予想される。ギャップ熱伝達係数は燃料ペレットと被覆管とのギャップ幅、FPガスの混入により変化するギャップ中の気体の熱伝導率等に影響を受ける。これらを考慮して、熱計算においては以下に示す現象を考慮する。

① 燃料ペレット

熱膨張、焼きしまり、スエリング、リロケーション、FPガス放出

② 被覆管

クリープ、弾塑性変形、燃料ペレットによる強制変形、酸化、クラッド付着

また、被覆管の直径は、被覆管とペレットが接触していない状態では、冷却材圧力と燃料要素内圧との差に起因するクリープ変形によって徐々に減少する。その後、燃料ペレットのスエリングおよび被覆管のクリープダウンによりペレットと被覆管が接触し、ペレットと被覆管の機械的相互作用(PCMI)により被覆管にクリープ等による引張歪が生ずる。燃料設計では、このような被覆管の歪に対して設計基準を満たすことを確認している。

この際、歪としては塑性歪とクリープ歪とから成る永久歪を考慮し、これが1%以下となることを確認している。

(2) 燃料要素熱・機械設計評価の方法

熱計算では、燃料要素をいくつかの軸方向および径方向メッシュに分割し、各軸方向ノード毎に計算を行う。径方向温度分布の計算では、燃料ペレットのディッシュおよびチャンファは無視するが、その部分の体積は燃料要素内圧の計算において自由体積の一部と考える。燃料ペレットと被覆管のギャップおよびプレナムを占める混合ガス(製造時に封入されているHeガス、燃料ペレットから放出されるFPガスおよび蒸発性不純物ガス)は、均一に混合されていると考える。なお、FPガス放出率については、従来の燃料設計では、1650°C以上の温度領域で100%、1650°C未満の温度領域で4%としていたが、最近の知見や照射データに基づき、Vitanzaモデル¹⁾に燃焼度に依存する加速項を加え、保守性を考慮した以下の式から求めている。

$$FGR = F_1(T) + F_2(Bu, T)$$

FGR : FPガス放出率

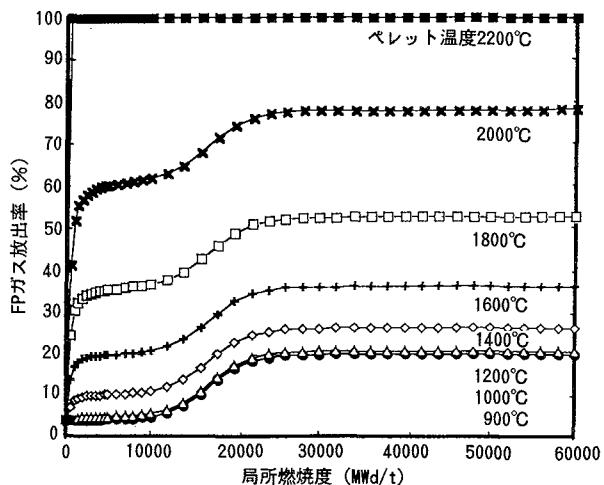


図2 「ATFUEL」コードに使用されているFPガス放出モデルの温度依存性および燃焼度依存性

$F_1(T)$: Vitanzaモデルに基づくFPガス放出率でペレット温度の関数で与えられる。

$F_2(Bu, T)$: 燃焼度に依存するFPガス放出率の加速項で、燃焼度およびペレット温度の関数で与えられる。

本FPガス放出モデルの温度依存性および燃焼度依存性を図2に示す。また、図3に示すように、FPガス放出率の燃焼に伴う最初の立ち上がりは第1項 F_1 によるものであり、次の立ち上がりは第2項 F_2 によるものである。全体の放出率は F_1 と F_2 の和であり、燃焼が進むと F_2 により加速されたのち、次第に飽和する傾向を示している。その飽和値は燃料ペレットの温度に依存している。

歪計算は、薄肉円筒殻モデルにより、クリープ、

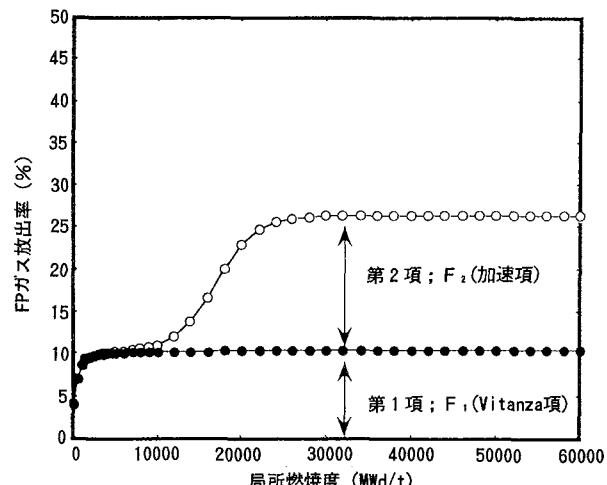


図3 FPガス放出モデルのVitanza項と加速項 (ペレット温度1400°C)

塑性変形を考慮して行っている。また、PCMI状態のときにはペレットは剛体とし、焼きばめの式に基づく接触圧力を基に被覆管の変形を計算する。

3.2 被覆管応力評価

(1) 応力評価の考え方

被覆管の応力評価は、プラント側条件、使用材料の性質等を考慮して、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時においても燃料要素が機械設計基準を満たすことを確認するために実施している。

応力評価方法は、ASMEボイラおよび圧力容器コード第3章に示されている理論、応力分類、考え方等を参考にして、最大せん断応力説に基づく破壊の理論を適用している。

各種の原因によって被覆管に発生する応力は弾性解析により算出され、各々一次膜応力(P_m)、一次曲げ応力(P_b)および二次応力(Q)に分類される。

最大せん断応力説にしたがい、分類された各応力に関するそれぞれの応力強さは、軸方向、円周方向および径方向の各応力成分の差の絶対値の最大値と定義される。設計比は、これらの応力強さと許容応力強さとの比として求められる。

設計基準は、この設計比を用いて、

$$\text{設計比 } \left(= \frac{\text{応力強さ}}{\text{許容応力強さ}} \right) \leq 1.0$$

と表わされる。

被覆管の応力評価では、寿命期間を通じて設計比が1.0以下であることを確認する。詳細な内容について以下に示す。

(2) 許容応力強さ

許容応力強さは、ASMEボイラおよび圧力容器コード第3章に示されている考え方を参考にして、表1に示すとおり定めている。

なお、ジルカロイ-2材の0.2%耐力および引張強さの値は照射によって高くなるが、燃料設計では安全側になるよう未照射材の値を使用している。

(3) 被覆管にかかる応力

被覆管の応力解析では、次に示す応力を考慮して

表1 許容応力強さ

応力の種類	許容応力強さ	
	通常運転時	過渡時
一次膜応力 (P_m)	Sm^1	Sm^1
一次膜応力+一次曲げ応力 ($P_m + Pb$)	$1.5Sm^2$	$1.55Sm^1$
一次応力+二次応力 ($P_m + Pb + Q$)	$3 Sm^2$	$3 Sm^1$

(注) $Sm^1 : \frac{2}{3} Sy, \frac{1}{2} Su$ の小さい方
 $Sm^2 : \frac{2}{3} Sy, \frac{1}{3} Su$ の小さい方

$Sy : 0.2\%$ 耐力
 $Su : 引張強さ$

いる。

① 内外圧差による応力(P_m)

冷却材による外圧および燃料要素内圧との差によって生じる膜応力である。

② 被覆管檐円度による応力(P_b)

被覆管は製作時にわずかながら真円より歪んでいるため、外圧により発生する曲げ応力である。

③ 流力振動による応力(P_b)

燃料要素は冷却材の流れによってスペーサ位置を支持点とした流力振動を生じる。この流力振動により生じる曲げ応力である。この応力は、スペーサによる支持点での単純支持を仮定して計算する。

流力振動幅については、Paidoussisの式²⁾を用いて計算する。同式は、模擬燃料集合体を用いた流力試験結果より保守側の値を与えることを確認している。

④ スペーサ保持力による応力(Q)

燃料要素は、スペーサにより支持されていることから、スペーサ保持力により支持点に生じる局部的な曲げ応力である。

⑤ 被覆管径方向温度勾配による応力(Q)

被覆管の内外面の温度差により発生する熱応力である。

⑥ 被覆管周方向温度差による応力(Q)

被覆管周方向温度分布の不均一により発生する燃料要素の熱湾曲を、スペーサにより拘束することによって発生する応力である。

⑦ 端栓部圧力不連続による応力(Q)

被覆管は端栓により拘束されていることから、内外圧差により局部的に付加される応力である。

⑧ 端栓部温度不連続による応力(Q)

被覆管は端栓により拘束されていることから、端栓溶接連結部（端栓連結部）の被覆管と端栓の温度差により付加される局部応力である。なお端栓部温度不連続による応力の計算においては、保守的にプレナム部の被覆管温度は発熱部と同じとして取り扱っている。

(4) 評価位置

応力評価は、スペーサ間中央部（スペーサ間）、スペーサ部および端栓連結部の各位置に対して実施している。

各位置で考慮する応力原因是表2に示すとおりである。

3.3 被覆管疲労評価

(1) 疲労評価の考え方

疲労評価では、燃料集合体が原子炉に装荷されて

表2 考慮する応力原因

応力原因	スペーサ間	スペーサ部	端栓連結部
(1) 内外圧差による応力 (P _{in})	○	○	○
(2) 被覆管梢円度による応力 (P _{in})	○	○	○
(3) 流力振動による応力 (P _{in})	○	—	○
(4) スペーサ保持力による応力 (Q)	—	○	—
(5) 被覆管径方向温度勾配による応力(Q)	○	○	○
(6) 被覆管周方向温度差による応力 (Q)	○	○	○
(7) 端栓部圧力不連続による応力 (Q)	—	—	○
(8) 端栓部温度不連続による応力 (Q)	—	—	○

(注) ○印: 考慮

から取出されるまでの間の出力変動および圧力変動によって被覆管に加わる繰返し応力を求め、ASME ポイラおよび圧力容器コード第3章に示されている考え方を参考にして、予想サイクル数と許容サイクル数の比の累積として表わされる累積損傷率を計算し、これが1.0未満であることを確認している。

(2) 疲労評価の方法

疲労評価に際しては、応力評価と同様の燃料要素のスペーサ間、スペーサ部および端栓連結部の交番応力を求める。疲労評価では次に示す応力変化の原因を考慮する。

- ・燃料要素内圧の変化
- ・冷却材圧力の変化
- ・出力変化等に伴う温度の変化
- ・ペレットと被覆管の機械的相互作用(PCMI)

応力としては次の7項目を考慮している。

- ① 内外圧差による応力
- ② 被覆管梢円度による応力
- ③ 被覆管径方向温度勾配による応力
- ④ 被覆管周方向温度差による応力
- ⑤ 端栓部圧力不連続による応力
- ⑥ 端栓部温度不連続による応力
- ⑦ PCMIによる応力

ただし⑤と⑥の応力については、スペーサ間およびスペーサ部では考慮していない。また⑦の応力については、端栓部では考慮していない。

①～⑥までの応力は3.2節の「被覆管応力評価」に述べたとおりである。⑦のPCMIによる応力については、過渡時のリッジ変形を考慮して計算する。なお、出力サイクル運転中のPCMIによる応力については、これまでの試験の結果、出力変動がエンベロープ内で行われる限り発生応力が小さく、実効的な応力は内圧の変動等による応力変化に包絡されることが示されており、疲労評価の応力原因として取り扱っていない。このような取扱いの妥当性については、今後得られるより燃焼の進んだ燃料に対する試験結果をもとに、さらに確認を進める予定である。

次に、各応力を円周方向、径方向および軸方向に合計した主応力の最大値および最小値を求める。これらを用いて、主応力の差（周一径、径一軸および軸一周方向）の最大値および最小値を計算する。これらの主応力差の最大値および最小値を運転モード毎の各運転状態について同様に求める。こうして求められた計算値から運転モード毎に、主応力差の最大変化量を、寿命初期、寿命中期および寿命末期においてスペーサ間、スペーサ部および端栓連結部の被覆管内・外面について計算する。これらの主応力差の最大変化量の1/2を交番応力強さとする。

疲労計算においては、それぞれの運転モードについて交番応力強さを計算し、それに対応する許容サイクル数N₁, N₂………を設計疲労曲線から求め、これらの値に対する各運転モード毎の予測サイクル数n₁, n₂………との比の値の積算から累積損傷率Σn_i/N_iを求める。

設計疲労曲線には、照射したジルカロイ-2材に関する図4に示すO'DonnellおよびLangerによって与えられた設計疲労曲線³⁾を使用している。この設計疲労曲線は、実測データに対して試料寸法、表面状況、環境等の影響およびデータのばらつきを十分補償できるように、交番応力強さについては実測値の1/2、サイクル数については実測値の1/20とし、両方を満足するように作成されている。

4. 燃料設計コード「ATFUEL」

4.1 コードの概要

燃料要素の熱・機械計算は、図5に示す幾何学的モデル（円筒軸対称）を用い、燃料要素を軸方向に分割した各ノード毎に、そのノードの線出力密度履歴（燃焼履歴）に従い各計算時点（タイムステップ）で行う。

入力データには、燃料要素寸法、材料等の諸元の他に、時間に依存する線出力密度、出力分布、冷却

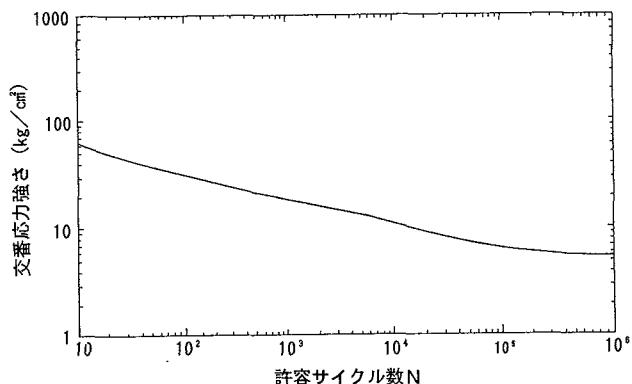


図4 設計疲労曲線

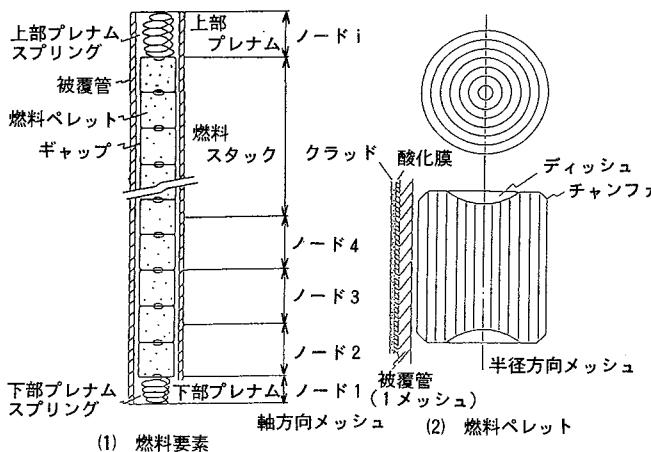


図5 「ATFUEL」コードの計算に使用する燃料要素の幾何学的体系

材条件（圧力、温度）、高速中性子束等があり、図6のフローにしたがって熱・機械的特性を収束計算によって求める。

① 燃料要素径方向温度分布

燃料要素径方向温度分布の計算は、燃料要素の軸方向に分割された各ノードについて、軸方向の熱伝達を無視した半径方向1次元の熱伝達理論に基づいて行う。

(a) 被覆管外面温度

被覆管外面温度は、被覆管表面熱伝達および被覆管外面のクラッドと酸化膜の熱抵抗を考慮して計算する。

(b) 被覆管内面温度

被覆管内面温度は、ジルカロイ-2の熱伝導率をもとに計算する。

(c) 燃料ペレット表面温度

燃料ペレット表面温度は、Ross and Stoutのモデル³⁾を基礎とするギャップ熱伝達係数をもとに計算する。

(d) 燃料ペレット径方向温度分布

燃料ペレット径方向温度分布は、燃料ペレットの熱伝導率をもとに燃料ペレット径方向出力分布を考慮して計算する。

② 燃料要素の変形

(a) 燃料ペレット

燃料ペレットの変形としては、温度分布に基づく熱膨張、照射の効果に基づく焼きしまり、スエリングおよびリロケーションを考慮している。

(b) 被覆管

被覆管機械計算においては、被覆管の温度に基づく熱膨張が考慮され弾塑性および熱・照射ク

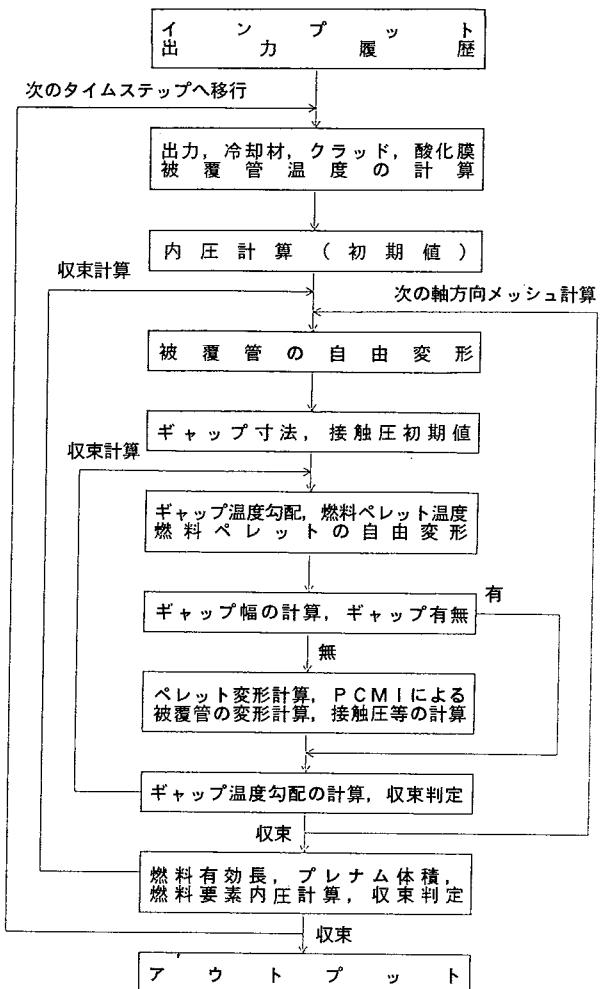


図6 「ATFUEL」コードの計算フローチャート

リープの計算を行っている。この際、荷重としては、外圧、燃料要素内圧および燃料ペレットからの荷重を考慮している。

なお、燃料ペレットと被覆管の接触による燃料ペレットからの荷重を計算する場合には、燃料ペレットは剛体とみなしている。

被覆管に生じる歪は、燃料ペレットと被覆管が自由変形した場合に燃料ペレット外径が被覆管内径を上まわる量をもとに計算する。

③ 燃料要素内圧

燃料要素内圧は、燃料要素内の空間体積と空間内のガスのモル数をもとに、ボイルーシャルルの法則を用いて計算する。

空間体積としては、プレナム、燃料ペレットと被覆管とのギャップ等の体積が考慮され、ガスとしては、製造時に封入されているHeガス、燃料ペレットから放出されるFPガスおよび不純物ガスを考慮している。

4.2 MOX燃料について

ATR燃料の大きな特徴の一つに、Pufiss富化度で約1～5%の低Pu富化度のMOX燃料を使用していることが挙げられる。

低Pu富化度のMOX燃料については、「ふげん」燃料の実績の他、「ふげん」および海外の照射炉での照射試験^{5)～29)}によりデータが蓄積されつつある状況であり、UO₂燃料と比べて物性値、照射挙動等に関して特に顕著な差は認められていない。したがって、低Pu富化度MOX燃料の設計にあたっては、多くの点でUO₂燃料の設計と同様の取り扱いをすることができる。

ATR燃料設計においては、UO₂燃料の物性、照射挙動を参考にしているが、一部の物性、照射挙動についてはMOX燃料の特性を考慮した取り扱いを行っている。表3に設計上の取り扱いをまとめて示す。

4.3 コードの検証

「ATFUEL」コードによる燃料中心温度、FPガス放出率、内圧、被覆管外径変化の計算値と実測値との比較をそれぞれ、図7～10に示す。ここで、検証データは、表4に示すとおり、ATR実証炉燃料の仕様および照射条件をカバーするATR燃料を含む熱中性子炉用MOX燃料および軽水炉燃料のものである。

MOX燃料要素の燃料中心温度の計算値は、図7に示すように実測値に対して保守的な結果となっている。

FPガス放出率についても、図8に示すように放出率が1%未満から20%程度の範囲において、実測値

表3 ATR実証炉燃料設計における物性、照射挙動の取り扱いのまとめ

項目	ATR実証炉燃料設計での取り扱い	UO ₂ 燃料との差異の考慮
燃 料 要 素	熱伝導率 Lyonsの式に基づき、さらにUO ₂ に比べPuO ₂ 添加1%当たり0.4%の熱伝導率低下を考慮している。	○
	焼きしまり UO ₂ 燃料とMOX燃料に明確な差異は見られないことから、UO ₂ 燃料のデータベースに基づき評価している。	
	スエリング UO ₂ 燃料とMOX燃料に明確な差異は見られないことから、UO ₂ 燃料のデータベースに基づき評価している。	
燃 料 要 素	照射成長 UO ₂ 燃料との差異は見られず、UO ₂ 燃料を含むデータベースに基づき評価している。	
	FPガス放出率 MOX燃料のFPガス放出はUO ₂ 燃料のデータ範囲に含まれることから、UO ₂ 燃料のデータベースに基づき設定している。	
	ノジュラーカー腐食 UO ₂ 燃料との差異は見られない。	
集 合 体	クラッド 付着量、性状ともUO ₂ 燃料との差異は見られないことから、熱伝達に対する影響をUO ₂ 燃料と同様に見積っている。	—
	水素吸収 UO ₂ 燃料との差異は見られない。	
スペーサ保持力	低下の大きさはやや大きいが、BWR燃料信頼性実証試験同様保持力の低下飽和傾向があることを考慮している。	—

と同等あるいは保守的な結果となっている。これらのデータは、燃料要素平均燃焼度が約20～42GWD/tまでのデータを含んでおり、Vitanzaモデルに燃焼度に依存する加速項を加えたFPガス放出モデルは妥当であることを確認した。

燃料要素内圧評価は、燃料要素の機械的健全性に直接かかわる評価として重要である。図9に示すよ

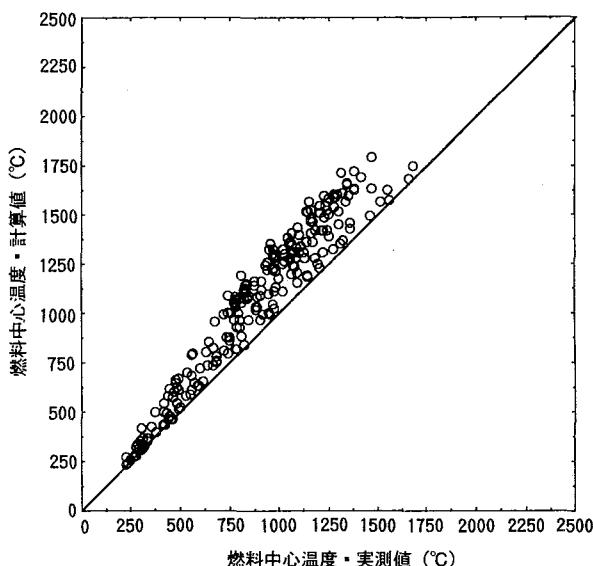


図7 燃料中心温度の実測値と計算値の比較(MOX燃料)

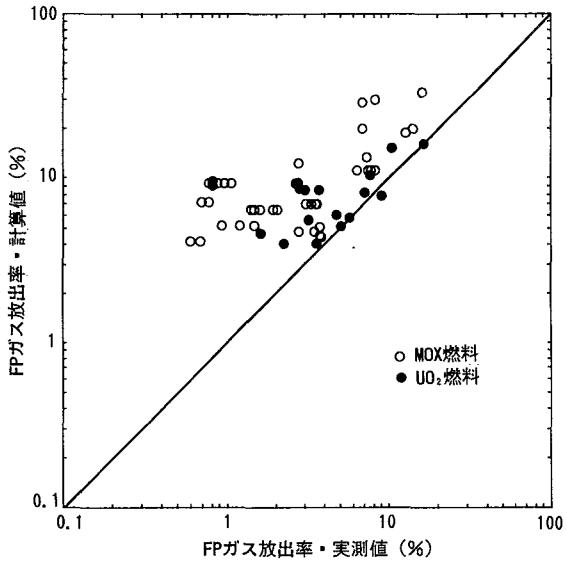


図8 FPガス放出率の実測値と計算値の比較

表4 ATFUELコードの検証データの内訳

検証項目	燃料要素本数	データ範囲					データベース
		ギャップ (mm)	ペレット密度 および Pu富化度	He封入圧 (atm)	要素平均 燃焼度 (GWd/t)	局所線出 力密度 (kW/m)	
燃料中心 温度	5	0.18~ (%TD) 4.5~ 7.6(wt%)	93~95 1.0~ 2.96	1.0~ 2.96	≤45 (T/C 位置)	≤41	・ハルデン炉試 験(MOX燃料)
FPガス放 出率	59	0.09~ (%TD) 0.33	92~96 0.7~ 9.6(wt%)	1.0~ 21.0	≤42	≤55	・ハルデン炉試 験(MOX燃料) ・SGHWR炉試験 (UO ₂ , MOX燃 料) ・「ふげん」炉試 験(MOX燃料) ・BWR信頼性実 証試験(UO ₂ 燃 料) ・NFIR試験(UO ₂ 燃料) ・インターラン プ試験(UO ₂ 燃 料) ⁽³¹⁾
燃料要素 内圧	60	0.12~ (%TD) 0.33	92~96 0.7~ 9.6(wt%)	1.0~ 21.0	≤42	≤55	・ハルデン炉試 験(MOX燃料) ・SGHWR炉試験 (UO ₂ , MOX燃 料) ・「ふげん」炉試 験(MOX燃料) ・BWR信頼性実 証試験(UO ₂ 燃 料) ・NFIR試験(UO ₂ 燃料)
燃料被覆 管外径変 化	37	0.12~ (%TD) 0.30	92~96 0.7~ 2.1(wt%)	1.0	≤37	≤55	・SGHWR炉試験 (UO ₂ , MOX燃 料) ・「ふげん」炉試 験(MOX燃料) ・インターラン プ試験(UO ₂ 燃 料) ⁽³¹⁾

* 入力データは推定値

うに、燃料要素内圧の実測値に対して計算値は保守的な結果となっている。特に実測値が20kg/cm²以上となる燃料要素平均燃焼度が約30~42GWd/tの範囲にあるデータについても保守的な結果であることを確認した。

被覆管外径は、燃焼とともに、外圧による被覆管のクリープダウンにより初期外径より小さくなり、その後、被覆管が燃料ペレットと接触し、燃料ペレットのエッジング等により、被覆管外径は大きくなっていく。被覆管外径変化率の計算値-実測値の燃焼度依存性を図10に示す。この図に示すように、燃焼度が低く、被覆管がクリープダウンしている間は、被覆管外径変化率の計算値と実測値は比較的良

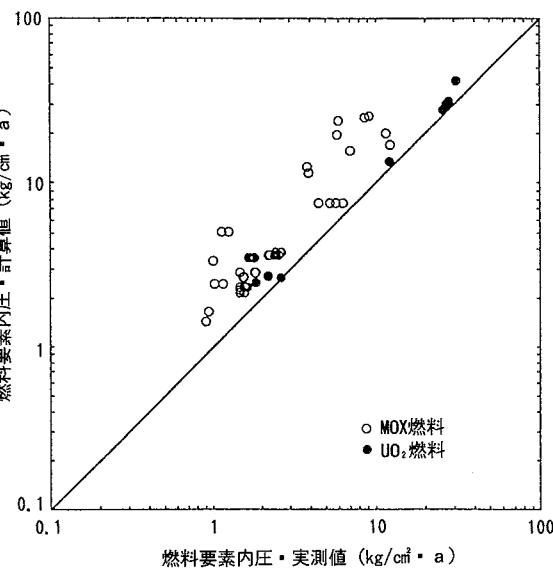


図9 燃料要素内圧の実測値と計算値の比較

く一致しており、被覆管と燃料ペレットの接触後は、大きく評価する傾向が見られる。これは、被覆管と燃料ペレットが接触した後は、実際には燃料ペレットもクリープダウンするが、計算では燃料ペレットを剛体として保守的に取り扱っているためと考えられる。

5. おわりに

ATR実証炉燃料に特有な事項としては、MOX燃料を使用することが挙げられる。これについては、「ふげん」燃料の照射実績、ATR実証炉燃料に関する照射試験等より、ATR実証炉燃料の照射挙動はUO₂燃料データの分布の範囲内であることを確認した。また、燃料設計手法については、燃焼度の観点から従来のBWR燃料の決定論的手法に準じた手

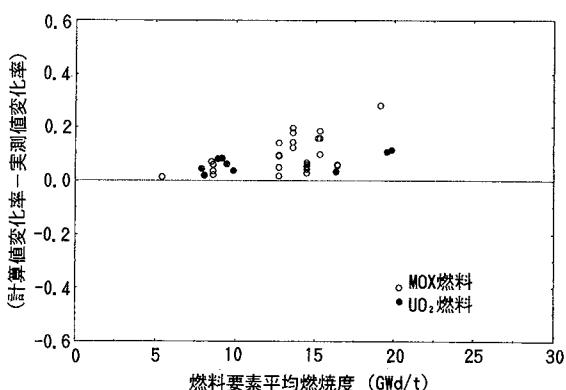


図10 被覆管外径変化率の(計算値変化率-実測値変化率)の燃焼度変化

法を採用しているが、FPガス放出モデル等において最近の知見を取り入れており、燃料設計コードは照射データによる検証結果から保守的であることを確認した。以上の結果、本燃料設計手法は、ATR実証炉の燃料設計に用いる手法として妥当であることを確認した。

今後も照射データを補充し、本燃料設計手法の裕度を合理化してゆくとともに、今後予想される高燃焼度燃料の設計対応のために、統計的設計手法を確立してゆく。

参考文献

- 1) C.Vitanza et al., ANS Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Portland (1979).
- 2) M.P. Paidoussis, Nucl. Sci. Eng., 35, 127 (1969).
- 3) W.J. O'Donnell and B.F. Langer, Nucl. Sci. Eng., 20, 1 (1964).
- 4) A.M. Ross, R.L. Stoute, AECL-1552 (1962).
- 5) 菊池ら、日本原子力学会 昭45核燃料・炉材料分科会、C 28 (1970).
- 6) R.Yumoto et al., EHPG Meeting, Loen (1978).
- 7) 清水ら、日本原子力学会 昭54秋の分科会、D 40 (1979).
- 8) 梶山ら、日本原子力学会 昭54秋の分科会、D 41 (1979).
- 9) Y.Yokouchi et al., EHPG Meeting, Hanko (1981).
- 10) 梶山ら、日本原子力学会 昭56秋の分科会、J 69 (1981).
- 11) M.Kubo et al., EHPG Meeting, Loen (1983).
- 12) 安部ら、日本原子力学会 昭58秋の分科会、G 6 (1983).
- 13) T.Ohtake et al., EHPG Meeting, Stromstad (1984).
- 14) T.Abe et al., BNES Nuclear Fuel Performance Conf. Stratford-upon-Avon (1985).
- 15) K.Kamimura et al., OECD HRP Workshop Meeting, Halden (1985).
- 16) K.Kaneda et al., EHPG Meeting, Sanderstolen (1986).
- 17) 横内ら、原子力工業、Vol.33, No. 2 (1987).
- 18) T.Abe et al., HRP Seminar, Fredrikstad (1987).
- 19) 安部ら、日本原子力学会 昭63年会、K 31 (1988).
- 20) T.Abe et al., EHPG Meeting, Loen (1988).
- 21) 朝日ら、日本原子力学会 1989年会、H 20 (1989).
- 22) 前田ら、日本原子力学会 1989年会、H 21 (1989).
- 23) 上村ら、日本原子力学会 1989年会、H 22 (1989).
- 24) 上村ら、日本原子力学会 1990年会、G 10 (1990).
- 25) 前田ら、日本原子力学会 1990年会、G 11 (1990).
- 26) 吉川ら、日本原子力学会 1990年会、G 12 (1990).
- 27) 平井ら、日本原子力学会 1990年会、G 13 (1990).
- 28) 中島ら、日本原子力学会 1991秋の大会、G 8 (1991).
- 29) 寺門ら、日本原子力学会 1991年の大会、G 9 (1991).
- 30) 三島ら、日本原子力学会誌、29, 90 (1987).
- 31) FINAL REPORT OF THE INTER-RAMP PROJECT STIR-53 (1979).



レーザフラッシュ法による溶融ウランの熱拡散率測定

原口 正博 明珍 宗孝 須藤 收
島崎 善広

東海事業所核燃料技術開発部

資料番号：87-5

Measurement of Thermal Diffusivity of Liquid Uranium by Laser Flash Method

Masahiro Haraguchi Munetaka Myochin Osamu Suto
Yoshihiro Shimazaki
(Nuclear Fuel Technology Development Division, Tokai Works)

金属ウランは活性の高い物質であり実験的困難を伴うことから、特に溶融状態における物性値は不足しており、中でも熱拡散率については測定例がない。

本報では、この溶融ウランの熱拡散率を測定することを目的とした。測定方法としては高温での測定精度が高いレーザフラッシュ法を採用し、また、試料容器には耐食性の優れた Y_2O_3 を選定して測定に用いた。この結果、模擬試料として用いたSnとAlでは文献値とほぼ合致する値が得られ、また、溶融ウランの測定では温度依存性があることが確認できた。溶融ウランの熱拡散率は温度の関数として次式で表わされる。

$$\alpha \text{ (cm}^2/\text{sec)} = 3.37 \times 10^{-4} T(\text{ }^\circ\text{C}) - 0.30 \quad (1150 \text{ }^\circ\text{C} < T < 1200 \text{ }^\circ\text{C})$$

1. はじめに

高温融体の熱物性値については、従来主に金属の製鍊、鋳造過程での反応解析、伝熱解析等における必要性から測定が行われてきた。最近、単結晶製造、燃料電池、原子レーザ法ウラン濃縮等のいわゆる先端技術の分野で高温融体の利用が進みつつあり、従来とは異なった多様な物質についての熱物性値が求められている。

我々は、従来よりウラン取り扱い機器の設計および安全性の評価のために、その基本となるウラン(ウラン化合物も含む)の物性データの調査や収集を行ってきた。この中で、金属ウランについて見た場合、固体の性質は比較的よくわかっているものの、高温において、特に溶融状態(溶融ウラン)の物性データになると不足しており、熱拡散率については測定の実績がないのが現状である。これは溶融ウランは活性の高い物質であり取り扱いが難しく、1000°C以上の高温での測定では放射、対流による熱損失が大きく影響する等実験的困難を伴うことに起因していた。

本報では、レーザフラッシュ法により溶融ウラン

の熱拡散率を初めて測定したので、その結果について述べる。

2. 試験方法

2.1 測定原理

高温での熱拡散率測定における熱損失の問題を回避するために短時間のうちに測定を行う過渡的加熱測定法がいくつか考案されている。このうち1961年にParkerら¹⁾によって開発されたレーザフラッシュ法は測定時間が数10ミリ秒～数秒と短く、小量の試料で比較的精度の良い測定ができる等、高温測定法として広く用いられてきた。

厚さLの円盤状試料を断熱状態に保ち、その表面を瞬間にレーザビームで加熱する。このとき試料裏面の温度応答は図1に示すようなものとなる。この温度応答曲線から熱拡散率 α は次式によって求めることができる¹⁾

ここに $t_{1/2}$ は温度上昇が最大値 ΔT_{\max} の $1/2$ に達するのに要する時間を示す。

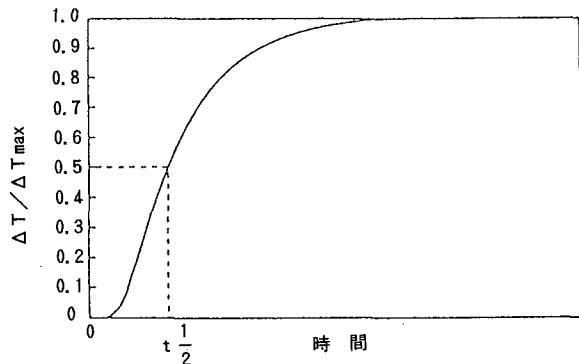


図1 フラッシュ加熱時の試料裏面の温度応答履歴

2.2 試料

測定試料の化学組成を表1に示す。試料は表面の酸化皮膜を除去するために窒素雰囲気のグローブボックス内で旋盤によりルツボの大きさに合わせて直径15mm、厚さ3mm程度に成形加工した。成形加工した試料は空気との接触を避けるためにグローブボックス内で容器に封入した後に取り出し、熱拡散率測定装置へ装荷した。また、測定方法の妥当性を評価するために、純度99.9%以上のSnとAlについて測定を行った。

表1 測定試料の化学組成(重量%)

N	C	Si	Fe	Ni	Al	V	その他	U
0.006	0.070	0.002	0.006	0.001	0.001	0.001	0.003	bal.

Wt %

2.3 試験装置

試験装置の概略を図2に示す。装置は測定部(真空ベルジャー、レーザヘッド)、レーザ電源部温度制御系、真空排気系およびデータ処理系からなる。試料の装荷を行うために真空ベルジャーを開放した際に、試料が空気にさらされないよう、測定部は窒素雰囲気のグローブボックス内に設置されている。レーザビーム照射後の試料裏面の温度応答は試料容器内側の底面に取り付けた直径76μmのW-Re熱電対により測定した。試料容器は溶融ウランを保持するため、特に耐食性が要求される。このため、いくつかのセラミックスについて溶融ウランに対する耐食性を調べた。図3は静滴法により溶融ウランと各種セラミックスとの接触角を測定した結果である。標準生成自由エネルギーの小さい酸化物セラミックスは高温においても溶融ウランとの接触角が比較的大きく、濡れにくいことがわかる。この結果より、本試験においては取り扱いの容易さも考慮

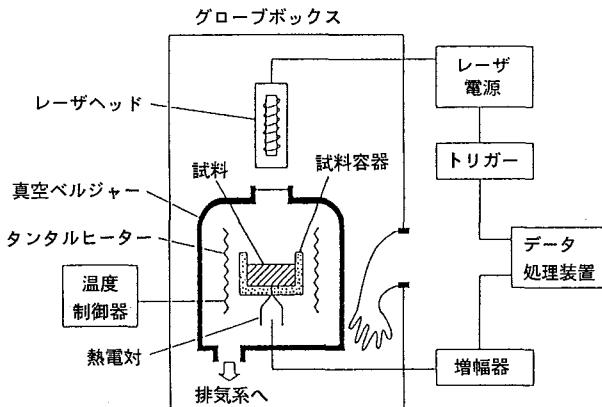


図2 热拡散率測定装置概略

し、Y₂O₃ルツボを試料容器として用いた。

2.4 試料厚さの測定

熱拡散率を測定するためには試料の厚さLを正確に求める必要がある。図4に真空ベルジャー内の試料保持機構を示す。試料の厚さはマイクロメータを調整し試料容器を上方へ移動させ、サファイア受光板に溶融試料の表面を接触させることにより決定する。このとき溶融試料の底面とサファイア受光板とは平行になっている必要がある。これはサファイア受光板と溶融試料を接触させたときの、サファイ

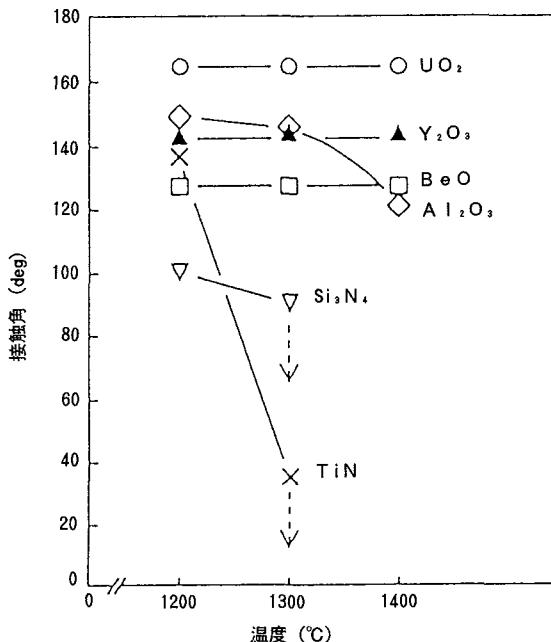


図3 各種セラミックスと溶融ウランとの接触角の温度依存性

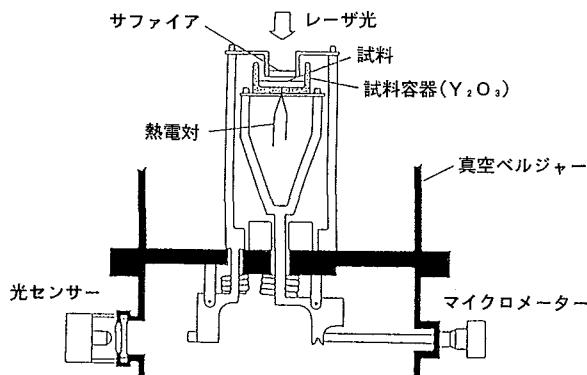


図4 試料保持部構造

ア受光板のロッドの動きを光センサーで2方向(90度方向)から検出し、動きの量が均等であることを確認することにより決定した。なお、マイクロメーターの最小読み取り値は $1\text{ }\mu\text{m}$ であり、繰り返し測定での調整の精度は $\pm 5\text{ }\mu\text{m}$ であった。

2.5 測定方法

試料容器(Y_2O_3 ルツボ)を真空中で $1200^\circ\text{C} \times 1$ 時間のベーリング処理を行った後、窒素雰囲気中で試料をルツボに装荷した。真空ベルジャー内を再度 5×10^{-6} Torrまで排気し、タンタルヒーターにより $10^\circ\text{C}/\text{min}$ の昇温速度で試料を加熱溶融し、各温度で5~10分保持し、この間に3~5回測定を繰り返した。

試料裏面の温度応答測定用熱電対は、多層での伝熱解析に伴う誤差をなくすために、試料容器内側の底面に置かれ直接溶融ウランと接している。このため熱電対の劣化による温度指示値に誤差が生じることが予想されたことから、溶融ウラン中でのW-Re熱電対の安定性を予備試験により確認した。その結果、融点から 1200°C までの温度範囲において各13分間程度の2回の温度保持を行った場合においては、温度指示値に異常は認められなかったため、前述のように5~10分間の保持を行い、熱拡散率の測定を行った。

温度応答信号に対するヒーター電源からの交流ノイズの影響を除去するために、ヒーター電流はレーザ光の照射直前に遮断した。ルビーレーザ光のパルス幅は1 msec以内とし、温度上昇の経時変化についてはトランジエントメモリーを用いてサンプリング周期 $20\text{ }\mu\text{sec}$ でデータ処理系へ読み込みを行った。試料厚さが2 mm程度の場合の測定では $t_{1/2}$ は約50 msec、 ΔT_{\max} は約 5°C であった。

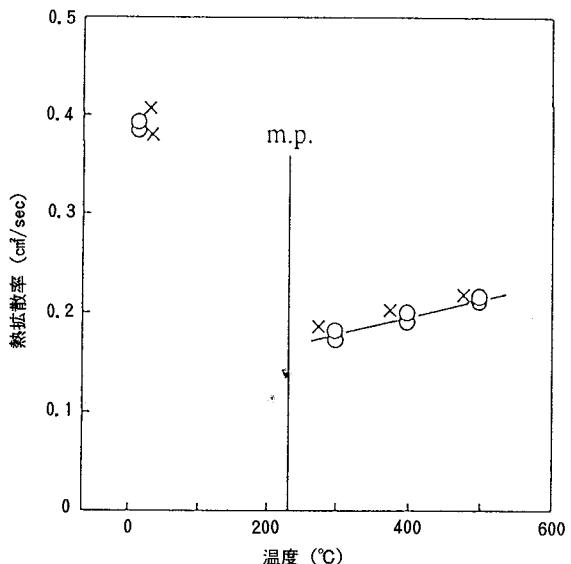


図5 Snの熱拡散率測定結果

3. 結果および考察

溶融ウランでの測定に先立ち、SnおよびAlについて固体と液体状態での熱拡散率の測定を行った。結果を図5と図6に示す。なお、固体の場合は熱電対を試料に直接スポット溶接し、また、液体状態での測定においては Y_2O_3 ルツボを使用した。

図5の×印は文献値^{2,3)}である。また図6中の縦線は文献値の範囲であり、Powellら⁴⁾およびSchriempf⁵⁾による測定結果を示している。熱拡散率の値はともに融点(m.p.)を境にして不連続に変化している。測定値はSn、Alいずれの場合についても文献値にほぼ近い値を得ることができた。

溶融ウランの熱拡散率測定結果を図7に示す。測

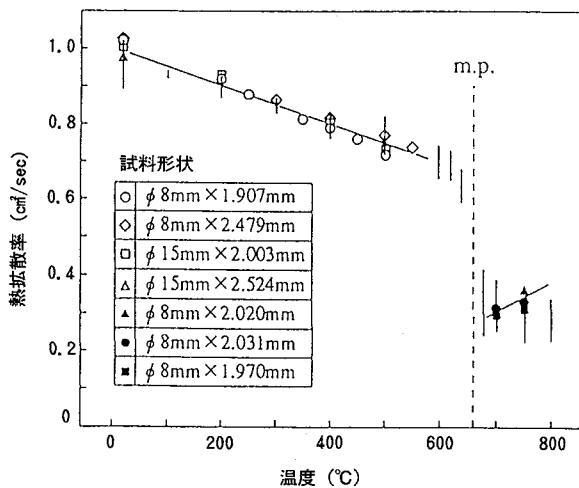


図6 Alの熱拡散率測定結果

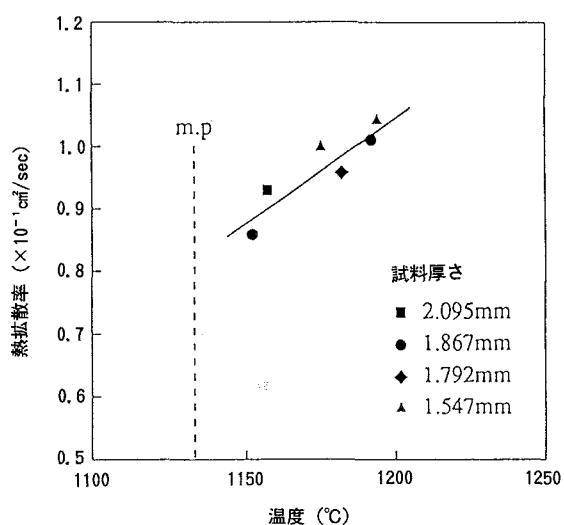


図7 溶融ウランの熱拡散率測定結果

定した温度範囲では熱拡散率 α は温度とともに増大する結果となり、最小二乗法により求めた温度依存性を表わす式は次のようになる。

$$\alpha [\text{cm}^2/\text{sec}] = 3.37 \times 10^{-4} T - 0.30 \quad \dots \dots \dots \quad (2)$$

T : 温度 [°C]

本実験における測定精度を考察するのに、すでに述べた放射による熱損失以外の誤差要因を検討する必要がある。(1)式を用いて熱拡散率を求める際にはさらに試料表面が瞬間にかつ均一に加熱されているかどうかが問題となる。フラッシュ加熱に用いたルビーレーザの発光時間は 1 msec 以内であり、試料裏面温度が ΔT_{\max} に達する時間が約 200 msec に比べて十分に小さくほぼ瞬間的な加熱条件となつてい

る。均一加熱条件に関しては、レーザビームの均一性を調べた。レーザビームを感熱紙に照射したときのバーンパターンは一様であり、試料表面のビーム照射位置を 2 mm 程度変化させたときにも同様の結果が得られたことから、レーザビームは一様なエネルギー密度を有していると考えられる。また、Al の測定結果より、試料の径を変化させてもほぼ同一の測定値が得られたことから均一加熱の条件は満足されていると考えられる。

試料厚さの測定誤差は前述のように $\pm 5 \mu\text{m}$ でありこれは熱拡散率の算出において約 1 % の誤差を与える。

4. おわりに

レーザフラッシュ法により溶融ウランの熱拡散率の測定を行い、以下の結果を得た。

- 1) 溶融ウランの測定に先立って行った Sn、Al での熱拡散率測定においては文献値にはほぼ合致する値を得た。
- 2) Y_2O_3 ルツボは溶融ウランに対して十分な耐食性を有する。
- 3) 1150°C から 1200°C の温度範囲において溶融ウランの熱拡散率は(2)式で表わされる。

参考文献

- 1) W.J. Parker, R.J. Jenkins, C.P. Butler, G.L. Aggott : J.Appl. Phys., 1679, 32 (1961).
- 2) 機械工学便覧、改定第 6 版、日本機械学会編
- 3) Smithells Metals Reference Book, sixth edITION, Ed. E.A. Brandes
- 4) R.W. Powell, R.P. Tye, S.C. Metcalf:Advances in Thermophysical Properties at Extreme Temperatures and Pressures Ed.S. Gratch, (1965).
- 5) J.T. Schriempf:High Temperatures-High Pressures, 441, 4 (1972).



立坑掘削影響試験における岩盤 挙動調査の概要と成果

杉原 弘造 松井 裕哉 佐藤 稔紀

中部事業所

資料番号：87-6

Outline and Results of Study on Excavation Response of
Rock Mass around Shaft in Shaft Excavation Effects
Project

Kozo Sugihara Hiroya Matsui Toshinori Sato
(Chubu Works)

この調査では、堆積岩盤に新たに直径 6 m、深さ 150m の立坑を掘削し、立坑掘削が周辺岩盤に与える影響を研究した。影響評価のため、岩盤の変位やひずみといった動き、変形係数や透水係数といった特性の変化等を計測した。この結果、立坑壁面から約 1 m の範囲で特性が変化していること、岩盤の動きや特性変化は岩相、き裂、再配分応力に影響されていること、等が明らかとなつた。しかし、特性変化とその原因の詳細な関係は今後の課題である。

1. はじめに

岩盤に立坑等の空洞を掘削すると、周辺岩盤が力学的、水理学的に影響を受けると考えられる。これらの影響を定量的に評価し、その発生メカニズムを明らかにすることは、地下深部の構造物を設計・建設し、安全性を確保するうえで、重要である。

動力炉・核燃料開発事業団（以下、「動燃事業団」という）では、新第三系の堆積岩盤中に立坑を掘削し、これにより引き起こされる影響の研究を行っている。動燃事業団ではこの研究を立坑掘削影響試験（SEE プロジェクト = Shaft Excavation Effects Project）と名付けて、平成元年度より実施した。

立坑掘削による影響は、周辺岩盤への力学的、水理学的影响と、周辺地域の地下水流动への影响に分けることができる。これらの影响に対応して立坑掘削影响試験は、「岩盤挙動調査」と「水理調査」¹⁾の2項目に分けて実施した。ここでは、このうちの岩盤挙動調査の概要と成果を報告する。

立坑掘削影響試験で行われたさまざまな調査研究の内容と成果は、すでに多くの国内外の報告会や学会誌で発表している^{2),3),4)}。

2. 調査・試験の概要

2.1 試験地の概要

試験地は、岐阜県土岐市にある動燃事業団の東濃鉱山である（図 1）。この地域の地質は図 2 に示すように、下位より、花崗岩、瑞浪層群、瀬戸層群である。海拔 100～150m に不整合があり、それ以深は花崗岩の基盤である。不整合から海拔 270m 付近までは瑞浪層群という新第三系の堆積岩で、下位より土岐夾炭累層、明世累層、生俵累層と呼ばれる。これらの地層は主に凝灰岩質の砂岩・泥岩で部分的に礫岩をはさみ、土岐夾炭累層には炭質物をはさむ。海拔 270m 以浅は瀬戸層群と呼ばれる礫を含む固結度の低い第三系～第四系の堆積層である。また、この地域には月吉断層と呼ばれる断層がある。この断層はほぼ東西の走行で 60° 南傾斜であり、下盤となる北側が約 30m 落ちの逆断層である。

本地域には図 2 に示すように、東濃鉱山の既存の調査坑道が展開している。立坑掘削影響試験のために掘削した立坑（第二立坑）は、この坑道の立坑（調査立坑）から約 80m 北東に位置している。

2.2 第二立坑の概要および施工方法

第二立坑は、人員や資材の搬出入を考慮して内径

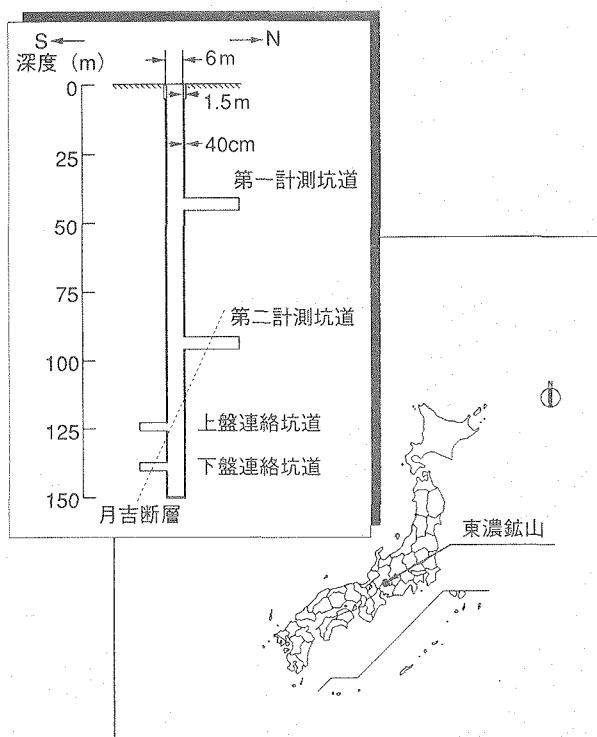


図1 位置図および立坑図

を6mとし、堆積岩の厚さから深度を150mとした(図1)。各種計測のため第一、第二計測坑道(各々、幅4.5m、高さ4.5m、長さ20m)と、既存坑道との連絡のため上盤、下盤連絡坑道(各々、幅3m、高さ3m、長さ10m)の、4本の水平坑道がある。立坑の掘削は通常の発破工法で行い上部5mまでは1.5mの厚さ、5mから立坑底までは40cmの厚さのコンクリートで覆工した。

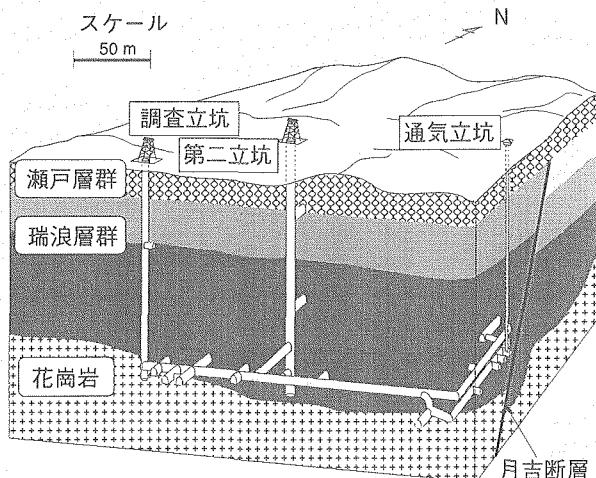


図2 東濃鉱山地質・坑道概要図

2.3 岩盤挙動調査の概要

立坑掘削に伴う岩盤の特性や状態の変化を計測・把握するために、立坑掘削前の状況を調査する事前調査を行うとともに、立坑掘削中および掘削後の状況を調査する計測断面を立坑内に設定した。

各計測断面や試錐孔の配置は、岩相・深度・断層との位置関係等を考慮して、掘削影響の発生状況に関係する要因を評価できるようにした。

事前調査では、地質状況の概略を把握するため、地表で弾性波調査を行った。また、立坑掘削による岩盤の動きを計測するため、立坑掘削壁から1m離れた位置に180mの試錐(CL-1, 2)を行い、このボーリング孔に挿入式傾斜計を設置した。

立坑掘削中の計測は2種類に分けられる。

① 変形挙動に関する調査(図3)

② 力学的、水理学的特性変化に関する調査(図4)

変形挙動に関する調査では、図3に示す断面を設定し、立坑切羽が計測断面に到達した時点で各計測項目に対応する計測機器を設置した。

力学的、水理学的特性変化に関する調査では、立坑切羽が図4に示す計測断面に到達した時点で掘削前のデータを採取し、立坑切羽が計測断面から十分離れた時点で掘削後のデータを採取し、この両者を比較した。ジオトモグラフィーの計測は、第一計測

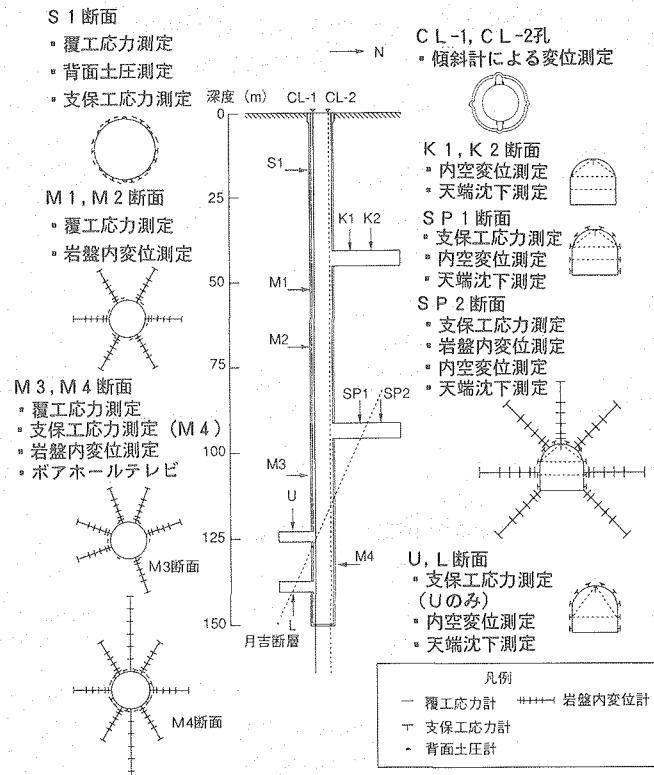


図3 変形挙動調査概要図

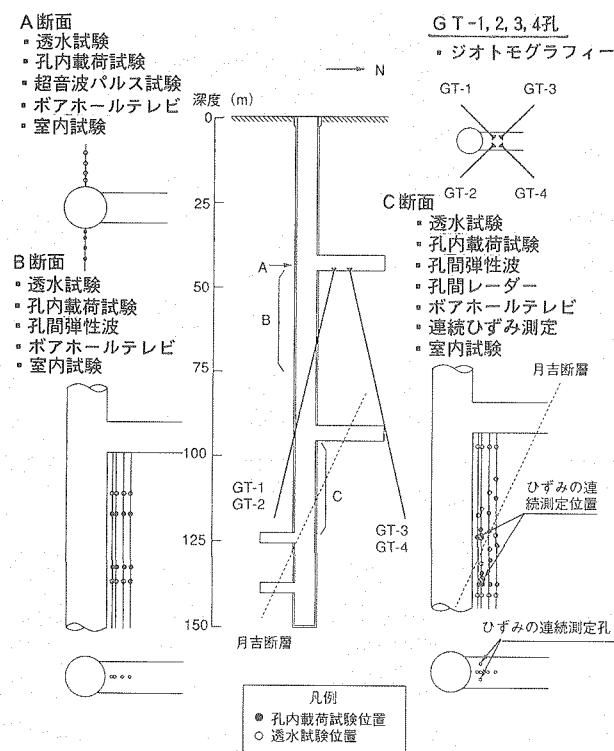


図4 力学的、水理学的变化調査概要図

坑道掘削後、第二計測坑道掘削後、立坑掘削終了後の3回行い、データを比較・検討した。ひずみの連続測定では、第二計測坑道掘削後、月吉断層の上盤と下盤にひずみ計を埋設し、立坑掘進中の周辺岩盤における応力変化に伴うひずみ変化を測定した。

事前調査は平成元年度当初より開始した。立坑掘削は平成2年1月に開始し、途中各種の計測を行なながら、平成3年7月に終了した。その後は掘削後の長期観測を継続している。

3. 岩盤拳動調査の結果

上に述べた調査のうち、変形拳動に関する調査のM1～M4断面での岩盤内変位測定、力学的、水理学的特性変化に関する調査のA～C断面での特性調査、C断面での連続ひずみ測定の結果を述べる。

3.1 M1～M4断面での岩盤内変位測定結果

M1～M4断面には、図3に示すように、立坑の半径方向に放射状に、6～8本の多点式岩盤内変位計を設置した。

図5はM3断面での測定結果で、計測断面から立坑切羽が掘削径D (=6m)の2倍(2D)および3倍(3D)進行した時点での岩盤内変位を示したものである。断層と交差する方向に埋設した多点式岩

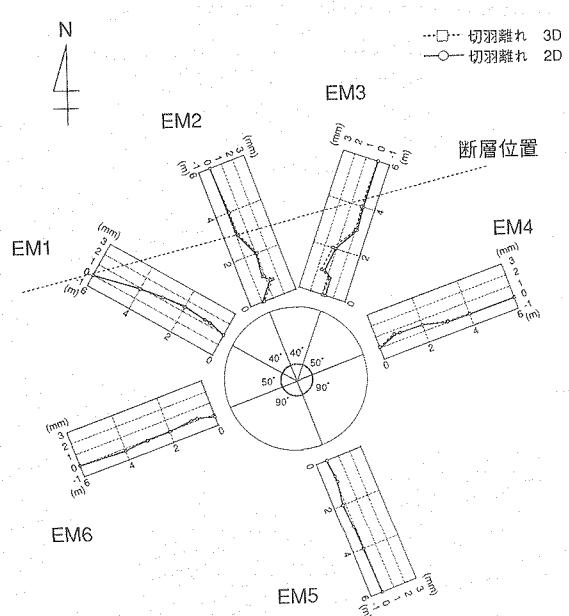


図5 M3断面地中変位分布図

盤内変位計とそうでない方向に埋設した多点式岩盤内変位計を介して計測された変位の大きさは異なるが、立坑の切羽が2Dないし3D進行した時点ではどの方向とも収束している。この傾向は他の断面でも計測され、FEM弾塑性解析の結果とも一致している。

計測された変位は、地質、き裂や断層の影響を強く受けている。

3.2 A～C断面での特性調査結果

A断面では立坑壁から東方向と西方向に長さ6mのボーリング孔を1孔ずつ掘削した。B断面とC断面では、おのおの第一・第二計測坑道から立坑に平行な鉛直下向のボーリング孔を4孔ずつ掘削した。これらのボーリング孔は、長さが23mで立坑壁から各々0.8, 1.3, 2.3, 3.3離れている(図4)。

B断面で行われた孔内載荷試験と透水試験の結果を図6、7に示す。図6で掘削に伴う力学的な特性変化を永久変形係数⁵⁾で評価したのは、永久変形係数が応力レベルに依存しないためである。図6、7では、立坑壁から約1.0mまで特性の変化が見られる。しかし、GL-54.4mでの永久変形係数は立坑壁から2～3mまで変化している。A断面とC断面での調査ではおおむね立坑壁から約1.0mまで特性的変化が見られたが、GL-54.4mで見られたような複雑な変化が見られた場合も多い。このような特性的変化は、岩盤のき裂の発生や変化、岩盤応力の再配分、測定地点の岩相等が関係していることが

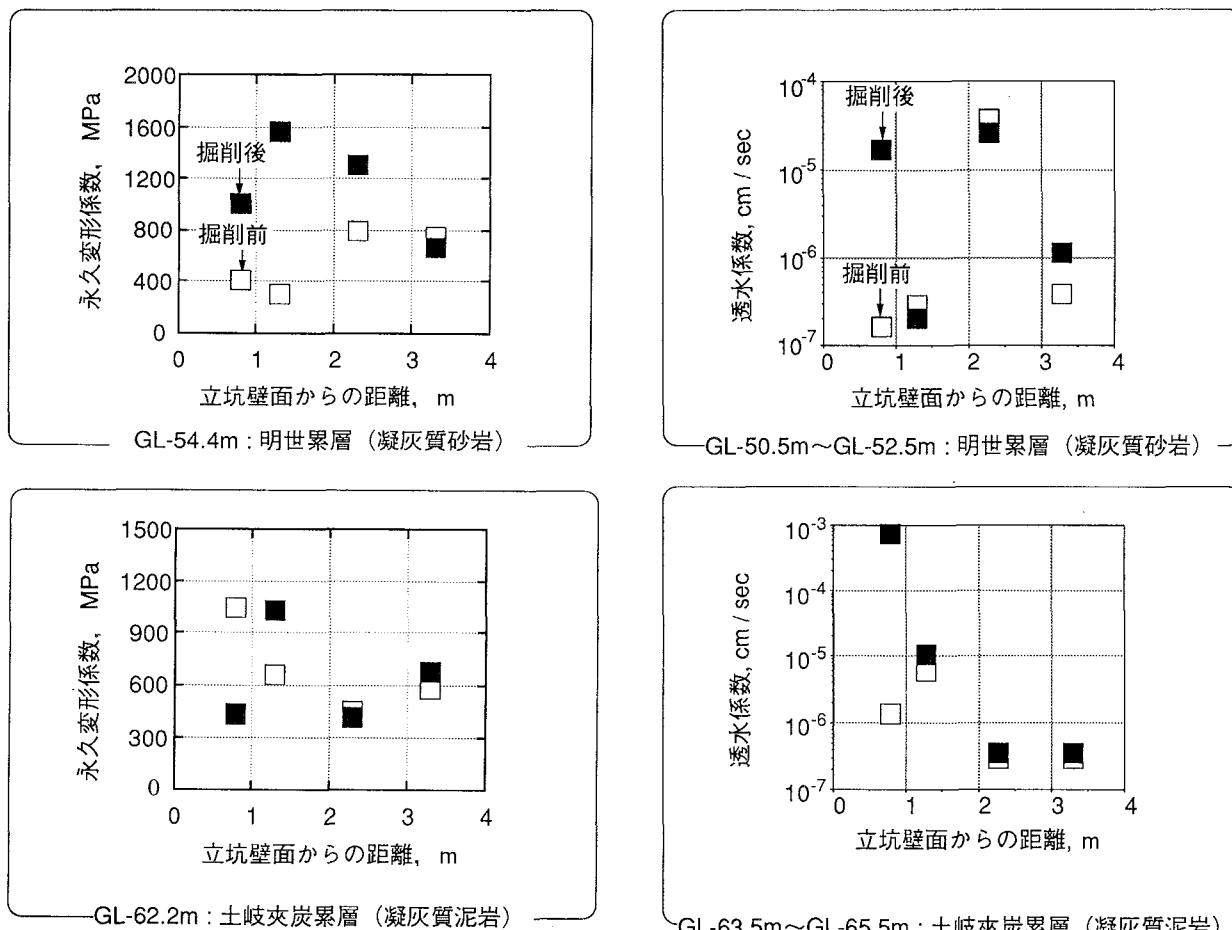


図6 B断面における孔内載荷試験結果

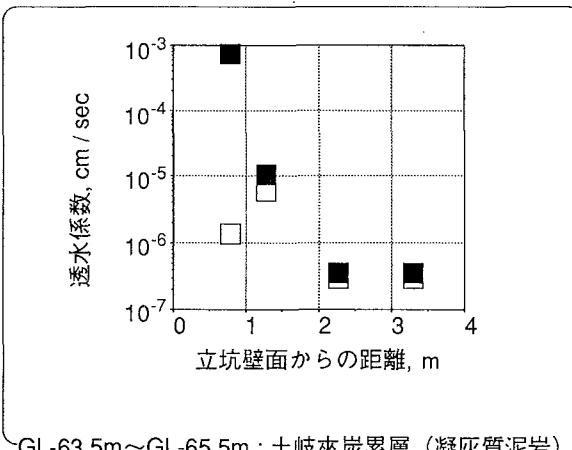


図7 B断面における透水試験結果

推定されたが、その関係は詳細には把握できなかつた。

3.3 C断面での連続ひずみ測定⁶⁾

C断面ではひずみ計を埋設するためのボーリング孔を立坑壁から約2m離れた位置に鉛直に2孔掘削した。ひずみ計は断層の上下盤に埋設した。

図8、9には、第二計測坑道から先行埋設した多軸岩盤ひずみ計を介して計測されたひずみを立坑の半径、接線、鉛直方向のひずみに直したもののがプロットされている。横軸の切羽位置Dはひずみ計を埋設した深度を基準レベルとし、この基準レベルと立坑切羽深度との離れを掘削径Dで表わしたものである。立坑の切羽が多軸岩盤ひずみ計を埋設したレベル(0D)を通過する手前より半径方向のひずみ(ϵ_r)と接線方向のひずみ(ϵ_θ)には変化が生じ、立坑切羽が掘削径の2倍(2D)以上進行すると ϵ_r と ϵ_θ との差はほぼ一定になる。一方、鉛直方向のひずみ ϵ_z は立坑の切羽位置によらずほとんど変化していない。このようなひずみの変化は、谷本ら⁷⁾が

応力再配分の概念として指摘している空洞壁面を空洞の中心に引きずり込む掘削外力の作用によって生じたものと考えられる。この掘削外力の解放のために生じたひずみのうち ϵ_r と ϵ_θ は、図8と図9で異

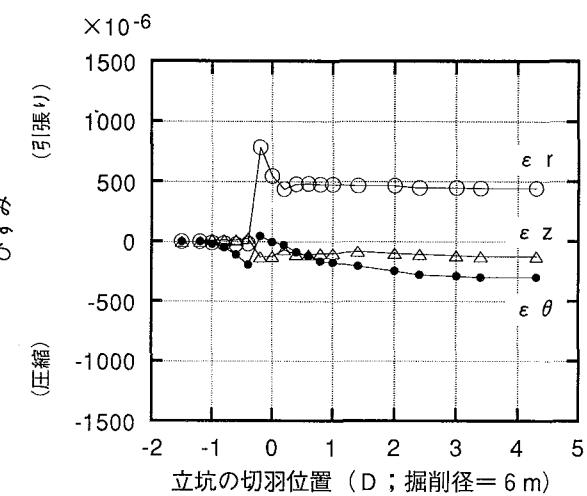


図8 断層上盤でのひずみ変化

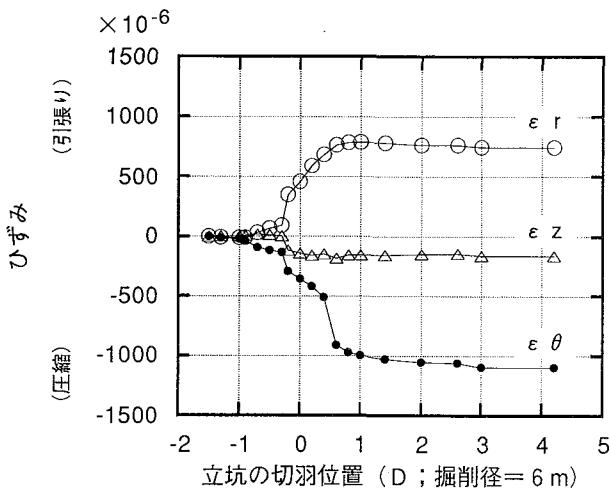


図9 断層下盤でのひずみ変化

なった挙動を示している。断層の上側と下側に埋設した多軸岩盤ひずみ計近傍における岩盤のき裂間隔はそれぞれ70cm程度と30cm程度であったため、このような岩盤内のき裂間隔の違いが影響したものと考えられる。

4. おわりに

立坑掘削影響試験では、立坑掘削に伴い発生する周辺岩盤への影響を力学的、水理学的に計測・解析・評価するために、さまざまな現場計測・調査が行われ、得られた情報に基づき数値解析が実施された。これにより以下のような知見が得られた。

- ① 岩盤の変位は地質や断層、き裂に影響を受けていた。
- ② 立坑壁面から1mの範囲で立坑の掘削に伴う岩盤の特性の変化が認められた。
- ③ 周辺岩盤中の応力変化は、従来からいわれている応力再配分と同じ傾向を示した。

この他、地質状況や掘削の影響把握におけるジオ

トモグラフィーの有効性等も確認されている⁸⁾。

しかし、残された課題や新たに生じた課題も多い。たとえば、以下の点が挙げられる。

- ① 計測手法の信頼性の検討。
- ② 岩相、き裂、再配分応力等と特性変化の関係評価。

長期的な影響の観測は現在も実施中であり、新たなデータが得られつつある。今後とも、これらのデータの解析・評価を進めていくとともに、室内試験や新たな坑道掘削に伴う調査・試験を行い、上述した課題等の解決に取り組んでいく計画である。

5. 謝 辞

本研究の多くは、大成建設、大林組、清水建設、鹿島建設への委託研究として実施した。また、誌面の都合上ご氏名は省略させて頂くが、結果の解析・評価については、岩盤力学関係の大学の諸先生方に貴重なご意見を頂いた。ここに各社の担当者の方々および諸先生方に謝意を表わす次第である。

参考文献

- 1) 柳澤孝一、今井久、他：立坑掘削に伴う地下水流动影響調査研究－東濃ウラン鉱山試験立坑を例として－、応用地質33巻、5号、pp.276～293、(1992)。
- 2) 杉原弘造、吉岡尚也、他：東濃地域における立坑掘削影響試験－全体計画－、日本原子力学会「1991春の年会」要旨集、pp.524、(1991)。
- 3) K. Yanagizawa, H. Imai et al : The Shaft Excavation Effect Experiment:Development of Hydro geological Model in Tono Research Field, HIGH LEVEL RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT. Proceedings of the Second Annual International Conference, Las Vegas, Nevada, pp.1291～1298, (1991).
- 4) 吉岡尚也、杉原弘造、他：立坑の掘削に伴う応力再配分の計測とその数値解析、土木学会、第24回岩盤力学シンポジウム、pp.356～360 (1992)。
- 5) 大西有三、谷本親伯訳：わかりやすい岩盤力学鹿島出版社、p.269
- 6) 吉岡尚也、杉原弘造、他：堆積地山での立坑掘削に伴うひずみの原位置計測とその数値解析、材料、Vol.42、No.474、pp.324～328、(1993)。
- 7) 谷本親伯、畠昭治郎：切羽周辺での地山挙動を考慮したトンネル支保の基本概念、土木学会論文報告集、Vol.325、pp.93～106、(1982)。
- 8) 杉原弘造、吉岡尚也、他：弹性波トモグラフィーによる地質構造調査－断層のある堆積岩盤への適用例－第24回岩盤力学に関するシンポジウム講演論文集、pp.454～458、(1992)。



ウラン資源探査地域における岩石の反射スペクトルデータカタログの作成

山岸 明子 小出 馨 和田 洋明

中部事業所

資料番号：87-7

Compilation of Reflection Spectrum for Rocks in Uranium Exploration Area

Akiko Yamagishi Kaoru Koide Hiroaki Wada
(Chubu Works)

リモートセンシングデータは地表状況の情報を含んだものであり、そのデータからウラン資源探査の指標となる岩石の特徴を、室内試験で得られた岩石の特徴と照合して抽出できれば、リモートセンシング解析による地表の岩石分布の把握が可能となる。ウラン鉱床胚胎母岩あるいはそれに関連する岩石の分布を、リモートセンシングにより広範囲に捉えられれば、探査が必要な区域を絞り込むことができる。

ウラン資源探査におけるリモートセンシング技術開発の一環として、平成元年度および2年度に、オーストラリアの動燃事業団ウラン資源調査探鉱プロジェクト地域において、岩石サンプルを採取し、岩石の特徴の一つである反射スペクトルの測定を行い、反射スペクトルデータカタログ集としてまとめたのでここで紹介する。

1. はじめに

世界の主要ウラン鉱床地帯において、地表の放射能異常の検出によって発見できるウラン鉱床は、ほとんど発見しつくされており、必然的に探査の対象は、『潜頭鉱床』に移行している。これに伴い探査手法も高度なものが要求されており、地表に露出している岩石や地質構造とウラン鉱床との関連性を調査して鉱床モデルを構築し、構築された鉱床モデルに基づいて探査を行う方法がとられている。

一方、航空機や人工衛星を使うリモートセンシング分野では、それらに搭載される測定機（光学センサー）の性能向上、すなわち、高分解能・多バンド化（観測する波長帯域の増加）により、より詳細でより多くの地表から反射あるいは放射される『電磁波』の情報が入手できるようになってきた¹⁾。このような電磁波を光学センサーが捉えたものは、リモートセンシングデータと呼ばれるものの一つであるが、その中には、地表に露出している岩石や地表を被覆している植物から反射された電磁波の情報が含まれている。したがって、このようなリモートセ

ンシングデータを解析して、解析値から地表上のウラン資源探査の指標となる岩石や鉱物の分布を抽出できれば、現地調査を行う範囲を絞ることができ、探査効率が飛躍的に向上することが期待できる²⁾。リモートセンシングデータから種々の岩石や鉱物の情報を抽出するためには、まず基礎となるデータとして、ウラン資源探査の指標となる岩石の反射スペクトルを把握しておく必要がある。そして、岩石と反射スペクトル特性との関係をデータベースとして持つことにより、リモートセンシングデータから、理論的な裏づけをもってウラン鉱床周辺に分布する岩石を抽出することが可能となる。

以上のような観点から、動燃事業団が行っている、オーストラリアのウラン資源調査探鉱地域において、平成元年度および2年度にかけて、岩石の反射スペクトルデータの収集を行ってきたが、平成4年度にこれらのデータを反射スペクトルデータカタログ集としてまとめたので、カタログの内容とその利用方法について紹介する。

2. カタログ集作成の目的

本カタログ集は、リモートセンシング技術の応用として、ウラン鉱床周辺に分布する岩石をリモートセンシングデータから抽出するための基礎的なデータとして利用すること、すなわち、カタログ集に納められた種々の岩石の反射スペクトル特性を把握することにより、リモートセンシングデータからウラン資源探査の指標となる岩石を、現地調査の必要なく抽出する手法を開発していくことを目的として作成した。

3. 反射スペクトルデータカタログの諸元

3.1 反射スペクトルデータカタログの作成方針

カタログの作成方針として、岩石の反射スペクトル特性を記述するだけではなく、可能な限り岩石サンプル採取地点の写真や衛星画像を用いて地表状況に関する情報を提供することを念頭においた。

3.2 反射スペクトルデータカタログの対象地域および対象岩種

岩石採取を行った地域は、動燃事業団の海外ウラン資源調査探鉱プロジェクト地域であるオーストラリア・北部準州のアリゲータリバー地域、ウエストパインクリーク地域、西オーストラリア州のルーダル地域およびタナマイ地域である（図1）。岩石サンプルはすべて、これらの地域における露頭表面から採取したものであり、岩種は、始生代から新生代の火成岩、堆積岩、変成岩および表土である。今回のカタログ集には、全サンプル数として143件・25岩種（表1）のデータを掲載している。

対象地域の選定理由としては、これらの地域には経済性の高い不整合関連型ウラン鉱床が存在するかあるいはその可能性が高いこと、また、北部準州のアリゲータリバー地域の一部を除き、植生の被覆率

表1 カタログ掲載岩種一覧表

岩種	
堆積岩	砂岩 変質砂岩 泥質岩 頁岩 苦灰岩 硅岩 碳酸岩 カルクシリケート岩 チャート 結晶質石灰岩
火成岩	花崗岩 超塩基性岩 粗粒玄武岩 ランプロファイア
変成岩	片岩 片麻岩 角閃岩 変斑縞岩 蛇紋岩
その他	縞状石英-磁鐵鉱-角閃石岩 石英(脈) 玉髓 表土 カルクリート ラテライト

(植物が表層を占めている割合) が低く、かつ、乾燥した地域であるので、水分による岩石・鉱物の反射スペクトルへの影響が少ないと考えられることから、リモートセンシング解析に適していることが挙げられる。

岩石サンプルは、各地域のごく限られた範囲から採取しているため、今後プロジェクト地域の拡大に伴って、岩石サンプルの採取・反射スペクトルの取得を隨時行っていく予定である。

3.3 岩石サンプル採取地域および掲載サンプル数

岩石サンプルの採取地域および各地域での掲載サンプルの数量は表2のとおりである。

3.4 基本構成

(1) データソース

- ① アリゲータリバー、ウエストパインクリーク、ルーダル、タナマイ地域で採取した岩石サンプルの反射スペクトル特性図
- ② 同、現地調査メモおよび岩石サンプル写真、地表写真、衛星画像
- ③ 同、岩石サンプルのX線分析による鉱物同定結果

(2) 本カタログの構成

- ① 要旨
- ② 目的
- ③ カタログ内容および測定方法（反射スペクトルおよびX線分析の測定方法）

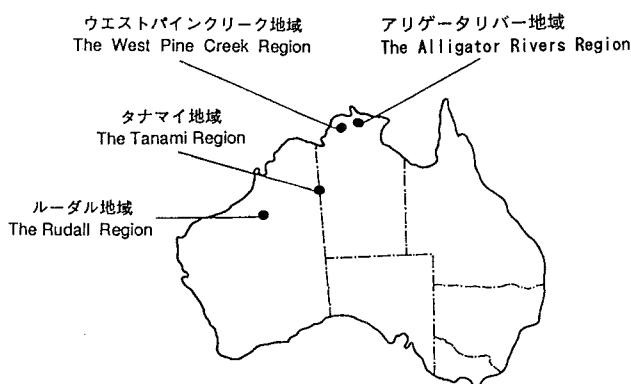


図1 岩石サンプル採取地域

表2 岩石サンプルの採取地区および数量

地 域 名	数 量 (個)
アリゲータリバー	31
ウエストパインクリーク	15
タナマイ	13
ルーダル	84
合 計	143 個

④ 各地域の概況記述および岩石サンプル採取地点の地質図

⑤ 各岩石サンプルデータ記述内容

- ・サンプル名
- ・サンプル番号
- ・反射スペクトルデータ番号
- ・サンプル採取地域名
- ・サンプル採取地点名
- ・サンプル表面の特徴
- ・X線分析結果
- ・サンプル採取地点の地表状況
- ・反射スペクトル記述

および

- ・サンプルの写真
- ・サンプル採取地点の衛星画像
- ・採取地点の地表写真
- ・反射スペクトル特性図

(3) データの掲載順序

データは、地域別、岩種別（堆積岩、火成岩、変成岩、その他）の順に掲載してある。

3.5 岩石サンプルの反射スペクトル測定仕様

(1) 反射スペクトルデータの概要

反射スペクトルデータとは、電磁波である光の波長毎の反射率のことを指し、このデータを用いて波長を横軸に、反射率を縦軸にして描いた曲線が反射スペクトル特性曲線であり、含まれる鉱物によって

特徴的な吸収（反射率の低下）が現れる³⁾。この吸収の位置、大きさ、吸収部分の曲線の形状によって岩石に含まれる鉱物の種類を推測することができる。

(2) 反射スペクトル測定仕様

反射スペクトル測定は、米国GER社製のスペクトロラジオメーターIRIS Mk-IVを用い、タンクステンランプを光源とした室内測定を実施した。標準反射板は、コダック社製の硫酸バリウム塗料をアルミ板に塗布したものを使用した。また、測定は岩石サンプルの風化表面を対象に行った。

測定した反射スペクトルデータは、図2に示すシステムにより、まずパソコン上のGER社製の処理プログラムによって前処理を施した後、LANを介して画像処理システムのミニコンに転送し、図化プログラムによって反射スペクトル特性図を出力した。なお、反射スペクトルデータは、IBMあるいはそれと同等のパーソナルコンピューターでも処理できるよう、カタログ集の作成と同時に、検索・表示プログラムとデータの作成を行っており、これらは、カタログ集に添付される。

反射スペクトル特性図は、岩石の反射スペクトル特性曲線およびHull-quotient法⁴⁾による正規化曲線から構成されており、また、反射スペクトル特性図の上部および右横にはYamaguchi and Lyonの方法⁵⁾によって抽出した吸収帯の位置および吸収量を表示している。

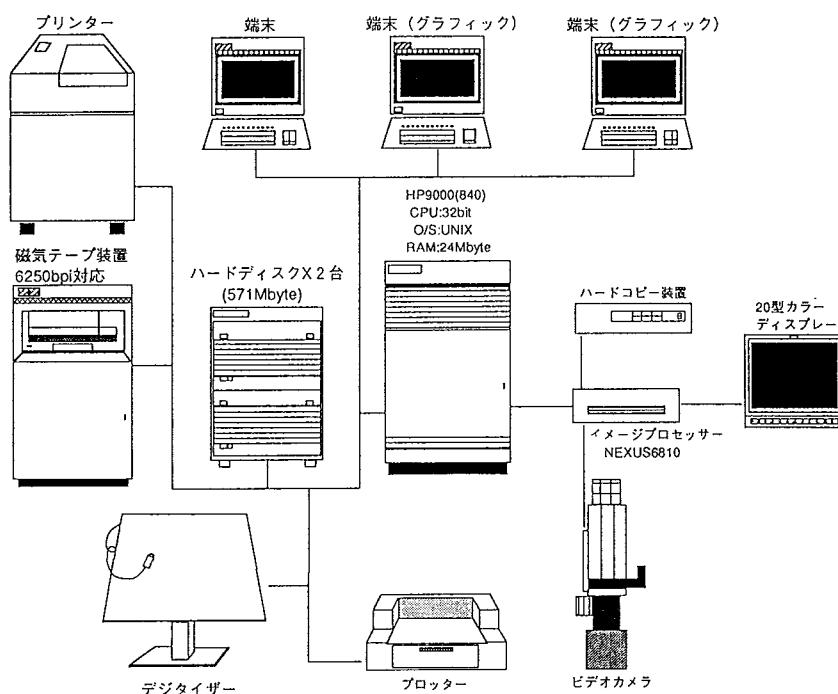


図2 画像処理システムのハードウェア構成

3.6 岩石のX線分析測定仕様

X線分析は、不定方位全岩分析および粘土鉱物の定方位分析を実施した。また、必要に応じてエチレングリコール処理分析、塩酸処理分析を合わせて実施した。

また、鉱物の同定はASTMカードとの参照によって鉱物名を決定した。

4. カタログ掲載例

本カタログ集の中から、一サンプルを例としてここに掲載する<サンプル掲載>。

5. 反射スペクトルデータの利用方法

今まで述べてきたように、今回まとめた岩石の反射スペクトルデータは、リモートセンシングデータからウラン鉱床周辺に分布する岩石を抽出する際の基礎的なデータとなるものであるが、リモートセンシングデータと反射スペクトルデータはそのままでは直接に比較できるものではない。なぜならば、反射スペクトルデータとは、3.5(1)で述べたように光の反射率すなわち比であり、一方、リモートセンシングデータは放射輝度と呼ばれるエネルギー量をデジタル値に直したものであるため、両者は基本的に物理量が異なっている。

したがって、リモートセンシングデータと反射スペクトルデータ同じ次元に合わせて、そこからウラン資源探査の指標となる岩石を抽出するための手法を開発することが次の段階として必要となる。

従来のリモートセンシング解析においては、各岩石の反射スペクトルの詳細な特徴が把握されていなかったため、リモートセンシングデータのうち、どのバンドを組み合わせていけば、指標となる岩石が最も良く抽出できるかを、実データを対象に試行錯誤によって決定しなければならず、したがって、多大な時間と労力を要した。これに対して、もし、リモートセンシングデータを反射スペクトルと対比可

能な次元に変換できれば、本カタログ集を利用して反射スペクトルの特徴を把握した上で、岩石の抽出法の検討が行えるため、試行錯誤なしに、最適な抽出法を決定することができる。

さらに、将来、多チャンネル（数100バンド数のもの）の光学センサーが得られれば、リモートセンシングデータを連続したスペクトルデータとして解析することが可能となり、データを反射スペクトルデータと直接対比することによって、従来に比べ、より詳細かつ確実に地表の岩石分布の推定が行えることになる。

6. おわりに

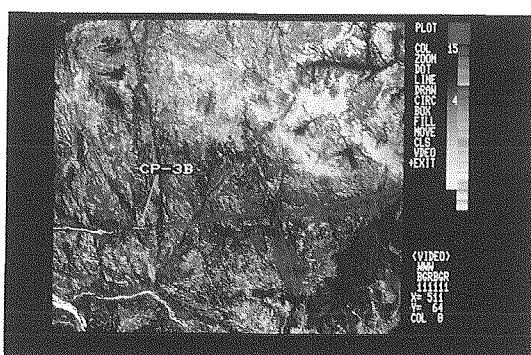
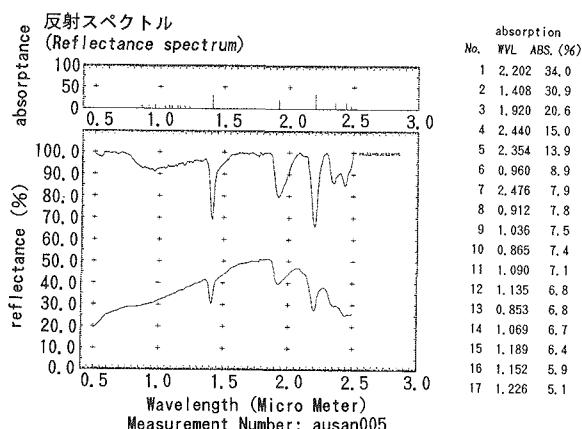
ウラン鉱床胚胎母岩またはそれに関連する岩石の反射スペクトルを測定し、反射スペクトルデータカタログ集を作成した。このようなデータ集は今までになく、地質分野におけるリモートセンシング解析の基礎的なデータになるとともに、動燃事業団のウラン資源探査におけるリモートセンシング利用技術開発に大きく寄与するものである。

今後は、動燃事業団のウラン探査地域の選定にリモートセンシング技術が活用できるよう前節に述べた手法の開発を行い、編集した反射スペクトルデータを利用していく。

参考文献

- 1) Y.YAMAGUCHI: Possible techniques for lithologic discrimination using the short-wavelength-infrared bands of the Japanese ERS-1, *Remote Sensing of Environment*, Vol.23, pp.117-129 (1987).
- 2) NASA: High-Resolution Imaging Spectrometer Science Opportunities for the 1990s Earth Observing System Vol. II (1987).
- 3) G.R. Hunt : Near-infrared (1.3~2.4 μm) spectra of alteration minerals-Potential for use in remote sensing, *Geophysics*, Vol.44, No.12, pp.1974~1986 (1979).
- 4) A.A. GREEN, M.D. CRAIG: Analysis of aircraft spectrometer data with logarithmic residuals, *Proceedings of the Airborne Imaging Spectrometer Data Analysis Workshop*, Jet Propulsion Laboratory, Pasadena pp.111-119 (1985).
- 5) Y.YAMAGUCHI, R.J.P LYON : Identification of clay minerals by feature coding near-infrared spectra, *Proceedings of the Fifth Conference on Remote Sensing for Exploration Geology*, pp.627-636 (1986).

<サンプル掲載>

サンプル写真
(Sample picture)サンプル採取地点付近の衛星画像
(Satellite image of sampling point area)サンプル採取地点の地表写真
(Picture of sampling area)

1. サンプル名 (Sample name)

岩石名：花崗岩

Granite

(Tin Camp Granite)

時代：中部原生代

Middle Proterozoic

2. サンプル番号 (Sample no.)

CP-3-45-1

3. 反射スペクトルデータ番号(Spectrum data no.)

ausan 005

4. サンプル採取地域名 (Sampling area name)

北部準州アリゲーター・リバー地域

The Alligator Rivers Region, Northern Territory

5. サンプル採取地点名 (Sampling point name)

CP-3B

6. サンプル表面の特徴（色・変質等）(Feature of sample surface)

表面は淡褐色を示す。径1～5 mmの石英、長石の周囲は黒く風化している。

Color: Light brown

Others: The circumference of quartz and feldspar is discolored by weathering.

7. X線分析結果 (X-ray measurement)

検出鉱物(Detected minerals)

Qz, Mc, Pl, Kf

8. サンプル採取地点の地表状況

(Surface condition of sampling point)

本地点は、Ranger断層と北北西方向のリニメントとの交差部に位置している。地質は中部原生界のTin Camp花崗岩であり、断層の近傍にあたるため、岩体中に石英脈が多く見られる。露頭周辺は、ユーカリ等の木々が繁っている。また、岩石表面には黒色の地衣類が見られる。

This point is located at an intersection between the Ranger fault and a NNW trending lineament. The Tin Camp Granite is exposed. Many quartz veins occur. Probably due to the Ranger fault. Vegetation coverage is very dense. Black colored lichen sticks on the rock surface.

9. 反射スペクトル記述(Spectrum description)

反射率20～50%の範囲で、1.85 μm付近を中心とした山なりの反射スペクトルを示す。1.41, 1.92および2.20 μmに強く鋭い吸収が見られるが、これらの吸収は白雲母によるものである。

Reflection spectrum shows convex shape with a peak near 1.85 μm in the range between 20 and 50% of reflectance.

Muscovite contributes strong and stinging absorption features at 1.41, 1.92 and 2.20 μm.



国際会議 海外派遣等

平成5年4月から6月までの間の国際会議の開催および参加、動燃事業団への主要外国人の来訪および海外派遣は次のとおりである。

(1) 国際会議

期 間	開 催 場 所	会 議 名 お よ び 内 容
5／2～7	米 国	〔高速炉燃料再処理技術研究開発協力レビュー会議〕 PNC/DOE（米国エネルギー省）高速炉燃料再処理技術研究開発協力協定に基づく活動のレビュー会議
5／17～19	本 社 東 海	〔放射性廃棄物の処理技術研究に関する専門家会合〕 PNC/CEA（仏国原子力庁）先端的技術の研究開発に関する協力協定に基づく放射性廃棄物の処理技術に関する情報交換会議
6／2～4	スウェーデン	〔HRL計画科学諮問委員会〕 スウェーデン核燃料廃棄物管理会社(SKB)との廃棄物の地層処分に関する共同研究開発計画(HRL計画)の定例調整会議
6／14～15	カ ナ ダ	〔重水炉の運転・保守に関する技術交換会議〕 PNC/オンタリオハイドロ社(カナダ)重水炉の運転・保守に関する技術協力協定に基づく定期技術交換会議

(2) 海外派遣・留学

派 遣・留 学 先	期 間	人 数	目 的
オーストリア IAEA	1993. 4. 1～1995. 7. 31	1名	原子力安全支援調整業務
フランス OECD/NEA	1993. 5. 27～1995. 5. 31	1名	総務広報課勤務(研修)
フランス CEAサクレー研究所	1993. 5. 12～1994. 5. 11	1名	軽水炉におけるMOX燃料利用プロジェクトに参加(留学)
ドイツ ミュンヘン大学	1993. 4. 4～1994. 4. 3	1名	アクチニドの化学種およびコロイドに関する研究(留学)
イギリス PFR	1993. 5. 21～1994. 3. 31	1名	PNC/UKAEA先進技術協力協定に基づく各種試験に参加
スイス グリムゼル研究所	1993. 5. 1～1994. 5. 1	1名	PNC/NAGRA放射性廃棄物管理分野における協力協定に基づく共同研究へ参加
スウェーデン HRL	1993. 5. 30～1994. 12. 20	1名	SKB(核燃料廃棄物管理会社)との共同研究契約に基づく地質環境評価手法に係わる研究へ参加

(3) 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 先	訪 問 者
4 / 7	本 社	米国原子力規制委員会(NRC) デブランク委員
4 / 12 13 17	本 社 東 海 もんじゅ	仏国原子力庁(CEA) デスカタ次官 他
4 / 12	本 社	米国エネルギー省(DOE) ブローリン次官補
4 / 22	本 社	英国貿易産業省 ウォーカー原子力局長
5 / 12	本 社	米国原子力規制委員会(NRC) ストイバー国際局長
5 / 27	本 社	仏国放射性廃棄物管理機構(ANDRA) アレーグル理事長



外部発表 特許・実用新案

■外部発表

平成5年4月～6月において外部発表を終了したものは次のとおりである。

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
Study on Strategies for Plutonium Utilization from the Point of View of Nuclear Fuel Cycle Requirements in Japan.	International Conference on the Management of Irradiated Nuclear Fuel	動 燃	小野 清
Summary of the Analysis of the JASPER Experiment in Japan—Proceeding of the JASPER Analysis Informal Meeting—	JASPER Analysis Informal Meeting	同 上	茶谷 恵治
高速炉における熱流動問題	第29回伝熱シンポジウム	〃	二ノ方 寿
Mechanical Property Degradation of Fast Reactor Fuel Cladding During Thermal Transient.	16th Symposium on Effect of Radiation on Materials	〃	佐藤 義則 柴原 格 大森 雄 他
Evaluation of Performance of Driver Fuel in JOYO MK-II Core.	Int. Symp. on Fuels for Liquid Metal Reactors	〃	浅賀 健男 桂川 正己 岩永 繁 他
Melting Temperature and Thermal Conductivity of Irradiated (U,Pu)O ₂ Fuel.	同 上	〃	山本 一也 広沢 孝志 吉川 勝則 他
Development of Oxide Dispersion Strengthened Ferritic Steel for Long Life FBR Core Materials.	〃	〃	鶴飼 重治 原田 誠 井上 賢紀 他
Improvement of the Nuclear Design Method for Large LMFBR Cores Using the Cross-Section Adjustment.	Mathematical Methods and Super Computing in Nuclear Applications (SNA'93)	動 燃 原 電 日 立	石川 真 保志 貴司 三田 敏男 他
Fuel-Sodium-Reactor-Product and Its Influence on Breaged Mixed-Oxide Fuel Pins.	Int. Symp. on Fuels for Liquid Metal Reactors	動 燃 A N L	鶴飼 重治 有井 祥夫 R.V. Strain
Stability of LMR Oxide Pins and Blanket Rods During RBCB Operation.	同 上	動 燃 A N L	鶴飼 重治 鹿倉 栄 J.D.B.Lambert 他
Behavior of Mixed-Oxide Fuel Pins During an Over-power Transient.	〃	動 燃 A N L	浅賀 健男 鹿倉 栄 H.tsai
Irradiation Behavior of Second and Third Generation Mixed Oxide Fuel Pins in EBR-II.	〃	動 燃 A N L Westinghouse	三次 岳志 平井 功 A.Boltax H.D.Garkisch

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
Thermohydraulics Analysis of Local Subassembly Accidents in Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactors.	NURETH-5	動 燃	二ノ方 寿 此村 守
繰り返しひずみ軟化を考慮したMod.9Cr-1Mo鋼溶接継手の疲労強度評価法	日本機械学会平成4年度材料力学講演会	同 上	浅山 泰 長谷部慎一 平川 康 和田 雄作
Elasto-Plastic Analysis of Zr-O ₂ /Metal FGM in High Heat Flux Environment.	第2回傾斜機能材料国際シンポジウム	〃	丸山 忠司 原田 誠 鶴飼 重治 他
Study on Enhanced Safety Large FBR Core Concept.	Safety of Advanced Nuclear Power Plant (ANP)	〃	林 秀行 山下 芳興
Analysis of Design Basis Leak Event in a Large LMFBR Steam Generator.	同 上	〃	浜田 広次 田辺 裕美
超ウラン元素の酸化物燃料中の挙動	第29回原動研年会	〃	小山 真一
Corrosion Behavior of Nb-Based and Mo-Based Alloys in Liquid Na.	Liquid Metal Systems, International Seminar	動 燃	加納 茂機 吉田 英一 井上 聰 他
Sodium Compatibility of Ceramics.	同 上	動 燃	加納 茂機 吉田 英一 平川 康 他
高速炉照射したステンレス鋼の電気化学的腐食試験	JAERI-M	動 燃 原 研	佐藤 義則 塚田 隆 芝 満之 中島 南
Transport Phenomena of Iodine and Noble Gas Mixed-Bubbles through Liquid Sodium.	LIQUID METAL SYSTEMS - Material Behavior and Physical Chemistry in Liquid Metal Systems II	動 燃	宮原 信哉 下山 一仁
Solubility Measurement of Sodium Iodide in Sodium-Stainless Steel Systems.	同 上	動 燃 茨 大	宮原 信哉 曾根 徹 佐川 慎彦
Advances in Subchannel Analysis for Boiling Two-Phase Flows in Rod Bundles.	Int. Seminar on Subchannel Analysis' 92	動 燃	二ノ方 寿
原子力プラントへの地震に関する確率論的安全評価と設計への反映	第11回材料・構造信頼性シンポジウム	同 上	山口 彰

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
原子力プラント異常診断知識導出に対する定性推論の適用性	電気学会「原子力プラント高度情報化技術調査専門委員会」	動 燃	吉川 信治
高速炉における流量計測と制御	センサ技術誌	同 上	中本香一郎
Synthesis of Computational Codes for Evaluation of Decay Heat Removal by Natural Circulation.	IAEA International W/G for Fast Reactor	"	大島 宏之 上出 英樹 村松 寿晴 他
日本機械学会RC-111委員会「確率論的破壊力学解析手法の適用性に関する研究分科会」平成4年度報告書「熱荷重の取扱い」	「確率論的破壊力学解析手法の適用性に関する研究分科会」平成4年度報告書	"	若井 隆純
Conceptual Design of Autonomous Operation System for Nuclear Power Plants.	Mathematical Methods and Super Computing in Nuclear Applications (SNA '93)	"	遠藤 昭 佐伯 昭 三木 哲志 姫野 嘉昭
Transport of Radioactive Corrosion Products in Primary Systems of Sodium Cooled Fast Reactor.	LQUID METAL SYSTEMS-Material Behavior and Physical Chemistry in Liquid Metal Systems II-	"	飯沢 克幸 茶谷 恵治 伊藤 和寛 他
高速炉用構造新材料の開発(演題)－高温ナトリウム中の熱過渡強度に優れた構造材料の開発－	第12回原子力分野における新材料の接合・加工技術に関するシンポジウム	"	和田 雄作
高速炉照射したステンレス鋼の電気化学的腐食試験	JAERI-M	動 燃 原 研	佐藤 義則 柴原 格 塙田 隆 他
Fast Reactor Safety and Computational Thermo-Fluid Dynamics Approaches.	Joint Int Conf on Math Methods and Supercomputing in Nucl Appl	動 燃	二ノ方 寿 清水 武司
多方面へ展開する原子炉利用 IV. 試験研究炉 IV-2高速炉を対象とする過渡試験炉	日本原子力学会誌 Vol.35, No.5	同 上	山口 勝久
高速増殖炉用イメージファイバー複合ケーブル	フジクラ技報 No.89	"	林道 寛
A two-surface cycloc plasticity model consistent with fundamental stress-strain equations of the power-law type	Nuclear Engineering and Design	"	岩田 耕司
HIGH TEMPERATURE CHEMICAL REACTION OF Fe-Cr-Ni AND Fe-Cr CLADDING ALLOYS BY Tc, i2 AND CsOH/CsI	Journal of Nuclear Materials	"	野村 茂雄
Effect of Nonproportional Loading on Creep-Fatigue Properties of 304 Stainless Steel at Low Strain Ranges Near Elastic Region.	Int. J. Nucl Eng Des	"	浅山 泰 青砥 紀身 和田 雄作
運転員思考モデルの開発と原子力プラント応急操作決定システムへの応用	平成5年電気学会全国大会	"	三木 哲志 遠藤 昭 姫野 嘉昭
知識コンパイラのための対象モデルと定性推論方式－定性推論方式の提案－	1992年度人工知能学会全国大会	動 燃 阪大産研	吉川 信治 遠藤 昭 溝口理一郎 他

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
知識コンパイラのための対象モデル構築と定性推論方式－高速増殖炉常陽におけるモデル構築と推論方式の検証－	1992年度人工知能学会全国大会	動 燃 阪大産研	吉川 信治 遠藤 昭 溝口理一郎
Zr-2, 5Nb 合金の腐食と水素吸収	原子力学会「原子炉水化学」研究専門委員会	動 燃	小池 通崇
音響による原子炉冷却材漏洩検知システム	原子力工業 Vol.39 No.3	同 上	森山 喜嗣 望月 弘保
SAFETY Research Relevant to Thermal Hydraulics of the Advanced Thermal Reactor (ATR)	IAEA Technical Committee Meeting	"	望月 弘保
新型転換炉(ATR)とは何か	配管技術6月号	"	速水 義孝 新沢 達也
原子力発電所へのファジィ制御システムの適用	(社)日本電気協会 第72回通常総会研究発表会	"	中島 良昭 飯島 隆 奥沢 良和
「資源探査のための実用シリーズ」第7巻資源探査への応用(2)の第3章ウラン鉱床	資源観測解析センター発行資料	"	石堂 昭夫
放射線損傷を用いた地質環境中の放射性元素の移動・保持の解析(2) －石英中の放射線損傷リム形勢への核種量・保持時間の影響－	1993年度資源地質学会	動 營 人形時環開講 筑波大学地球科学 地質調査所	佐藤 和彦 山本 正博 小室 光世 塙本 齊
Rapid Determination of Strontium-90 in Highly Radioactive Solutions of Nuclear Fuel Reprocessing Plant	ANALYTICAL SCIENCES 1993.4 Vol.9 p.195~198	動 營	久野 裕輔 佐藤 宗一 大野 栄一 舛井 仁一
ホットセル内の遠隔除染作業	デコミッショニング技報第6号	同 上	森本 靖之 岩永 駿 梶山 登司
THERMAL-HYDRAULIC ANALYSES OF MOLTEN GLASS IN A JOULE-HEATED MELTER	1993 International High-Level Radioactive Waste Management Conference	"	五十嵐 寛 菖蒲 康夫 大内 仁
SIMULATION OF FRACTURE FLOW TO THE KAMAISHI VALIDATION DRIFT	同 上	動 營 Golder Associates Inc.	内田 雅大 P.C.Wallman T.W.Doe W.S.Dershawitz
核燃料施設デコミッショニングにおける技術開発の現状と課題	第4回「原子力施設デコミッショニング技術講座」	動 營	榎戸 裕二
土中埋設コンクリートの長期変質における水質依存性	「自然環境とコンクリート性能」に関するシンポジウム	同 上	三原 守弘 龟井 玄人 石川 博久
海外における高レベル放射性廃棄物処分のオーバーパックに関する研究例について	腐食防食'93	"	石川 博久 本田 明
高レベル放射性廃棄物の地層処分における炭素鋼オーバーパックの寿命予測の考え方について	同 上	"	本田 明 小畠 政道
ナチュラルアナログ研究の現状と課題 －東濃ウラン鉱床を例として－	原子力学会中部支部エネルギーシステム研究会	"	湯佐 泰久
Hard Rock Laboratory (HRL) 計画の概要	応用地質誌	"	大澤 英昭
山地丘陵性斜面表層部の土壤水分フラックス分布の変化	日本地下水学会 1993年春季講演会	"	若松 尚則 柳澤 孝一 今井 久

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
「低圧微流量ルジオン水理試験装置の開発」	日本地下水学会 「1993年春季講演会」	動 燃 ダイヤコ軒	尾方 伸久 柳澤 孝一 橋井 智毅
シンチレーションファイバーガスモニタの開発	「放射線検出器とその応用」研究会	動 燃	鳥居 健男 野崎 達夫 江本 武彦 他
四成分・三速度場モデルによる融体・冷却材相互作用の数値解析	第30回日本伝熱シンポジウム	同 上	菅原 智 岡野 豊明
気泡検出器 —開発の歴史、原理、特性とその応用—	先端放射線利用研究会	"	小泉 勝三
バラ水素ラマンレーザー装置の温度特性解析	第88回「温度計測部会」 —CAEによる温度および熱解析—	"	宮本 泰明 萩原 正義 長谷川 信他
プルトニウムの利用と安全管理	「原子力安全月間」記念講演会	"	中田 啓
Current Status and Future Plan of Uranium Enrichment Technology Development in PNC	International Enrichment Conference	"	高橋 司 岸本洋一郎 樺原英千世
High Power CW Linac in PNC	1993 Partial Accelerator Conference	"	遠山 伸一 王 元林 江本 隆他
湖沼系におけるフォールアウト核種の挙動に関する調査（II）	日本保健物理学會第28回研究発表会	"	中島 尚子 武石 稔 篠原 邦彦
電子加速器用線量計算コードQAD-LINACの開発	同 上	"	川越 幸子 鳥居 建男 安藤 秀樹

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
排気中ヨウ素連続監視法の開発	日本保健物理学會第28回研究発表会	動 燃	永井 博行 石田順一郎 大峰 守他
放射線管理用プラスチックシンチレーション検出器の実用化	同 上	同 上	古橋 秀雄 石田順一郎 大峰 守他
TLDアルベド線量計のn/r 分離性能の評価	"	"	樹山 寿子 伴 信彦 二之宮和重他
校正用γ線場の相互比較手法の検討	"	"	百瀬 琢磨 宮部賛次郎 江花 稔他
透明中性子遮蔽パネルの開発(1) —遮蔽実験—	"	"	武藤 重男 野尻 一郎 成田 倭 百瀬 琢磨
放射性物質の海洋環境での広域影響評価手法の検討(2)	"	"	成田 倭 浅野 智宏
車両搭載型空間γ線量率マッピングシステムの開発	"	"	叶野 豊 倉林 美穂 飛田 和則 高畑 弘樹
透明中性子遮蔽パネルの開発(2) —計算解析—	"	"	野尻 一郎 武藤 重男 百瀬 琢磨他
ステンレス鋼におけるカスクード損傷効果のイオンビームおよび陽電子消滅法による解析	日本金属学会 1993春期大会	動 燃 東 芝	柴原 格 三田村 徹 寺澤 優孝他

■特許・実用新案

平成5年4月より6月の間に登録および承継された特許・実用新案は次のとおりである。

種類	登録番号	登録年月日	発明の名称	備考
特許	1748246	5. 3. 25	ウラン濃縮度測定方法およびその装置	
特許	1768024	5. 6. 11	プラスチック用ペレット	
特許	1746066	5. 3. 25	放射性物質除去フィルター装置	
特許	1673328	4. 6. 12 (5. 3. 22)	高溫雰囲気音響検出用センサ	赤井電機㈱より持分承継
特許	1748297	5. 3. 25	ダブルシリンドリカル型ナトリウムイオウ電池	
特許	1759264	5. 5. 20	圧力管型原子炉用燃料集合体	
特許	1635586	4. 1. 20 (5. 3. 22)	ウランおよびフッ酸の分離回収法	ユニチカ㈱より持分承継
特許	1759288	5. 5. 20	滴下液滴の検出方法	
特許	1748206	5. 3. 25	多孔型気泡式界面検出装置	
特許	1755031	5. 4. 23	タンク内挿入型電磁ポンプ	
特許	1750366	5. 4. 8	高速増殖炉の冷却系統に設けられた隔離弁	
特許	1748584	5. 4. 8	核物質を含んだ溶液の濃度を均一にする方法および装置	
特許	1745194	5. 3. 25	イメージファイバ	㈱フジクラと共有
特許	1724889	4. 12. 24	超高力鋼製品およびその製造方法	三菱製鋼㈱と共有
特許	1747168	5. 3. 25	集合ガス処理装置	三菱重工業㈱と共有
特許	1757101	5. 4. 23	マニブレータ	㈱明電舎と共有
特許	1751242	5. 4. 8	コンデンサ型耐高温、耐放射線、耐振、耐湿マイクロホンの較正音源装置	赤井電機㈱と共有
特許	1729715	5. 1. 29	配管内の切粉回収装置	三菱電機㈱と共有
特許	1751244	5. 4. 8	マイクロホンの較正音源装置	赤井電機㈱と共有
実用新案	1910913	4. 6. 11 (5. 4. 19)	エゼクタ	木村化工機㈱より持分承継
実用新案	1923328	4. 8. 7 (5. 4. 19)	ガラス溶融炉	石川島播磨重工業㈱より持分承継
実用新案	1868906	3. 10. 24	高速増殖炉用空気冷却器	石川島播磨重工業と共有
実用新案	1958768	5. 3. 24	スプリング自動供給機構	三菱マテリアル㈱、柳島津製作所と共有
実用新案	1968265	5. 5. 28	スクラバ	石川島播磨重工業㈱と共有
実用新案	1968266	5. 5. 28	スクラバ	石川島播磨重工業㈱と共有
実用新案	1968267	5. 5. 28	スクラバ	石川島播磨重工業㈱と共有
実用新案	1960989	5. 4. 12	ガラス溶融炉	石川島播磨重工業㈱と共有
オランダ	0189373	1993. 2. 17	Werkwijze Voor Het Verzegelen Van Een Object	
ドイツ	3337883	1993. 1. 7	Doppelzylinder-Umschaltventil zum Ermitteln und Lokalisieren von Fehlerhaften Kernbrennstoffelementen	
フランス	8616996	1992. 12. 4	Procédé pour déterminer le rapport oxygène/métal dans un oxyde utilisé comme combustible nucléaire	
フランス	8704543	1992. 9. 11	Procédé pour Recuperer Separément de L'uranium et de L'acide Fluorhydrique a Partir d'un Liquide Residuaire Contenant de L'uranium	
フランス	8717703	1992. 10. 9	Procédé de fabrication d'oxydes d'uranium	
カナダ	1314683	1993. 3. 24	Process for Preparation of Uranium Tetrafluoride	
アメリカ	5185104	1993. 2. 9	Method of Treatment of High-Level Radioactive Waste	
オーストラリア	0628468	1993. 1. 22	Method of Treatment of High-Level Radioactive Waste	
アメリカ	5200588	1993. 4. 6	Microwave Heating Apparatus	
アメリカ	5183652	1993. 2. 2	Radioactive Catalyst and Oxidation-Reduction Method and Apparatus Using Same	
フランス	8502311	1992. 4. 30	Procédé De Solidification D'Un Solvant Radioactif Residuaire	㈱コバヤシ、日本ゼオン㈱と共有

■特許・実用新案紹介

「液体金属浄化装置」

(特許第1635601号)

1. 本発明の背景

高速増殖炉の冷却材である液体金属ナトリウムの浄化装置（コールドトラップ）は、冷却により析出する不純物をメッシュフィルタにより捕獲している。当該メッシュフィルタはメリヤス織りの金網であって、金属線径が0.3mm程度の細いものに限られていた。このため、不純物を多量に捕獲して目詰まりが生じると、内外の差圧により金網に著しい歪みが生じたり、閉塞が生じるおそれがあった。

本発明は、十分な強度を有するメッシュフィルタであって、歪みに起因する閉塞を抑え、かつ単位面積当たりの不純物捕獲容量を増大させることを目的に創作された。

2. 本発明の内容

浄化前の液体金属は、入口ノズル2から流入し、容器3の下方に流下する間に冷却され、不純物が析出する。液体金属は、流れを上方に転じた後、円筒メッシュフィルタ5に側面から流入し、浄化された液体金属はメッシュフィルタの中心に設けられた上昇流路6を介して出口ノズル7から戻される。

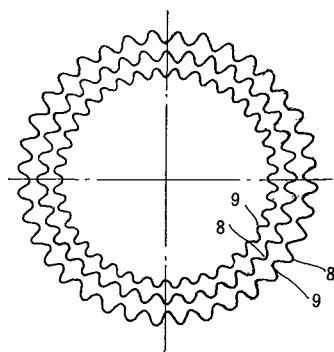
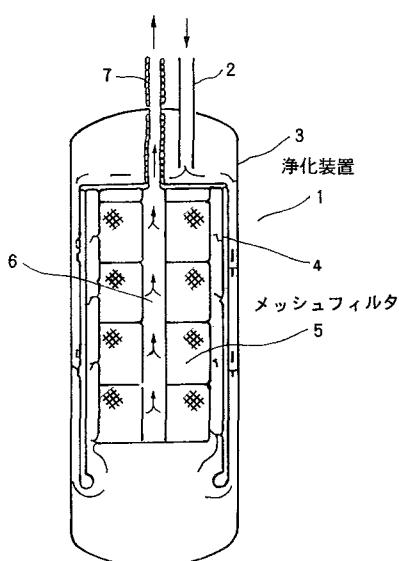
メッシュフィルタ5は、正弦波状のウェーブ加工を施した金網を円筒状に形成し、順次直径の異なる円筒状の金網が同心円状に二重以上の多重に重ね合

わせている。金網のウェーブの山部8と谷部9が対向して配置されることにより、多重の金網の間に膨らんだ空間を有している。

3. 特徴と効果

本発明の液体金属浄化装置は、メッシュフィルタを平織金網としているので、太い線径の金属線が使用でき、強度が高く、歪みが少ないとから、歪みに起因する閉塞を抑えることができる。また、金網にウェーブ加工が施されているので、単位面積当たりの濾過面積が増大でき、装置をコンパクトにすることができる。さらに、金網のウェーブの山部と谷部が対向して配置されることから、多重の金網の間に膨らんだ空間ができ、不純物捕獲量を大きくでき、かつ閉塞を抑えることができる事を特徴としている。

動燃事業団では、高速実験炉「常陽」にて実用化されており、本発明のメッシュフィルタによれば、従来の同一寸法のものと比べて約5倍の不純物捕獲能力を有し、かつ強度も格段に向上している。したがって、より小型で性能の良い液体金属浄化装置が設計できるとともに、寿命が長くなるので廃棄物量の低減にも有効である。



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

動燃技報 1993. 9 No. 87
平成5年9月発行

©1993 POWER REACTOR AND NUCLEAR FUEL
DEVELOPMENT CORPORATION

禁無断転載

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

印 刷 株式会社 菜根出版
東京都千代田区平河町1-8-13

Abstracts(PNC Technical Review)

Study on Creep-Fatigue Failure Mechanism and Life Evaluation for Stainless Steels

Yusaku Wada Kazumi Aoto Fumiyoji Ueno

PNC Technical Review No. 87 p.19-33 (1993)

For the achievement of high reliability on long-term extrapolation of creep-fatigue life, failure mechanism was investigated for Type 304 stainless steel, and it is clarified that creep damage is related to metallographical influence such as grain boundary sliding, creep cavity nucleation and growth. Then on the basis of ductility exhaustion rule, primary creep strain could be recoverable in cyclic loading and the conventional estimation would give excessive damage. If secondary creep deformation is dominant for grain boundary sliding, both of creep rupture and creep-fatigue failure can be represented by unified ductility criterion, and the rule on stress basis which are practically used in engineering applications can be derived. The evaluation method proposed by PNC gives good prediction and reliable extrapolation result to long time test data. It is in prospect that the rationalization of evaluation procedures in present structural design guide and the application to 316FR stainless steel are achievable.

Key Words: Austenitic Stainless Steel, Creep-Fatigue, Creep Damage, Creep Cavity, Linear Damage Rule, Life Fraction, Ductility Exhaustion, Elevated Temperature Structural Design, Grain Boundary Sliding, Crystal Deformation.

Application of Geophysical Methods to the Exploration for Blind Deposits

—Discovery of the Andrew Lake Deposit, Northwest Territories, Canada—

Yoshimasa Iida Ken Hasegawa Naotaka Shigeta

PNC Technical Review No. 87 p.34-44 (1993)

Recent progress in the use of geophysical exploration techniques for unconformity-related uranium deposits in the northeastern part of the Thelon basin, Northwest Territories, Canada, is summarized using exploration case histories including the discovery of Andrew Lake deposit. It has been demonstrated that altered zones that accompany mineralization are detectable as low resistivity anomalies and low gravity anomalies by airborne resistivity and ground VLF-resistivity methods and gravity survey. The application of these methods has made an efficient search for blind deposits possible. A geophysical model for alteration zones has been established based on a relationship between petrologic zonation of the altered rocks and their physical properties, which can be utilized for evaluation of geophysical anomalies.

Key Words: Airborne Resistivity Survey, VLF-Resistivity Survey, Gravity Survey, Unconformity-Related Uranium Deposit, Hydrothermal Alteration, Alteration Zoning, Sericitization, Desilication, Resistivity of Rocks, Density of Rocks, Permafrost.

Quantitative Analysis of Occluded Gases in Mixed Oxide Fuel Pellets by High Temperature and Vacuum Extraction-Gas Chromatography

Toshiaki Hiyama Shin-ichi Sugaya Junta Yamamoto

Katsuichiro Kamimura

PNC Technical Review No. 87 p.45-52 (1993)

We have developed a technique for the quantitative analysis of an occluded gases in the sintered plutonium-uranium mixed oxide (MOX) fuel pellets.

The total volume of occluded gases in MOX pellet was determined using a high temperature and vacuum extraction system. The extracted gases were transferred into a special gas sampler by the McLeod gauge and their gas components were analyzed using the gas chromatography technique. Hydrogen, oxygen, nitrogen, methane, carbondioxide and carbonmonoxide were detected in the extracted gases.

Relative standard deviation ($n=10$) were 1.0, 3.4, 0.6, 1.0, 1.4, 0.8 and 0.9% for hydrogen, oxygen, nitrogen, methane, carbondioxide, carbonmonoxide and ethane, respectively. The time required for one determination is less than one hour.

Key Words: Quantitative Analysis, Occluded Gases, MOX, Vacuum Extraction, McLeod Gauge, Gas Chromatography.

Fuel Design Method for Demonstration ATR

Shinichi Uematsu Yasuo Nakajima Keiichi Kikuchi

Tomoyuki Abe Mitsuo Matsumoto

PNC Technical Review No. 87 p.53-61 (1993)

The design work of MOX fuel for Demonstration ATR (Advanced Thermal Reactor) has been carried out under the agreement between the Electric Power Development Company (EPDC) and the Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC). The fuel design method used here is based on that for Prototype ATR "Fugen". The method has also been improved by applying the current knowledge from the fuel irradiation test data.

The validity of the method has been confirmed by the good performance of MOX fuels used in "Fugen". In this paper the outline of the method is introduced.

Key Words: ATR, MOX, Fuel Design, Fuel Behavior, ATFUEL, FP Gas.

Measurement of Thermal Diffusivity of Liquid Uranium by Laser Flash Method

Masahiro Haraguchi Munetaka Myochin Osamu Suto

Yoshihiro Shimazaki

PNC Technical Review No. 87 p.62-65 (1993)

The thermal diffusivities of liquid state at elevated temperature have been measured by various methods, but the measurement of thermal diffusivity of liquid uranium has not been reported because of its high corrosivity. Since laser flash method is no-contact method, it is suitable for measuring the thermal diffusivity of corrosive materials. The thermal diffusivity of liquid uranium melted in Y_2O_3 crucible has been determined by laser flash method. The thermal diffusivity α at the temperature range from 1150°C to 1200°C was expressed as follows.

$$\alpha [\text{cm}^2/\text{sec}] = 3.37 \times 10^{-4} T [\text{°C}] - 0.30$$

Key Words: Thermal Diffusivity, Liquid Uranium, High Corrosivity, Laser Flash Method, No-Contact Method, Y_2O_3 Crucible, Temperature Range.

Outline and Results of Study on Excavation Response of Rock Mass around Shaft in Shaft Excavation Effects Project

Kozo Sugihara Hiroya Matsui Toshinori Sato

PNC Technical Review No. 87 p.66-70 (1993)

A shaft, with a diameter of 6 m and a depth of 150 m, has been newly excavated in sedimentary rock and excavation response of rock mass around the shaft has been measured and analyzed. Excavation response has been evaluated based on the results of measurement of rock mass movement, such as displacement and strain, and change of rock property, such as deformability and permeability. This study indicates that rock property has been changed with in about 1 m from the shaft wall, and rock mass movement and property change has been influenced by rock facies, fracture and re-distributed stress. The relation between property change and these factors is remained to be evaluated in future study.

Key Words: Shaft Excavation, Excavation Response, In-Situ Measurement, Deformability, Permeability, Displacement, Strain, Fracture, Sedimentary Rock.

Compilation of Reflection Spectrum for Rocks in Uranium Exploration Area

Akiko Yamagishi Kaoru Koide Hiroaki Wada

PNC Technical Review No. 87 p.71-75 (1993)

It is one of our projects to develop and utilize remote sensing technique in uranium exploration fields. The research now is focused on how to extract data of the target rocks (i.e. rocks of uranium mineralized zone or those of appearing near the zone) from remote sensing data in order for us to find the exact area where to be explored. If this method is accomplished, there is no doubt that a more cost and time effective exploration is assured.

Since remote sensing data contains various information of earth surface, it should have rock characteristics information at the surface. Therefore if we can pick up rock characteristics from the remote sensing data by comparing the reflection spectra data of rocks, which represent rock characteristics, we can know what kind of lithology is on the surface from the air or the space. To realize this, it is necessary to collect reflection spectra of various rocks from the exploration fields.

To this end, we have collected rock samples from our uranium exploration fields in Australia in 1989 and 1990, and measurement of reflection spectrum of each rock has been done. The compilation of the reflection spectra of rocks have been completed as the "Reflection Spectrum Data Catalogue" whose contents will be introduced in this report.

Key Words: Remote Sensing Data, Image Processing, Reflection Spectrum, Spectral Band, Exploration, Uranium Mineralization, Blind Deposit, Unconformity Related Deposit.

動力炉・核燃料開発事業団

本 社	東京都港区赤坂1-9-13 三会堂ビル	〒107	TEL (03)3586-3311
人形峠事業所	岡山県苫田郡上齋原村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
敦賀事務所	福井県敦賀市木崎65-20	〒914	TEL (0770)23-3021
新型転換炉 ふげん発電所	福井県敦賀市明神町3	〒914	TEL (0770)26-1221
高速増殖炉 もんじゅ建設所	福井県敦賀市白木2-1	〒919-12	TEL (0770)39-1031

<海外事務所>

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