

動燃技報

PNC Technical Review



1986.12
No. 60

概況

新型転換炉の開発	1
高速増殖炉の開発	4
核燃料サイクルの開発	8
再処理技術の開発	10
ウラン資源および廃棄物処理処分の開発	13
ウラン濃縮技術の開発	16
安全管理技術の開発	17
保障措置業務	19

技術資料

新型転換炉ふげん発電所の保守管理	21
村松 精 太田 猛男 廣田 栄雄	
磯村 和利 岸和田 勝実	
高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究	
の現況	35
岡林 邦夫 谷山 洋 土屋 每雄	
スクリュー式連続脱硝装置の開発	49
川戸 喜実	

技術小論

炉内燃料移送機ガスブロードウン試験	53
佐藤 和二郎 村松 寿晴 上出 英樹	
村上 降典 前川 勇	
ファインセラミックによる予熱制御システムの開発	58
小貫 修	
滴定分析法における分析廃液減少法の確立	63
大内 与志郎 佐藤 富雄 堀井 文雄	
丸石 芳宏	
BWRプル・サーマル用MOX燃料の製造	67
金田 健一郎 照沼 直利 横須賀 好文	
再処理工場計量分析ラインの自動化	71
林 允之 和地 勇 久野 祐輔	
動燃東海再処理工場におけるニア・リアル・タイム	
計量管理のフィールドテスト	75
小森 芳昭 草野 俊胤 岩永 雅之	
都所 昭雄 小松 久人 舛井 仁一 三浦 信之	
吊下げ式秤量計の開発	79
岩本 友則 米川 和夫 池田 邦夫	
秋葉 光徳 谷 明道	
放射線管理用機器の管理	83
関 昭雄 野田 喜美雄 百瀬 琢磨	
ウラン資源探査エキスパートシステム	
の開発	90
石堂 昭夫	

国際協力

国際会議、海外派遣等	95
------------	----

活動

外部発表、特許・実用新案	96
--------------	----



新型転換炉の開発

1. 原型炉「ふげん」

新型転換炉ふげん発電所は、昭和61年2月26日以降順調に運転を継続し、7月22日昭和61年度運転計画に従い計画停止を行った。この停止期間中に(1)燃料取替(28体)、(2)応力腐食割れ(SCC)対策工事、(3)機器・弁類の点検等を実施し、当初の計画通り8月18日発電を再開、8月23日定格出力に達し以降順調な運転を継続している。なお、9月3日に原子炉冷却材浄化系および主蒸気系の配管取替工事並びにシールプラグ取替工事に係る使用前検査(科技庁・機能検査、通産省・ホモジナリティ検査)を受検し合格した。

計画停止時の燃料取替は、第10サイクル運転のため新燃料28体(MOX 8体、UO₂ 20体)の装荷および16体のシャフリングを行った。

応力腐食割れ(SCC)対策工事は SCC 対策基本計画に従い、原子炉冷却材浄化系配管(原子炉冷却材圧力バウンダリ外)および主蒸気系配管を SUS304材から耐 SCC に優れている SUS316L および SUS316(原子炉級)材に取替えた。

また、今回の計画停止後の起動に当っては、燃料ペレットと被覆管の機械的相互作用を緩和するため採用している高出力領域での出力上昇の制限値を、今迄の「ふげん」の運転実績、各種照射試験データを用いて評価し出力上昇速度の増加等を行った。このため、今回の出力上昇に要した時間は従来に比べて約57%短縮することができた。

許認可手続については、昭和61年3月31日付け(昭和61年6月4日一部補正)で申請した新型転換炉ふげん発電所設置変更許可申請(固体廃棄物の処理能力の増強)は8月7日付で許可となり、引続き廃棄物処理建屋、使用済イオン廃樹脂貯蔵タンク等の設工認・工認申請を9月16日(科技庁)、9月19日(通産省)に行った。

また、SCC 対策基本計画に基づく対策工事で、第6回定期検査(昭和62年1月開始予定)時に実施する主蒸気系配管の取替工事に係る工認、設工認申請を9月19日(通産省)、9月29日(科技庁)に行つた。

昭和61年7月から9月までの運転実績は次の通りである。

月	発電電力量 (kWh)	運転時間 (h)	発電電力量合計 (初並列以降) (MWh)
61年7月	84,871	515	6,659,153
8月	44,636	321	6,703,789
9月	118,800	720	6,822,589

2. 実証炉の開発

8月26日に第6回ATR実証炉建設推進委員会が開催され、下記項目について検討・審議がなされた。

- (1) 大間原子力発電所(ATR実証炉)建設設計画推進状況
- (2) ATR実証炉建設設計画の変更(案)
- (3) ATR実証炉の研究開発および燃料製造施設建設の概況
- (4) ATR実証炉昭和62年度概算要求案(通産省および科技庁分)

これにより ATR 実証炉建設設計画は、従来工程の電源開発調整審議会(電調審)への上程昭和61年6月、着工昭和64年4月、運転開始昭和70年3月に対し、電調審昭和63年12月、着工昭和66年4月、運転開始昭和72年3月に変更された。

実証炉燃料設計(動燃)については、「ふげん」MOX 燃料の照射後試験結果とハルデン炉における照

射中の温度、内圧等の計測データを評価し、燃料拳動解析モデルの検証を進めている。

3. 研究開発

3.1 設計研究

設計コード（運転コード）については、「ふげん」の第9サイクル炉心寿命の実績評価を行い、炉心寿命予測の精度向上のため、 ^{241}Am の挙動を定量的に評価した。この結果を炉心解析コードに組込み、「ふげん」の運転管理の精度向上に反映した。

実証炉の設計コードについては、引き続き「ふげん」の運転データと大洗工学センターにおける実証試験のデータに基づいて、核熱運転特性解析コード、燃料交換燃焼解析コードなどの改良・整備を継続している。

また、実証炉の性能向上、設備の合理化等に関する検討を進めている。

プラント安全度の数量化手法の確立については、ATR特有の設備およびプラント特性を考慮して事故時の挙動評価を行った。

原子炉建屋モデルエンジニアリング(日立)は、建屋軸体の合理化に基づくモデルの改造を進めている。

3.2 炉物理研究

重水臨界実験室（大洗工学センター・DCA）では、ATR実証炉用36本燃料集合体核特性実験として格子内熱中性子束分布、核分裂比、反応率等の測定を行った。

また、実証炉の負荷調整運転に対応して、ステンレス鋼製制御棒の部分挿入状態における出力分布、ポイド反応度等の解析を実施した。

3.3 伝熱流動研究

ATR流動伝熱工学室（大洗工学センター・HTL）では、実証炉燃料集合体の中間層に出力ピークの存在する状態または傾斜発熱のある状態における除熱限界を確認するためバーンアウト試験を実施した。これらの試験データをもとに、熱的性能評価解析コードの開発のため解析モデルの検討を進めた。

実証炉の蒸気ドラム気水分離器確性試験では、試験結果の検討評価を行い、性能評価コードの改良のための解析モデルの検討を行った。

3.4 安全性研究開発

ATR安全工学室（大洗工学センター）では、LBB

B概念の成立性を明らかにするため、不安定延性破壊試験を実施するとともに、有限要素法コードを用いて解析評価を行った。

パイプホイップ時の配管挙動を明らかにするためパラメータを変えた試験を実施し、パイプホイップ開始条件の解析評価を行っている。

冷却材喪失事故解析コードについては、自然循環試験、下降管破断実験、流量急減試験等のデータに基づいて検証を進めているほか、チェルノブイル原子力発電所の事故事象を解明するため、発表された特性データに基づき解析を行うとともに、反応度事故に影響する因子についてのパラメータ解析を実施した。

プラント異常診断システムの開発については、プラント状態量の偏差パターンによる異常原因識別法の開発を継続している。

冷却系配管漏洩検出法の開発では、検出器の運転中校正のための校正器の試作・改良（赤井電機）を進め、ガンマ線照射による特性測定（原研）を行った。また、「ふげん」において原子炉起動時、停止時のデータを測定し、周波数スペクトル相関解析を実施した。

ISI機器開発室（大洗工学センター）では、配管半自動式ISI装置について、「ふげん」での実用化試験を実施した。また入口管、出口管ISI装置は機能試験を実施するとともに、ISIセンサーの開発を継続している。

圧力管モニタリング装置については、酸化被膜の影響評価、内径測定の精度向上等を継続するとともに、「ふげん」に適用する検査装置（圧力管の伸び測定及び圧力管ロールドジョイント部の超音波探傷）の炉外機能耐久試験を開始した。併行して圧力管下部延長管溶接部およびロールドジョイント部の探傷技術の開発を進めている。

3.5 部品・機器試作開発

ATR機器開発室（大洗工学センター・CTL）では、実証炉用燃料集合体によるフレッティング摩耗耐久試験を継続し、1,000時間までのフレッティング疵およびスペーサ保持力の測定を行った。圧力管ロールドジョイント部の健全性確認のため引きLBB特性の確認試験と長時間耐久試験（3,000時間経過）を継続している。

実証炉のシールプラグについては、シールリングの腐食耐久試験（4,900時間経過）を継続している。

一次系化学除染法では、圧力管材、圧力管ロールジョイント部について除染時における耐食性確認試験を続けている。

実証炉の圧力管および圧力管集合体試作開発（原研、日立、神鋼、原燃工）については、圧力管ロールジョイント部の試作、圧力管国産化試作等および国産圧力管の材料特性等について照射試験を含む各種試験を進めており圧力管延長部については、応力腐食割れ試験として異種溶接継手部（原子力用SUS316+SUS403Mod材）のSCC特性確認試験を継続している。

実証炉の負荷調整運転を実現するための制御棒駆動制御装置の開発（日立）については、制御プログラムを作成し、単体機能試験を実施した。

実証炉のドラムノズル群の一体鍛造化試作開発（三菱重工）では、ドラムノズルの一体鍛造化について製作性（加工性）の見通しを確認するため、部分モデルの試作準備を進めている。

3.6 燃料・材料研究開発

燃料の照射試験については、スツッドビクR-2

炉（スウェーデン）において出力急昇試験を昭和61年度末に実施するため現在ベース照射を継続している。

S G H W R（英）では、定期検査のため昭和61年5月から照射を中断していたが、定期検査完了後の8月から照射試験を再開している。

「ふげん」では照射用36本燃料集合体（3体）の照射が順調に進行している。また、今年度末に装荷を予定しているセグメント燃料集合体（2体）の製作を進めている。

改良燃料開発の一環としてジルコニウム合金スペーサ材料の先行照射試験（原研）を実施し、現在照射後試験の準備中である。

「ふげん」燃料の照射後試験については、標準МОХ燃料集合体（1体、燃焼度約18,000MWd/t、60年7月取出）の非破壊試験（原研）が進んでいる。

また、圧力管材料の照射後試験は「ふげん」で照射済みの実証炉用国産試作圧力管照射試験片（60年7月取出し）について引張試験および曲げ破壊試験（大洗工学センター・照射材料試験室）が進行中である。

（吉田亮造）



高速増殖炉の開発

1. 高速実験炉

7月4日より100MWt定格出力第11サイクルを開始し8月20日に終了した。引続き燃料交換を実施した後、9月13日より第12サイクル運転を開始し順調に継続している。第12サイクル終了に(10月29日)際し、100MWt定格熱出力運転状態からの自然循環試験を実施し、引続いて、第6回定期検査を開始する予定である。

「常陽」の運転サイクル当たりの運転日数を延長し、年間稼動率の向上を図るために炉心燃料集合体の最高燃焼度を約50,000MWd/tから約75,000MWd/tとすること及び炉心燃料集合体のウラン濃縮度を約12wt%から約18wt%へ増加させる設置許可変更申請(その10)は、昭和61年1月29日に申請され、顧問会、安全審査会(42部会)で審議されて来たが、7月24日、29日にそれぞれ原子力安全委員会及び原子子力安全委員会及び原子力委員会の答申を得て、8月7日に許可された。これによって「常陽」は第13サイクルより現在の1サイクル当たり45日の運転日数を徐々に延長し、第18サイクル(65年度)以降の運転を70日運転サイクルで実施できることになる。

「もんじゅ」燃料の確証試験用特殊燃料集合体は第3サイクル(59年4月～6月)から第10サイクル(61年4月～6月)までの照射を終了し、9月9日照射燃料集合体試験室(FMS)へ搬出された。本集合体は今後FMSにて解体検査し、一部の燃料ピッソは「常陽」へ再装荷し、最終的にはペレット最高燃焼度130,000MWd/tまで照射する予定である。

2. 高速増殖原型炉「もんじゅ」

高速増殖炉もんじゅ発電所建設工事は、昨年10月建設着手以来順調に進捗し、9月末現在の建設工事総合進捗率は21.1%に達しており、以下に建設工事の

概況を記述する。

土木工事としては前期に引き続き発電所敷地造成工事、付替水路工事再生仮設用地造成工事、防波堤工事等を実施している。

丹生仮設用地造成は、9月末で完了し緑化工事に入っている。また、防波堤工事ではケーソン、50t消波ブロック等の本年度分の据付を終了、越冬対策を施し来春まで作業休止となる。建築工事としては引き続き基礎版の打設工事を実施しているが、9月19日に原子炉補助建物基礎版使用前検査に合格し、第3段目(E L 12.5～14.5M)が約80%終了しておりE L 14.5M以上の壁配筋作業も開始されている。建築工事ではすでに5万の仮設構立7基のタワークリーンの据付が終り、工事の安全、工程の確保に寄与している。機電工事としては7月1日より原子炉格納容器建方が開始され、仮組立工場内で板継ぎされてブロック毎に炉現工事を実施、現在半球部及び円筒部の8ブロックまで据付けられており、原子炉格納容器建方全体の約70%が終了している。

他に機電工事としては、原子炉補助建物内の床ドレン配管敷設埋込金物の据付、先入タンクの据付準備等が実施されている。一方工場製作においては、各メーカーの工場で原子炉容器、同ガードベッセル先入タンク類、蒸気発生器等が順次使用前検査(溶接検査)を受けながら進んでおりポーラクレーンの工場製作はほぼ終了、10月末には現地搬入の予定である。

許認可関係として設工認では7月11日に第3回申請分(蒸気発生器等)が認可され、8月28日に第4回申請分(燃料取扱設備、計測制御等)を申請した。工認では、8月27日に第4回申請分(蒸気発生器等)が認可され、9月19日に第5回申請(燃料取扱設備、計測制御等)を行った。また、9月29日に第2回の

原子炉設置変更許可申請（液体廃棄物等）を行った。これらについては現在行政庁において審査中である。

3. 高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究

昭和61年度第2四半期では、第1四半期の検討により決められた研究計画に基づき、以下に代表例を示す検討が開始されるとともに、実施体制及び検討条件の整備が行われた。

炉心燃料設計に関して、ピン径、ワイヤ径、炉心構成等の影響因子の感度を分析するコードを整備し、パラメータサーベイを実施中である。

技術指針類のうち、安全評価に関して、原子炉冷却材バウンダリ配管の破損想定に関する検討など、昭和60年度研究成果に立脚する定量的評価検討を行っている。

原子力蒸気供給系（N S S S）及びその他の系統設備（B O P）に関して、大型炉に即したプラント動特性解析コードの整備を進め、プラント熱過渡に及ぼす各種影響因子の分析を実施するとともに、機器浮動支持方式による熱輸送系のコンパクト化の成立性を見極める検討作業を開始した。

第2四半期での検討作業は、実証炉段階の発電用大型高速増殖炉の設計主要目に関する内部実施の検討が主体であるが、今後外部実施並びに実用化段階の発電用大型高速増殖炉の設計主要目に関する検討を加え、多角的な観点から検討評価を行うことにより、実証炉以降の高速増殖炉のあり方を検討する上で参考になるような技術資料ないし提言をとりまとめ、あわせて関連する研究開発項目及び開発目標を提示していく予定である。

4. 炉物理研究

高速実証炉に関する炉心・遮蔽の分野の研究開発において、日本原子力発電株式会社（原電）との間で2件の共同研究を開始することで事実上合意し、作業が開始された。「JUPITER-III実験解析による実証炉炉心設計への反映」、「JASPER実験解析による実証炉遮蔽設計への反映」の2件で、これは動燃が実施しているJUPITER-III計画及びJASPER計画の成果を、原電が実施している実証炉の炉心設計及び遮蔽設計へ反映させようというものである。

5. 高速炉機器システム研究

制御棒駆動機構については、微調整棒、粗調整棒の両駆動機構の最終設計の妥当性を確認するための

ナトリウム中性能試験を実施した。この他に自己作動型の新型炉停止装置についてキューリ点磁石方式と温度スイッチ方式の原理確認試験、制御棒駆動機構の短尺化の検討を実施している。

蒸気発生器（S G）に関しては、二重管型S G用二重管伝熱管の試作後の検査、二重管型S Gの予備設計として詳細構造の検討を実施している。また、二重管型S Gの日米協同試験についても検討を進めている。

プラント冷却系システムに関しては、2次ナトリウム系削除システム可視化モデルによるプラント内気泡挙動評価試験を実施している他、内部可視化ポンプモデルの製作を進めている。直接炉心冷却系（D R A C S）については、水流動試験装置による試験及びD R A C S熱流動解析、渦流型フローダイオードの性能評価を行っている。

配管ベローズ継手については42B試験体のナトリウム中健全性確認試験を継続実施している。この他にベローズ素材の大気中材料試験、配管用ベローズの疲労試験、室温及び高温座屈試験、曲げ疲労試験小型ベローズ座屈試験を継続実施して強度特性評価のための各種データを蓄積、整備している。

炉内計装については、炉心上部計装用即応性熱電対実用化試験準備と高温用音響検出器の水中基礎特性試験を進めている。また、信号伝送用光ファイバケーブルの格納容器ペネトレーションの開発計画（A S T R O計画）を検討している。

供用期間中検査（I S I）用計装については、耐熱耐放射線イメージファイバの照射後試験及び配管用電磁超音波探傷装置の性能試験を継続実施している。

6. 燃料材料研究

燃料ピンの研究開発では、長寿命燃料の被覆管として期待されているフェライト鋼（炭化物析出型、分散型）に対する、核分裂生成物との化学的相互作用（F C C I）等に関する委託研究の手続きを完了した。

燃料ピントランジェント挙動解析コードの開発に関しては、日米共同実験のE B R-II、T O P（過渡過出力）試験データを用いて検証作業を引続いて進めている。

燃料集合体の研究開発では、大型集合体の開発の一環として、高燃焼度での燃料要素束とラッパ管の干渉（B D I）についての研究を進めており、今年

度の作業として C T (Computer Tomography) 技術を用いたバンドル圧縮時の燃料要素の変位量測定試験に関する契約手続きを開始した。

燃料照射では、常陽において「もんじゅ」燃料ピンバンドルの確性照射試験 (C 2 M, C 3 M) を行っている。

また、照射試験を完了した「もんじゅ」燃料ピン (B 2 M) について照射後試験を実施している。

長寿命燃料開発に関する D O E との共同研究について燃料集合体部材 (P N C 分担) を全て米国に送付し、現在 H E D L にて燃料製造中である。さらに E B R - II で進めている燃料運転信頼性共同実験に関してはフェーズII計画 (P N C 案) を D O E に送付し、米国側で検討している。日仏交換照射試験に関しては協定内容について双方の合意が得られたので契約手続きを進めている。

フランスのラプソディ、フェニックスで照射した Rapsodie PNC 6, 7 と PHENIX PNC 3 燃料を大洗にて詳細な照射後試験とするために各々フランスから返送した。

被覆管の開発では、D O E との共同研究で常陽照射に用いる分散型フェライト鋼に関し、板材での材料試験、溶接試験を実施している。また被覆管の製作のための素材を購入し、受入検査を行った。

さらにフェライト鋼（炭化物析出型、分散型）開発として製管試験、合金設計に関する委託研究の契約手続きを進めている。

9月7日より米国のアリゾナ州ツーソンで F B R 燃料の信頼性に関する国際会議が開催され成功裏に終了した。会議では、各国共今後高燃焼度（20万M Wd/t）を目指すこと、また被覆管材料として高強度フェライト鋼の将来性に注目している。

7. 構造材料研究

構造設計解析法については、解析法の高度化、高精度化を目的として、繰返し塑性構成方程式の評価非軸対称座屈解析法の評価を行い、これと並行して汎用非線形構造解析プログラムの拡張・整備を進めている。

構造物強度試験に関しては、大型ベローズ試験体の疲労、クリープ疲労試験、室温及び高温座屈試験、曲げ疲労試験、小型ベローズ試験体座屈試験、ベローズLBB強度試験、ベローズ耐衝撃圧試験を進めている。

構造物熱過渡試験に関しては、配管ベローズ継手

及び蒸気発生器管板構造モデルの熱過渡試験を実施している他、熱応力緩和構造についての供試体を製作し試験準備を進めている。

耐震構造試験については、高速炉建物及び機器の免震構造に関する61年度分研究を開始し、この他にベローズ配管系の耐震特性研究としてベローズ単体振動試験、ベローズ配管系振動特性試験を実施している。また、流体一構造連成振動解析法の開発も進めている。

大気中及びナトリウム中構造材料試験としてクリープやクリープ疲労等を中心にしてステンレス鋼、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼、高クロムモリブデン鋼等の材料強度試験、ナトリウムとの共存性試験を実施しており、各種材料に対する材料強度データの蓄積及び材料強度基準の拡充・整備をはかっている。

ナトリウム機器材料試験については、燃料被覆管の各種材料試験を実施している。

放射性ナトリウム技術については、放射性腐食生成物 (C P) 抑制技術として C P トランプ性能の総合評価及び照射試験計画の検討を行っている他、C P挙動解析コードの整備と大型炉に対する評価を行っている。

8. 安全性研究

プラントの通常及び過渡時の熱流動に関しては、ガスプローダウン試験（遮蔽プラグ部垂直環状部の自然対流防止対策）の試験解析が完了し、引き続き実機解析を実施している他、大型炉用直接炉心冷却系 (DRACS) の水流動試験装置での単体特性を含む定常試験を実施した。管列自然対流熱伝達の研究では大気中の実験が終了し、Na中実験を開始したところである。プランケット燃料体系19本ピン束並びに炉心燃料体系37本ピン束による混合対流試験は、試験後の解析評価を継続して実施中、また37本ピン束による崩壊熱沸騰試験では、各種条件下でのドライアウト試験を行っている。さらに大型炉の要素技術設計研究の一環として、崩壊熱除去系及びF B R 固有の事故緩和能力の検討を行った。プラント過渡応答試験装置 (PLANDTL) については、62年秋竣工を目指し、現在設計製作中である。

熱流力安全解析コード群の開発では、炉心システム熱流動解析コード (ASFRE, SPIRAL, SABENA) を始め多次元熱流動解析コード (COMMIX-PNC)、プラントシステム解析コード (SSC-L) の開発・改良・検証が進んでいる。COMMIX-P

NCでは、数値拡散防止差分法、高速解法、質量輸送モデル、炉容器内冷却材の熱的成層化の評価等で成果をあげた。SSC-Lでは、反応度モデルの導入、常陽MK-II自然循環試験解析準備の他、PRA事象解析（PLOHS、ULOHS）を行っている。

プラントの安全性研究のうちNa漏洩・燃焼に関しては、試験データを基に混合火災による燃焼発熱量、燃焼抑制板の性能の定量化、Na火災コードの整備・改良を実施する他、パーライトコンクリートの断熱性能試験を行っている。蒸気発生器の安全性では、高クロム鋼伝熱管の微小リーク挙動研究並びにSWACS（Na-水反応解析コード）無液面Versionの開発を実施中の他、「もんじゅ」伝熱管の設計基準リーク破損伝播試験を完了した。格納系の安全性では、総合安全解析コード（CONTAIN）の整備・改良を引き続き実施している。

国際協力を中心に進めている炉心損傷に関する安全研究では、仏国のSCARABEE炉内実験による炉心局所事故事象の解析・評価、同じくCABRI炉内実験による反応度事故事象の解析・評価、米国との炉心崩壊事故解析コードSIMMERの開発・改良等

を実施中である。SCARABEEでは、動燃が参加する試験の技術的検討を、またCABRIでは仏国が提案している次期計画の内容についての検討をそれぞれ実施した。大洗での炉外実験では、溶融炉心物質挙動の基礎試験が行われているが、さらに模擬性を高めた高温試験（約2000°C）を実施するための新しい装置を準備中である。一方海外の炉内試験を中心として進めてきた事故後崩壊熱除去については、総合評価報告書を作成中である。

確率論的安全評価（PSA）に関する研究開発では、解析コードSETSの改良・整備、「常陽」や大洗の各種ナトリウム施設における運転データ、加えて米国DOEとの共同によるLMFBR機器用のデータベース（CREDO、FREEDOM）の整備・拡充、並びに「もんじゅ」システムのPSAを実施している。「もんじゅ」PSAでは、各種の安全解析コード（SSC、SAS、SIMMER、CONTAIN等）による事故影響評価を実施する他、外的要因としての地震による影響評価法について調整を行っている。

（松野義明編）



核燃料サイクルの開発

1. 核燃料の開発

1. 1 燃料開発及び製造

(1) FBR 燃料の開発

「常陽」MK-II第二次取替燃料（50体）の製造を継続しており、集合体組立工程において88%の進捗である。また、「常陽」サイトへ集合体12体を輸送した。

その他の研究開発としては、原型炉燃料の製作設計、燃料材料の開発、新燃料輸送容器の開発等を進めている。

(2) ATR 燃料の開発

「ふげん」第10回取替用燃料（32体）の製造を継続しており、集合体組立工程において81%の進捗である。また、第12回取替用燃料（32体）の製造に着手した。

高性能燃料開発の一環として進めている「ふげん」照射用セグメント燃料（2体）の製造についても継続中である。

その他の研究開発としては、ATR実証炉燃料の設計研究、燃料材料の開発、各種照射試験を進めている。

(3) プルトニウム燃料の利用技術開発

燃料製造技術開発として、低密度ペレットの製造に関する諸試験を継続している。

JRR-2照射では、第2次試験（混合転換低Pu富化度燃料の健全性）の照射済燃料の輸送準備及び照射データの解析評価を実施した。

「常陽」MK-II照射では、「もんじゅ」等のFBR燃料材料の開発を目的とした照射を継続した。

ハルデン照射については、第1次試験（IFA-514）、第2次試験（IFA-529）とも高燃焼域におけるMOX燃料の照射挙動を確認するための照射を継続している。なお、昭和61年8月23日現在の燃焼

度は、IFA-514約34,000MWD/TM、IFA-529約31,000MWD/TMに達しており順調に照射されている。

敦賀炉におけるMOX燃料の少数体（2体）照射については、燃料集合体2体を炉に装荷し、照射を開始した。

(4) プルトニウム燃料製造施設

プルトニウム燃料第三開発室（「もんじゅ」用燃料製造施設）は、①加工組立工程設備等の製作、据付を終了し、機器調整を開始した。②品質管理工程及び放射線管理システムは、科学技術庁立合の施設検査を実施し、合格した。③核物質防護及び廃棄物保管設備等は、製作設計を終了し、製作を開始した。ATR実証炉用燃料製造施設は、核燃料安全専門審査会の審査を終了し、原子力安全委員会が7月24日、原子力委員会が7月29日にそれぞれ内閣総理大臣に答申を行った。引続き、内閣総理大臣より通商産業大臣に本件に関する協議を開始した。また、「設計及び工事の方法についての認可申請書」の第一分冊の作成を開始した。

1. 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）については、約2年半にわたるプルトニウム試験の経験と実績をふまえ、科学技術庁長官より昭和61年8月25日付で使用前検査合格証を取得した。今後は、転換技術の開発運転を行いつつ、プルトニウム原料粉末を供給する。

なお、昭和58年10月にプルトニウム転換を開始して以来の累積転換量は約1.4tMOXに達した。

(2) 連続脱硝技術開発

MH法によるプルトニウム転換の連続化技術開発

については、連続脱硝試験設備（転換能力：2.5 kg UO₂/時）において、前期に引続いて回収ウランを用いた工学試験を継続した。昭和61年7月から9月までに約250kg Uの二酸化ウラン（UO₂）粉末への転換を行った。得られたUO₂粉末は「ふげん」取替燃料用原料として供給している。

(3) 湿式回収技術開発

燃料製造工程で発生するスクラップからプルトニウムとウランを回収し、再び原料として利用することを目的とした湿式回収精製設備については、FBR燃料のスクラップを使用して、プルトニウム（ホット）試験を継続した。

（松山義彦、牧野 勉、山添良治）



再処理技術の開発

1. 再処理工場の現況

86-1 キャンペーンは、定期検査の受検のための運転で、7月4日から開始し、7月19日まで運転を行い、5.2トンの処理を行った。86-2 キャンペーンは、8月30日から開始した。このキャンペーンの予定処理量は、約40トンである。

2. 再処理技術開発

高信頼性機器の開発の一環として、新型酸回収蒸発缶の詳細設計を実施した。

遠隔補修技術開発については、遠隔配管工事システムに係る機能評価試験を実施した。

供用期間中検査技術開発については、セル内点検

表1 燃料貯蔵プールにおける使用済燃料の貯蔵状況

電力会社	原子力発電所	型	※1 重量	集合体
東京電力㈱	福島第一原子力発電所 1号炉	BWR	15.6tU	84体
"	" 2号炉	"	6.3tU	34体
"	" 3号炉	"	1.3tU	7体
中国電力㈱	島根原子力発電所 1号炉	"	6.6tU	34体
日本原子力発電㈱	東海第2発電所	"	—	—
"	敦賀発電所 1号炉	"	0.4tU	2体
中部電力㈱	浜岡原子力発電所 1号炉	"	6.3tU	34体
関西電力㈱	美浜発電所 1号炉	PWR	20.2tU	62体
"	" 2号炉	PWR	1.6tU	4体
九州電力㈱	玄海原子力発電所 1号炉	"	0.8tU	2体
四国電力㈱	伊方発電所 1号炉	"	5.9tU	15体
動燃	新型転換炉 ふげん	ATR	10.4tU	68体
日本原子力研究所	J P D R	PWR	2.3tU	40体
合 計			※2 77.7tU	386体

※1 炉装荷時重量

※2 合計は、個々の重量の和と計算手法上異なる。

表2 再処理工場スケジュール

		60												61												62		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
I	再処理工場																											
(I)	運転、保守																											

装置の開発を進めた。

プロセス機器の技術開発については、パルスフィルタスラッジ捕集装置による性能試験および清澄装置の2系列化に関する設計を進めた。

大型再処理技術開発については、改良型スチームジェット本体およびその据付け工事に関する設計を行うと共に、日本原燃サービス㈱と共同で、溶媒抽出プロセスに関する共同調査を進めた。

また、再処理施設エンジニアリングデータベースの整備拡充に関する業務を実施した。

3. 高速炉燃料再処理技術開発

3. 1 高速炉燃料再処理調査

米国における再処理技術開発状況の調査を継続している。

3. 2 高速炉燃料リサイクル試験施設設計

安全設計の標準化に重点をおいた基本設計(I)を継続している。作業はほぼ終了し、現在報告書のとりまとめ中である。

3. 3 プロセス技術開発

(1) 前処理工程技術開発

レーザビーム解体工学試験装置の開発については、重量模擬した集合体を用いての耐久性評価試験に着手した。同装置のコンパクト化については、前期までに終了した詳細設計の結果に基づき重要項目のひとつである反射集光方法の検討を進めている。また、切断時に発生するエアロゾル捕集システムについては、性状の検討を終了し、最適捕集システムの構築等を計っている。

剪断装置の開発については、剪断時に発生する粉塵の油圧系内への混入を防止する防塵機構の改造内容を明らかにした。

溶解槽の開発においては、前期までに終了した改良設計(II)の結果に基づきバスケット穴径、バレル形状などの改良を検討している。一方、連続型の開発は、反応解析評価等を終了し引続きプロトタイプ機詳細設計のための検討を進めている。

清澄工程の開発として、遠心清澄機については、2段直列での清澄試験を終了し、データの解析を進めている。

パルスフィルタについては、寿命評価や目詰まり除去対策の検討を継続中である。

(2) 主分離工桯技術開発

パルスカラム抽出装置の開発については、60年度に付設した重液抜出手装置、気泡式界面検出装置等の周辺設備の確認をかねて、処理能力 240 kg/d の条件下で抽出性能に及ぼすパルスの影響を調べ、実プラントで採用すべき安定操作範囲を求めた。電解還元パルスカラムについては、パラメータを変えての逆抽出電解試験を実施中である。

プルトニウム抽出パルスカラム試験装置に関しては、製作設計を進めると共に許認可資料の作成を継続中である。

(3) 放出低減化技術開発

減圧蒸発缶開発として、減圧蒸発工学試験装置の製作を完了し、性能評価試験の準備を進めている。

(4) 工程共通技術開発

ホットセル内における設備診断技術開発については、61年度に実施する廃液漏洩検知システムに関する試験の実施内容について検討を行った。

3. 4 材料技術開発

C P F におけるホット材料試験については、H A W および燃料溶解液における電気化学測定結果の比較を行っている。ホット腐食試験に対するコールドの比較評価試験については、所定の腐食試験を進行中である。

スパッタリング法による耐食アモルファスコーティング技術については、従来の R & D 成果を整理し、今年度の実施項目の検討を行っている。

3. 5 遠隔技術開発

両腕型マニプレーラによる遠隔保守試験については、バイラテラル制御の有効性の確認試験を実施した。

新型マニプレーラの開発については、試作 2 号機の製作を引き続いている。

遠隔繼手の開発については、61年度に実施する継手信頼性試験実施内容について検討を行った。

遠隔サンプリングシステムについては、マニプレーラによる遠隔操作性試験を実施した。

国際協力関連については、米国オークリッジ国立研究所と遠隔保守技術に関する専門家会議を行った。

3. 6 高レベル放射性物質研究施設

常陽 MK-II 使用済燃料(燃焼度 31,700 MWD/T、Pu 富化度 29%) を用いた第10回ホット試験を完了し、高 Pu 富化度燃料の溶解挙動の把握、溶媒劣化

の評価、抽出フローの確認を行った。また、仏国のフェニックス炉での照射済燃料（燃焼度～94,000MWd/T、Pu富化度30%）の第1回受入れを行った。

3.7 臨界度測定技術開発

日米共同臨界実験の一環として未臨界度測定実験のデータ処理および解析への立合いを継続した。また専門家会議を米国にて行った。

インライン原子価測定装置の開発については、フロークーロ法によりPu、Uの原子価分析の基礎データ測定を開発している。分析計装機器のPu確性試験におけるPu、Uの濃度分析用として、K吸収端装置を開発中であり実溶解液を使用したホット実証試験を継続している。

(倉形光一郎)



ウラン資源および 廃棄物処理処分の開発

1. 資源情報の収集、解析活動

1.1 採鉱プロジェクト開拓

カナダでは、ロンガルプロジェクトの他数件の共同調査または鉱業権売却などの要請があり、検討中である。

オーストラリアは、労働党政府の政策によりカナダとは異なる状況下にあるが、スチュアートシェルプロジェクトなど、数件の共同調査案件が審議中である。

中国東北地域では、中国側から提供された資料の解析と現地踏査を実施した。12月中に調査の結果をまとめる予定である。

新規の地域として、ブラジルへの接触が続けられている。10月中にも交渉を開始する予定である。

1.2 評価システムの開発

資源探査エキスパートシステムのプロトタイプを

開発し、7月に「人工知能展（A I）」へ出品し好評を得た。技術管理部では、この編集機能部分の第3者への提供を検討中である。

1.3 採鉱

① 海外調査

今期（7～9月）の実績は表1の通り。カナダ、ニジェールは、前年度末に実施した冬期作業結果のとりまとめと本年度計画を作成中である。オーストラリア、ジンバブエでは、野外作業を実施中である。

② 国内調査

東濃地区北部の諂坂地区で精密試錐を継続実施中である。さらに西北地区では物理探査を行った。

1.4 研究開発

7～9月の実績をまとめると表2の通りである。

表1

	プロジェクト名	自主探鉱	共同探鉱	状況
カナダ	北西準州 (テクリシリレイク地区)	○		調査終了
	// (プリンセスマリー地区)	○		夏期調査中
	サスカチュワント州 (ドーンレイク地区)		○	資料まとめ解析中
	// (クローズレイク地区)		○	//
アルバータ州	(メイベルリバー地区)		○	//
米	ワイオミング州 (バウダーリバー地区)	○		アセスメント報告書作成
オーストラリア	西オーストラリア州 (マルガロック地区)	○		試錐準備中
	// (ネイチャーリザーブ地区)	○		試錐実施中
	北部準州 (アーネムランド地区)		○	調査準備中
	クイーズランド州 (タウンズビル地区)	○		地質調査中
アフリカ	ニジェール (セキレー地区)	○		調査準備中
	// (インアドラー地区)	○		//
	ザンビア (カリバ地区)	○		試錐実施中
	中央アフリカ (バクーマ地区)		○	調査準備中
中国	(騰中地区)	○		調査準備中

表2

技術種別	担当	研究用発項目	概況
探鉱技術	中部事業所	物理探鉱 リモートセンシング 解析技術 インプレスリーチング 試験 評価システム開発	多種物理探鉱について現場で比較試験を実施した 中国の東北、華南地域の総合解析を実施し、有望地域を送定した。カナダのアナバスカベーンズ北東部地区のリニアメント解析を実施中 杭外インプレスは、流線解析実証のための各種試験の準備作業を実施中 初期評価システムを作成し、人工知能展へ出品
探鉱技術	人形峠事業所	ヒープリーチング 鉱害対策	原鉱石採掘 (5.133 t) ヒープリーチング操業化試験の実施。沢水の定期採水、分析および水路補修等、鉱害防止工事の実施
製錬技術	人形峠事業所	製錬・転換	カナダ産および中国産のイエローケーキ等PNC法によるUF ₆ 転換試験実施 (5.193tUのUF ₆ を生産、8.060tUのUF ₆ を出荷)
ウラン転換	人形峠事業所	回収ウラン利用	回収ウラン (UO ₃) からUF ₆ 転換試験を実施
鉱石試験	人形峠事業所	鉱物試験 鉱石処理 低濃度ウラン回収	ブラジル産試料などの試験を実施 ウラン塩化揮発法試験を実施 U ⁶⁺ 共存下でのUF ₄ 沈殿の晶出試験等を実施

1.5 海外法人等

① カナダ

ロンガル、ウィラーリバー、ミッドウエストプロジェクトの他、初期的探鉱段階にあるいくつかのプロジェクトについて検討し、交渉中である。

② オーストラリア

ウエストパインクリーク、アーネムランドでの共同調査協定交渉が最終段階にある他、自主探鉱プロジェクトを調査実施中である。

③ パリ事務所

ニジェールプロジェクト支援ならびにアフリカを中心とした探鉱活動について調査中である。

2. 廃棄物対策

2.1 高レベル廃棄物固化処理貯蔵技術開発

ガラス溶融炉Aは、流下ノズル耐久性試験を終了した。改造ガラス溶融炉Bは、運転特性および処理性能を確認するための連続運転を実施した。さらに、高周波加熱流下ノズル耐久性確認試験を開始した。

モックアップ2号ガラス溶融炉の性能確認試験を行い、良好な結果が得られた。

高レベル放射性物質研究施設(CPF)ホット試験は、作製したガラス固化体の評価試験を行い、各種物性データを取得した。

ガラス固化体の組成変動試験は、成分の変動によるガラス物性に与える影響について調査した。

2.2 TRU廃棄物処理技術開発

マイクロ波溶融固化体のコールド浸出試験を継続

した。固化体評価ホット試験設備については、浸出試験装置の製作を開始した。

① プルトニウム廃棄物処理開発施設(PWT F)

建設工事は軸体工事を継続し、コンクリート打設を実施した。屋上および外壁仕上げ、排気筒の据付工事は完了した。電気設備、換排気、空調、給排水衛生設備工事、ダクトの取付工事を実施した。内装設備は、機器の搬入、据付工事を行った。

② 固体廃棄物前処理施設(WDF)

技術解析室、照射燃料集合体試験室より受け入れた試験機器、部品等の解体処理を実施した。

さらに、照射燃料試験室等から受け入れた試験機器、部品等の解体処理を行い、今期は約800kg処理した。9月末現在の累積処理量は約13.0tとなった。

③ 再処理低レベル廃棄物処理技術開発

アスファルト固化技術開発施設は、最初の定期検査を受検し、8月に合格した。開発運転では、低放射性廃液濃縮液47m³を処理し、さらに廃溶媒処理技術開発施設からのリン酸塩系廃液との混合廃液74m³の処理を行った。

廃溶媒処理技術開発施設は試験運転を行い、約7m³の廃溶媒を処理し、ドデカンとTBPに分離した。分離したTBPは、プラスチック固化処理としてPVC固化を実施した。

クリプトン回収技術開発施設は、保安検査受検準備と試験運転準備を行った。

2.3 廃棄物処分技術開発

人工バリアに関する研究として、室内試験はガラ

ス固化体の長期浸出試験、岩石、緩衝材、金属等共存下での浸出試験を継続して実施した。

野外試験は、埋設準備作業を行った。さらに、処分技術開発5ヶ年計画、ナチュラルアナログ調査計画等を立案した。

2.4 廃棄物処理と管理

① 東海事業所

ウラン系可燃性廃棄物焼却施設および中央廃水処

理場の運転と、ウラン系固体廃棄物の受け入れ貯蔵管理を実施した。

② 大洗工学センター

各施設から発生した放射性廃棄物を中央廃棄物処理場へ運搬し、処理を委託した。照射燃料集合体試験施設および照射燃料試験施設の廃液処理設備について定期自主検査を実施した。

(横山明弘、佐藤 均)



ウラン濃縮技術の開発

1. 研究開発

(1) 従来型遠心機の開発

原型プラント第一期工事分（DOP-1）に採用予定の遠心機は、パイロットプラントの遠心機に比べ性能が相当に向上したものを予定しており、また第二期工事分（DOP-2）については、DOP-1より更に性能アップした遠心機が採用される見込みである。第二期工事に採用予定の遠心機は、現在信頼性試験装置（RT-2）による試験を実施中である。

(2) 新材料を用いた遠心機の開発

従来材料に比べ、より高周速に耐える新材料を用い、パイロットプラントの遠心機の数倍の性能を持つ高性能機の開発を目指し、鋭意研究開発を実施中であり、カスケード基本特性を把握するためのシステム試験装置の製作を完了し、試験を開始した。

(3) UF₆取扱い技術開発

UF₆取扱い設備の一層の効率化とコスト低減が図れる新回収システムについて、信頼性試験を継続実施中である。同システムはDOP-2に採用の予定である。

(4) レーザー濃縮技術の開発

レーザー法濃縮は、潜在的に大幅なコスト低下が可能と期待されることから原研及び理研でそれぞれ原子法と分子法の研究開発が進められているが、動燃としても相応の役割を果たすべく、金属ウランの物性研究及びフッ化ウランの供給回収特性の研究に

関する準備を進めている。

2. パイロットプラント

年間運転計画に従い、7月26日より計画停止して、諸設備の点検を実施した後、9月1日運転を再開し、各種の特性試験を実施している。

また、回収ウランの利用技術開発の一環として、回収ウランの再濃縮試験を本プラントで行い、4月末に予定量の供給を終了し、均質化、分析、輸送容器への詰め替え等を行った後、7月1日燃料加メーカーへ出荷した。この製品は東京電力福島第1発電所の取替燃料の一部として装荷し実証試験を行う予定である。

3. 原型プラント

原型プラントはDOP-1、DOP-2の2期に分割して建設を進め、運転開始をそれぞれ昭和62年度、昭和63年度に予定している。DOP-1の建設は、建屋工事の屋根、外壁がほぼ完成し、10月からの設備据付工事の準備が整った。メーカー工場では、機器の製作を進めており、遠心機は約6割の製造を終了した。DOP-2については、加工事業変更許可の申請を行い、燃料安全専門審査会の審査を終了して、原子力安全委員会、原子力委員会がそれぞれ妥当な旨答申を行った。現在、通産省協議中である。

（ウラン濃縮部・業務課）



安全管理技術の開発

昭和61年度第2四半期の実績及び今後の予定は以下のとおりである。

1. 放射線測定・管理技術の開発

京都大学原子炉実験所へ委託して、中性子捕獲等に起因する高エネルギー領域 γ 線の測定、評価技術の開発を進めているが、今期は高速実験炉「常陽」の原子炉出力上昇時における γ 線放出挙動の変化を調査する目的で、 γ 線波高分布等の測定を行った。

測定は、100MW第12サイクル定格運転立ち上げ時に炉上部、操作床を中心に行なった。炉上部では検出器の中性子線に対する影響を評価するため、遮蔽材の特性試験を実施した。また、前期の測定結果を基に、アンフォールディング・コードの整備も行っており、現在測定データの解析作業を進めている。

今後、エネルギー分布の評価ならびに発生源の特性との関連を調査する予定である。

被ばく低減化のための遠隔式個人被ばく測定器(テレドーズシステム)を現場作業で使用し、被ばくデータの解析を行った。

放射線量率分布図作成システムについては、線量率及び空間座標の入力方法の決定、線源位置・線源強度算出プログラムの整備、ならびに線量率表示及び作業者の被ばく線量予測等のアウトプットに関する検討を行なった。現在解析システムの設計を終了し、作成を行なっている。

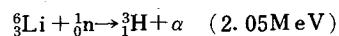
この他に校正場、作業フィールド等への適用、遮蔽の存在等を考慮した場合の解析方法について検討した。

今後、放射線量率分布図作成システムを現場へ導入するにあたり必要なデータの測定、解析及び評価検討を繰り返し行なう予定である。

(大洗工学センター)

日本原子力研究所へ委託している臨界警報装置用中性子検出器の開発については、表面障壁型シリコン半導体と ^6LiF シートを組合せた検出器を試作し、電気的特性試験を実施するとともに、 γ 線及び中性子線源を用いた感度試験や γ 線と中性子線の弁別特性試験など基本的特性の検討を実施した。

本検出器による中性子の検出原理は ^6Li と熱中性子の核反応、すなわち



により生成した α 線を半導体検出器により計測するものである。今後日本原子力研究所のNSRRを用いて、臨界事故を想定したバースト状放射線照射を行い、試作検出器の動的特性試験を実施する。

次に、本年4月から使用を開始した新しい計測機器校正施設においては、主な照射設備の性能評価を行なった。この結果、特に定常的な照射作業を行う照射室(A)においては散乱放射線の寄与が少なく校正精度の向上した、能率の良い作業が行えることが確認された。引き続き、照射室(B)及び低レベル照射室についても上記の調査を実施中である。これに伴い旧校正室においては、従来から使用してきた $^{60}\text{Co}-10\text{Ci}$ (86年8月現在約2.7Ci)の使用を停止するとともに管理区域解除申請を行なった。

なお、計測機器校正施設の基準測定器である γ 線測定用の電離箱式基準線量計(測定範囲100 R/h～100 mR/h用及び1 R/h～環境レベル用の2種)ならびに軟X線領域用のフリーエアチャンバーについては、今期も引き続き電子技術総合研究所において検定作業を実施中である。

(東海事業所)

2. 放出放射能測定技術の開発

排気中ヨウ素の最適捕集材、捕集効率の調査研究

については、引き続き筑波大学への委託研究を実施している。本期は、前期における検討結果を踏まえ実験条件を再処理施設の実排気条件に近づけるため実験ラインのコック、流量計の改良及び湿度センサーの付加などの改造を実施した。

一方、一連の調査研究結果を再処理施設の実排気を用いて確認するためのヨウ素捕集材試験装置を完成し、来年の処理運転期間中における実験に向けてコールド試験運転を実施中である。

^{85}Kr 広濃度帯域測定器の開発については、前期における検討結果を踏まえ、試作測定器の改造等の検討を行い、実施計画の修正を行った。

排水中の放射性核種に関しては、 ^{241}Am 、 ^{237}Np 等の長半減期 α 線放出核種、 ^{14}C 、 ^{241}Pu 等の軟 β 線放出核種及びヨウ素に関する分析法の開発と放出源情報の調査を継続実施している。また、排水中の低レベル ^{99}Tc の溶媒抽出法を用いた分析及びLBGガスフローカウンターによる測定法の開発を継続実施しており、その成果については今後とも学会等の場において外部に発表していく予定である。

(東海事業所)

3. 環境放射能測定・評価技術の開発

大気中の ^3H 及び ^{14}C について、事業所敷地内外で継続的に試料を採取し、データの蓄積に努めた。また ^3H については、10年間の測定データが蓄積されてきたため、これらデータを基に採取点、採取頻度等の再検討を始めた。

大気中の ^{85}Kr については、確立した捕集、分離法を基に大気の多点同時サンプリングを実施し、測定濃度を比較、検討した。気象データと合わせ、今後も解析を進める。

環境試料中の ^{129}I については、本年の水準調査用サンプルである施設周辺の畠土（4点）を採取

し、分析を行った。また、土壤から植物への移行のメカニズムを把握するため、水田土壤を対象に可給態ヨウ素の分析法を検討した。

ヨウ素の分析法については、これまでの成果を取りまとめ、「環境試料中の ^{127}I 及び ^{129}I の中性子放射化分析法」として、保健物理学会誌に投稿中である。

海洋における放射性物質移行モデルの開発については、流況場解析モデルの改造を開始した他、海象観測データの解析装置を導入した。

前期は、4月26日に発生したソ連チェルノブイル原子力発電所の事故に対応し、特別環境モニタリングを実施したが、本期はその際に得られた測定結果から、環境中の移行パラメータ等の解析・評価を行った。

(東海事業所)

4. 被ばく線量測定・評価技術の開発

プルトニウム燃料施設等における中性子線量測定の精度向上を目的とし、プルトニウム取扱フィードの中性子スペクトルの測定を行うため、多減速体付球型 ^3He スペクトロメータの開発を行っている。本期はANISNコード及びDOT3.5コードによる ^3He 検出器の中性子レスポンスの評価及びUnfolding解析コードの整備を行った。今後、標準中性子場で検出器の感度校正を行った後に、プルトニウム燃料施設での中性子スペクトルの測定を行う予定である。

また、固体飛跡検出器による中性子線量測定法の開発として、本期は新たに購入した自動焦点方式光学顕微鏡による飛跡の自動計数に係る特性評価等を行った。

(東海事業所)

(去来川汎人)



保障措置業務

保障措置業務は計量管理に係る定常業務、技術開発および施設付属書(FA:Facility Attachment)に係る業務に大別できる。

昭和61年度第2四半期の主要な保障措置業務実施状況は以下のとおりである。

1. 定常業務

1. 1 計量管理報告

- | | |
|--------------------|---------|
| (1) 在庫変動報告書 (ICR) | 2,809件 |
| (2) 実在庫調査明細書 (PIL) | 13,702件 |
| (3) 物質収支報告書 (MBR) | 464件 |

これらは原子炉等規別法および国際規別物資の使用に関する規則に基づき、国家に報告するものである。

1. 2 実在庫確認(PIT)および実在庫確認

(PIV)

実在庫確認は施設者が行うものであり、その後IAEAによる実在庫検認が行われる。当該期間中、以下の施設において実在庫確認および実在庫検認が行われた：

東海再処理工場、プルトニウム転換開発施設、プルトニウム燃料部第1および第2開発室、大洗研究開発施設、およびふげん。

2. 技術開発

日本の対IAEA保障措置支援計画(JASPAS)の概要是58号に述べた。「燃料移動ポンドRO-108におけるCCTVを用いた監視システム」は、JASPASの一つとして1983年から研究開発を行ってきた。将来IAEAの定常使用を目的としていることから、開発に際しては使用者となるIAEAの要求を容れ優れた性能でかつ使い易いものにする努力をしてき

た。システム全体が一応出来上ったので、9月16日から18日にかけて再処理工場においてデモンストレーションが行われた。デモンストレーションには科技庁の担当技官およびIAEAの開発担当者が参加した。結果は満足なものであった。

IAEAのルーチン使用に先立って、IAEAのフィールドテストが今後しばらく続けられる予定である。

3. 施設付属書(FA:Facility Attachment)に係る業務

はじめにFAにつき若干の解説を試みることとする。

FAは日/IAEA保障措置協定の補助取締の一
部である。FAは各施設毎に作成され、特に次のもの

- を含んでいる。
- (a) 施設の簡単な記述
 - (b) 施設に係る情報の変更をIAEAに提出する規定
 - (c) 施設における計量手段
 - (d) 封じ込めおよび監視の手段に関する規定
 - (e) 核物質の保障措置の終了および免除に係る具体的な規定および基準
 - (f) 記録および報告別制度の詳細な記述
 - (g) IAEA通常査察の方法および範囲に関する記述
 - (h) 施設に関する管理手続についての規定

FAは施設の運転前に締結されているのが望ましい。したがって施設の計画段階から保障措置を考慮しなければならない。具体的な保障措置手段の決定に先立ち、その手段によって保障措置の目的が達成されることをIAEAに説明し、彼等の合意を得ることになる。

施設者は、保障措置上の手段を講ずることにより操業が著しくさまたげられることは避けたいので、操業上邪魔にならず、かつ保障措置上の目的をかなえる手段を IAEA と共同でみつけていく。

FA 締結に至る手順を示すと次の如くである。

- (a) IAEA の設計情報質問表 (DIQ : Design Information Questionnaires) を用いてその施設の設計情報と FA 案を国を通して、IAEA に提出する。
- (b) IAEA は、提出された設計情報を検討し、保障措置上必要な手段を講ずるに必要でかつ十分な情報であると認めれば IAEA は設計情報検認 (DIV : Design Information Verification) を行う。
- (c) FA 交渉が開始される。
- (d) FA が締結される。

FA は上に見るように施設の保障措置および査察内容をとりきめたものである。日 / IAEA 間で FA が合意されると、それに則って査察（通常査察）が行われることになる。交渉ごとのことで FA の合意には時間がかかる。したがって施設の運転開始までに合意されるとはかぎらない。

一方、査察の方は核物質の存在と同時に開始される。FA が締結されていない状態で核物質を使用する場合にはアド・ホックで査察を受けることになる（特定査察と云う）。

通常査察の目的は、

(a) 報告が記録に合致していることを検認すること。

(b) 日 / IAEA 保障措置協定に基づく保障措置の対象となるすべての核物質の所在箇所、同一性、量および組成を検認すること。

(c) 不明物質量並びに帳簿在庫の不確かさの発生原因と考えられるものに関する情報を検認すること

である。

特定査察の目的は、

(a) 日 / IAEA 保障措置協定に基づく保障措置の対象となる核物質に関する冒頭報告に含まれる情報を検認することおよび冒頭報告の日と FA が効力を生ずる日との間に生ずる状態の変化を確認し、かつ検認すること。

(b) 保障措置の対象となる核物質の日本国外への移転の前に、または日本国への移転の際に、その核物質を同定すること、並びに可能な場合には、その核物質の量および組成を検認することである。ちなみに FA の現状を紹介すると表 1 の如くである。

この他に、目下建設中あるいは計画中の施設がある。

今四半期は、FA の改訂に係る作業並びに建設中の施設の FA の準備作業を行った。

（斎藤節子）

表 1

施 設	FA 締結済	FA 未締結	FA 改訂中	備 考
東海再処理工場	○			
プルトニウム転換開発施設		○		
プルトニウム燃料部第 1 および第 2 開発室	○		○	
常陽	○		○	
ウラン濃縮パイロットプラント	○			
ふげん	○			
重水臨界実験施設	○			
製鍊転換パイロットプラント	○			
大洗 R & D 施設	○		○	
東海 R & D 施設	○			



新型転換炉ふげん発電所の 保守管理

村松 精* 太田 猛男* 廣田 栄雄*

磯村 和利* 岸和田 勝実**

* 新型転換炉ふげん発電所保修課

** 同技術課

資料番号：60-1

Maintenance Management of the Prototype
Heavy Water Reactor Fugen

Akira Muramatsu* Takeo Ohta* Shigeo Hirota*

Kazutoshi Isomura* Katsumi Kishiwada**

(Maintenance Section, Fugen Nuclear Power
Station.

* Maintenance Section

** Technical Section.)

新型転換炉ふげん発電所は、昭和54年3月本格運転を開始して以来約7年間の運転経験を通して運転・保守技術の確立と蓄積を図り、新型転換炉の技術開発の実証の役割を果たしてきている。本報告では、新型転換炉ふげん発電所の保守管理の経験について述べる。

Key Words: ATR, Fugen, Maintenance Management, Heavy Water Reactor, Experience.

1. まえがき

新型転換炉ふげん発電所（以下「ふげん」と称す）は、重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉の原型炉（電気出力165MW）として、昭和54年3月20日本格運転を開始して以来、約7年間の運転・定期検査等の運転経験を通して運転信頼性、運転保守性の実証を図るとともに、運転・保守技術の確立、蓄積を図り新型転換炉の技術開発の実証の役割を果たしてきている。図1に「ふげん」主要系統図を示す。

本報告では、「ふげん」の保守管理の現状を紹介するとともに保守実績について定期検査等のいくつかの例を挙げて紹介し、最後に保守管理の高度化に向けての今後の展開について述べる。

2. 保守管理の現状

「ふげん」の保守管理は、設備機器の日常点検・定期点検などの保全計画、設備の維持・改良のために

必要な設備機器の改造・取替計画、新型転換炉の実用化・定着化・合理化に必要な技術検討・評価及び試験・検査に関する技術開発計画、並びに予算計画、業務実施体制などを含んだ「年度保修計画」をあらかじめ策定して計画的に行っている。

日常点検補修は、運転員・保修員などの巡回点検等によって発見された不具合箇所について補修、予防保全措置等を行うほか、プラントの運転状態量をプラントデータ処理システムによりトレンド分析・評価をして各種異常の早期発見、予防保全に努めている。また、工学的安全施設等の動作確認等を定期的に行い待期機器の機能確認に努めている。

プラントデータ処理システムは、主要プロセス量（アナログ信号480点、デジタル信号227点）を常時0.1秒周期にて収集し、スクラム時の過渡変化、トレンド表示・分析等に利用可能なようにデータファイルし、データ処理するものである。

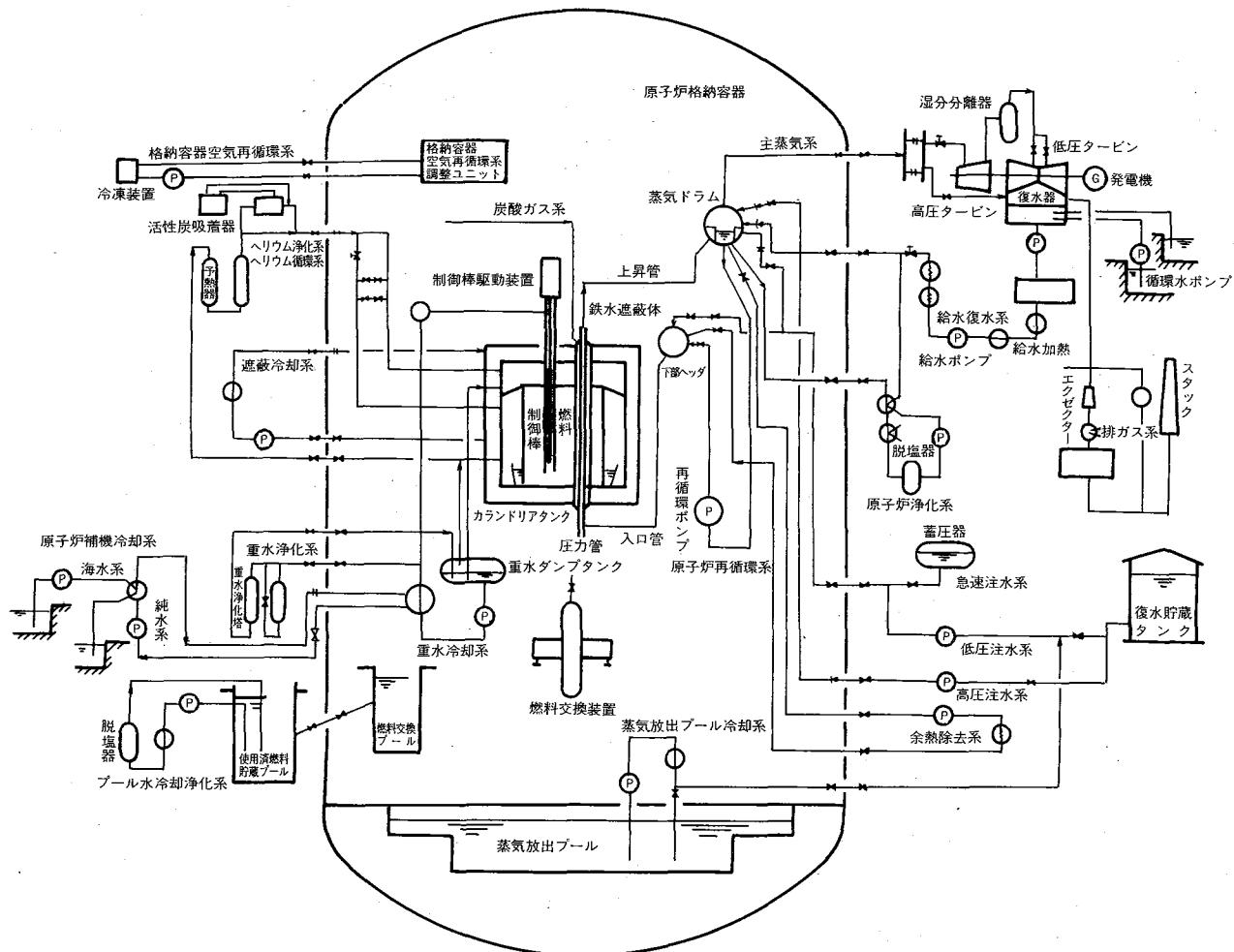


図1 ふげん発電所主要系統図

定期検査では、「長期定期検査計画書」を基本とし、「ふげん」における定期検査の実績、運転・保守実績並びに「ふげん」及び他軽水炉で発生した不具合経験を十分検討し、定期検査計画に反映して、機器設備の点検整備・検査を行い、プラントの安全の確保及び安定運転の継続維持に対する信頼性の向上を図っている。

また設備の劣化対策・機能の維持、信頼性の向上、作業の省力化、被ばく低減などのため主として定期検査時に設備の改造・取替工事を行っている。

原子炉スクラムなどのプラントの計画外停止あるいは設備の損傷などの事故、故障については、そのつど構造・材料、運転状態、使用環境、設計施工記録などを検討評価するとともに類似箇所の調査を始めた必要な試験・検査を行い対策方法、範囲を定めるなど再発防止に万全を図っている。

このように基本的には予防保全により、設備の維

持管理を行っている。

これらの作業実績、部品取替実績、故障経験は計算機を用いた保守管理システム（MMS）により登録管理、統計処理を行い保守管理の省力化、品質管理の維持向上を図っている。さらに得られたデータの保全計画への有効利用及び実証炉へのデータ提供も合わせて行えるようにしている。図2に保守管理体系図を示す。

MMSは保守管理上の手続として使用する作業票、故障票、予備品管理票等の各帳票を利用し、主にコード形式により入力するものである。図3に保守管理システム（MMS）を示す。

また、「ふげん」では、設備の維持管理に係る工事契約から部品手配まで含め、年間約1,000件の発注件数がある。これに係る費用を管理するために昭和60年度より計算機システムを導入している。

以下に設備機器管理、予備品管理、作業管理、技術

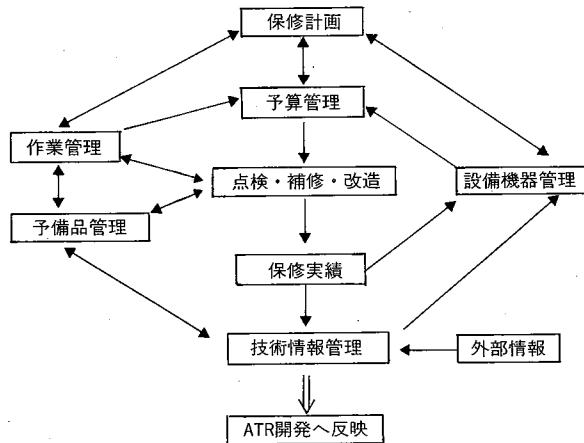


図2 保守管理体系図

情報管理などの保守管理の現状についてMSSを中心に紹介する。

2.1 設備機器管理

設備機器管理は、点検・補修履歴及び現在の設備機器の運転状態を合わせて検討し、適確な点検、整備を実施することにより設備機器の健全性を維持するものである。

設備の最新情報（仕様、各種故障情報）は、MMSの設備台帳マスターファイルにより管理されている。また過去の故障記録、作業記録については、保守作業時に使用する故障票、作業票を入力帳票とし、MMSの故障記録マスターファイル、作業記録マスターにそれぞれ蓄積管理されている。

故障票は故障発見者が故障状況等を記入し故障復旧処置を依頼する帳票であるが、点検、工事によって不具合が発生または発見した場合にも故障票を発行し、MMSで管理している。故障票には状況、処置、原因等、関連する情報を記入しMMSに入力している。

また定期検査時には、受注者に不具合処理票を提出させて一元的に管理している。この不具合処理票には、処理計画、処置結果、再発防止対策等を記載させ、不具合処置のフォローを行っている。

2.2 作業管理

「ふげん」では、設備の維持管理上必要な点検、補修、改造などが作業件数にして年間約1,400件発生する。

作業の実施に際しては作業票を発行し所定の手続きを経て作業を行っている。作業票には作業内容、

作業期間、作業場所、放射線管理区分（放射線管理については、別途放射線管理票を作成する）、アイソレーション及び関連故障票番号等を記入し、作業実施担当課と発電課及び安全管理課との連絡、確認を行っている。また、作業着手、作業期間中及び完了手続きについても本票が利用される。定期検査時や計画停止時には点検、工事が集中する。このためこれら錯綜した各作業間の調整（設備のアイソレーション管理、ユーティリティ設備の調整、物品の搬出入管理、放射性廃棄物の発生と処理設備の調整等）、各作業工程及び全体工程の管理、品質管理及び安全管理を通じて作業の円滑な運営に努めている。

2.3 予備品管理

設備の突発的な故障に対し迅速な対応を行うためには、設備の取替部品の一定数量を予備品として常備する必要がある。

予備品の常備保有数量は、機器の重要度、取替頻度、製作納期等により定めている。「ふげん」には品目にして約8,000点の予備品がありMMSは予備品の在庫状態把握に効率的に利用されている。

受入された物品はMMSにより登録管理され点検に必要な物品は払出し手続きの後使用されるため、物品の確実な在庫管理が行われている。また作業票番号と関連付けることにより部品の使用内容が把握できるようになっている。

作業中の材料及び機器の管理は、原則として受注者の責任において保管・管理されており、取扱中の損傷、異種物品との混触・混入等が生じない様パレット管理等により徹底を図っている。

2.4 技術情報管理

保守管理システムには、故障データを始めとして、保修作業に伴う種々のデータが蓄積されている。これら蓄積データの検索及び統計処理結果を日常点検、予防取替など保守管理の指針等に利用できるようになっている。

(1) 情報検索

MMSに蓄積されている故障、作業、予備品及び設備台帳の各データは、MMSの検索機能(IRR)により利用者の要求に合ったデータを提供することができる。検索条件は、各データ内の項目がすべて検索対象のキーワードとして使用可能であり比較因子として6種(=、≠、≥、>、≤、<)が使用でき、また条件の組合せはAND及びORを使用して最大50

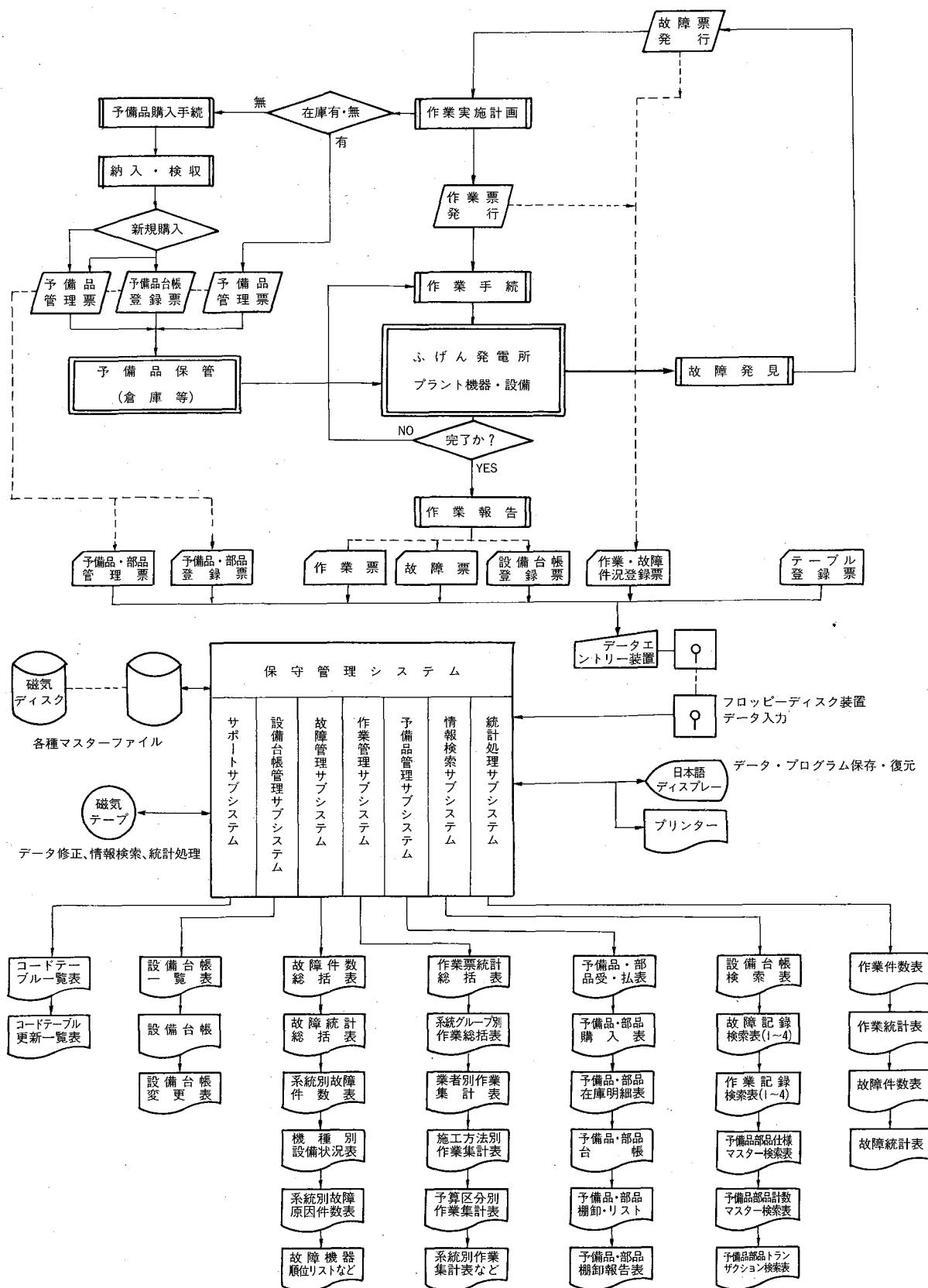


図3 保守管理システム

条件までの組合せが可能である。出力条件としては、最大出力件数、検索期間、出力様式及び出力順序が指定できる。

(2) 統計処理

統計処理は、MMSに蓄積されている故障及び作業データを各項目毎及び時系列等に分類、グラフ処理が可能であり保修計画等に有効に利用できる。統計出力は、情報検索と同様に入力データの各項目にて指定及び選択が可能であり任意な出力を得ることができる。またグラフは棒グラフ、折線グラフ及び円グラフが選択できる。

3. 保守実績

「ふげん」は、昭和54年に本格運転を開始して以来、5回の定期検査を行って来た。

以下に保守実績として定期検査及び保全工事について具体例の一端を紹介する。

3.1 定期検査

「ふげん」の定期検査は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という）に基づき毎年実施している。また、「ふげん」は発電設備を有する原子炉施設であるため、「電気事業法」に基づく検査も実施しているが、「原子炉等規制法」及び「電気事業法」による規制が実質的に二重規制とならないよう、定期検査の手続、実施方法等が配慮されている。

定期検査では、設備機器の機能、性能の安全性、健全性を確保し安定した運転を継続維持するために法令あるいは安全審査指針、電気技術規程（J E A C）などの技術上の基準を満足するとともに、原子炉施設保安規定などの諸要件を満足することを確認している。

検査項目は、「長期定期検査計画書」によりあらかじめ定められた点検周期に基づき実施する機器の分解検査、機能検査などの点検整備、計測制御設備・放射線管理設備の点検校正などの設備検査がある。

また、逃し安全弁・主蒸気隔離弁の作動・漏洩検査、非常用炉心冷却系の系統機能検査などの性能検査、燃料体の外観検査・シッピング検査などの燃料検査、第1種機器・第3種機器等の供用期間中検査などがある。検査は、国による官庁検査と社内自主検査がある。各設備の主な官庁検査項目及び検査概要を表1に示す。なお、官庁検査項目については「原子炉等規制法」及び「電気事業法」の要求事項を満足すると

ともに、軽水炉（BWR, PWR）の定期検査で適用されている「軽水炉定期検査標準要領書」との整合性を図っている。また、ATR特有設備については検査項目を追加して設定している。

点検周期は、技術基準（保安規定、J E A C等）及び機器製作メーカーの社内基準のほか、設備の重要度、使用条件（温度・圧力・流速・流体の種類等）、運転時間（連続使用・待機等）などを考慮して決定している。また、部品の経年劣化状況（摩耗量、寸法変化、特性変化）、不具合経験等の運転保守経験を反映して点検方法、点検周期の見直しを行い点検・整備の一層の合理化を図っている。

定期検査を実施するに際しては、点検・検査項目及び内容、工程、放射線管理、廃棄物管理等を含んだ定期検査計画書をあらかじめ策定している。

定期検査計画書の官庁説明、改造工事に係る許認可申請及び使用前検査申請、定期検査に係る契約業務などの諸準備を定期検査開始の6～8ヶ月前より行っている。

第1回定期検査は「ふげん」の標準的な定期検査作業であり、表2の実績工程表に示すように解列から並列まで84日とほぼ軽水炉並の工程を達成できた。

第2回定期検査では、昭和55年11月の計画停止点検時に原子炉冷却系配管のうち、余熱除去系、低圧注水系などの配管（5^B, 6^B, 8^B）溶接部の一部に応力腐食割れ（以下「SCC」と称す）が発見されたため、全燃料取出等の補修のための準備工事に引き続き定期検査に入り SCC対策工事を行った。このため定期検査開始から並列まで174日間であった。なお、この時のSCC対策に係る配管取替長さは約300mであった。

第3回から第5回定期検査でのクリティカルパスはいずれも SCC対策工事であった。解列から並列までの定期検査工程は第3回は123日、第4回は135日、第5回は172日であった。

なお、各定期検査でのトピックスは以下のとおりであった。

①第1回定期検査は、本格運転開始後の最初の点検であり、高設備利用率を達成した機器の運転状況を確認するため可能な限り多くの設備の点検整備を行うとともに、「ふげん」特有設備（重水・ヘリウム系設備、燃料取扱設備、制御棒駆動装置等）の点検方法を確立した。

②第2回定期検査は、SCC発生の懸念される範囲について供用期間中検査の強化を図り、再発

表 I 定期検査の実施概要

施設区分	検査項目	検査概要
原子炉本体	1. 供用期間中検査	原子炉本体のうち圧力管入口管及び上昇管の耐圧部及び支持構造物について、肉眼検査、表面検査、体積検査及び耐圧漏洩検査によって検査箇所の健全性を確認する。
	2. カランドリア管漏洩検査	カランドリア管及び圧力管について炭酸ガス系により漏洩検査を行い漏洩の有無を確認する。
	3. 燃料体検査	燃料体のシッピング検査、外観検査及び寸法検査を行なう。燃料体の健全性を確認する。 (1) シッピング検査 原子炉内の燃料体(224体)に対してシッピング検査によりI-131の濃度を測定し、燃料破損の有無を確認する。 (2) 外観、寸法検査 取り出された燃料体について外観検査を行い、有害な欠陥、変形の有無を確認する。
	4. 燃料装荷検査	燃料体について、燃料配慮計画に従って所定の位置に装荷されたことを確認する。
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	1. 燃料交換機分解検査	燃料交換機を分解し、グラブ本体、グラブ昇降装置、マガジン本体、マガジン駆動装置等を点検し異常の有無を確認する。
	2. 燃料取扱設備検査	燃料交換装置、燃料出入機及びトランクファ装置による燃料体の移送、装荷及び取出し機能を確認する。
	3. ブール水冷却浄化系検査	使用済燃料貯蔵プールのブール水冷却浄化系の運転試験を行い機能を確認する。
	4. 貯蔵能力確認検査	使用済燃料貯蔵ラックの貯蔵能力(730体)及び新燃料貯蔵ラックの貯蔵能力(43体)及び貯蔵ラックに変形等の異常の有無を確認する。
原子炉冷却系統施設	1. 供用期間中検査	電気技術規程「原子炉冷却材圧力パウンドアリの供用期間中検査」に準拠した「ふげん発電所原子炉冷却材圧力パウンドアリの供用期間中検査計画書」に基づき、機器、配管、ポンプ、弁等の耐圧部及びこれらの支持構造物について肉眼検査、表面検査(液体浸透探傷検査)、体積検査(超音波探傷検査)及び耐圧漏洩検査によって下記検査箇所の健全性を確認する。 (1) 原子炉再循環系 (3) 主給水系 (5) 隔離冷却系 (2) 主蒸気系 (4) 非常用炉心冷却系 (6) 余熱除去系
	2. 蒸気ドラム逃し安全弁検査	蒸気ドラム逃し安全弁6個全数について分解検査、作動検査及び漏洩検査を行い、安全弁の機能を確認する。
	3. 主蒸気隔離弁検査	主蒸気隔離弁4個全数について分解検査、作動検査及び漏洩検査を行い、隔離弁の機能を確認する。
	4. 非常用炉心冷却系機能検査	非常用炉心冷却系(高圧注水系、低圧注水系、急速注水系)の自動起動検査を行い非常用炉心冷却系の機能を確認する。 (1) 高圧注水系及び低圧注水系機能検査 注水系自動起動信号により、注水ポンプが自動起動しテストラインにより定格流量で安定に運転ができるることを確認する。また、注水弁等の主要弁の開閉時間が基準値内であることを確認する。 (2) 急速注水系機能検査 急速注水系自動起動信号により蓄圧器出口弁が自動開し、テストラインにより正常に注水できることを確認する。また、蓄圧器出口弁の開閉時間が基準値内であることを確認する。
	5. 隔離冷却系機能検査	隔離冷却系の自動起動信号により隔離冷却ポンプが自動起動し、テストラインにより定格流量で安定に運転ができるることを確認する。また、主要弁の開閉時間が基準値内であることを確認する。
	6. 再循環ポンプ検査	再循環ポンプを分解し、インペラ、軸、ゲーリング等を検査し、有害な欠陥の有無等を確認する。また、メカニカルシールの取替えを行う。組立後に系統運転試験を行い、再循環ポンプの機能を確認する。
	1. 重水循環ポンプ検査	重水循環ポンプを分解し、インペラ、軸、ケーシング等を検査し有害な欠陥の有無等を確認する。組立後に系統運転試験を行い、重水循環ポンプの機能を確認する。
	2. ヘリウム循環系ダンプ用連通弁作動検査	重水ダンプ用連通弁8個全数について作動検査を行い、開閉時間等の弁作動機能を確認する。
計測制御系統施設	1. 制御棒駆動装置検査	制御棒駆動装置の分解検査及び作動検査を行い、制御棒駆動装置の機能を確認する。 (1) 分解検査 制御棒駆動装置について分解検査を行い、駆動モーター、電磁クラッチ、歯車、ワイヤ等に有害な欠陥の有無を確認する。 (2) 作動検査 制御棒の挿入、及び引抜きの常駆動検査を行い、機能を確認する。 (3) スクラム検査 制御棒のスクラム作動検査を行い、スクラム時間(スクラム信号から80%挿入まで)を測定し、スクラム機能を確認する。
	2. 原子炉制御装置検査	原子炉制御装置のインターロック検査を行い、原子炉制御装置の機能を確認する。
	3. 核計装装置検査	起動用検出装置、出力上昇用検出装置、局部出力検出装置、領域出力検出装置、全出力検出装置の各核計装装置に模擬信号を加え、警報及びトリップ回路の健全性及び設定値が基準値を満足することを確認する。
	4. 安全保護系検査	原子炉スクラム、重水ダンプ等の安全保護系検出器を作動させ、論理回路の動作及びスクラム重水ダンプ機能を確認する。また、安全保護系に係る検出器に模擬信号を加え、警報及びトリップ回路の設定値が基準値を満足することを確認する。
	5. 制御用空気系機能検査	制御用空気系の系統機能検査を行い、制御用空気系の機能を確認する。
	1. 処理能力検査	固体廃棄物処理系のアスファルト固化装置及び液体廃棄物処理系の蒸発濃縮器を運転し、それぞれの処理能力が基準値を満足することを確認する。
放射性廃棄物の廃棄施設	2. 貯蔵能力検査	固体廃棄物処理系のフィルタスラッシュ、濃縮廃液等の貯蔵タンク及び液体廃棄物処理系の床ドレン収集タンク、床液收集タンク等の貯蔵タンクの外観検査を行い、貯蔵能力を確認する。
	3. 固体廃棄物貯蔵庫検査	固体廃棄物貯蔵庫の管理区域境界周辺の空間線量率、床の表面汚染密度を測定し、異常の有無を確認する。また、固体廃棄物貯蔵庫の貯蔵能力、保管状況を確認する。
	1. 放射線管理用計測装置検査	プロセス放射線監視装置、エア放射線監視装置、モニタリングボスト及びプロセスマニタについて点検校正検査、設定値及び警報確認検査を行い、機能を確認する。
原子炉格納容器	2. 非常用フィルタ性能検査	格納容器空気再循環系、アニュラス排気系及び中央制御室換気系に設備されている活性炭フィルタのよう素除去効率及び漏洩率を測定し、所定の性能を有していることを確認する。
	1. 原子炉格納容器全体漏洩率検査	電気技術規程「原子炉格納容器の漏洩試験」に準拠した絶対圧力方法により格納容器全体をピーク圧力まで加圧し24時間にわたり検査し平均漏洩率が基準値を満足することを確認する。
	2. 格納容器貫通部自動隔離弁作動検査	格納容器自動隔離弁が一般隔離信号及び破断隔離信号により閉鎖することを確認する。
非常用電源設備	3. 格納容器スプレー装置機能検査	格納容器スプレーポンプが起動信号により自動起動し、所定の流量で安定した運転ができることを確認する。
	1. 非常用ディーゼル発電機自動起動負荷検査	非常用ディーゼル発電機が外部電源喪失信号によって自動起動し、電圧確立後、所定のシーケンスに従って所要負荷をピックアップすることを確認する。
原子炉施設全般	2. 直流電源装置自動切替検査	所内蓄電池及び核計装用蓄電池が交流電源喪失時に整流器側より蓄電池側に切替り、所要負荷に対しても支障なく電源供給できることを確認する。
	1. 総合インターロック検査	原子炉、タービン及び発電機保護系の動作要素を模擬信号により作動させ、原子炉、タービン及び発電機相互間の停止インターロック機能が健全であることを確認する。
	2. 原子炉停止余裕検査	燃料取替え後、最大反応度抑制効果を有する制御棒1本を全引抜きした状態において原子炉を半臨界にできることを確認する。
	3. 最大過剰反応度検査	燃料取替炉心において臨界試験を行い、最大過剰反応度を評価し基準値を満足することを確認する。
	4. 総合負荷検査	定格電気出力(165MW)でプラントが安定に連続運転できることを確認する。

表2 定期検査実績工程表

回数 項目	第1回定期検査実績工程				回数 項目	第4回定期検査実績工程			
	0	50	(84)100(105)	150		0	50	100	(135)150(157)
主要工程	解列 耐圧漏洩検査 並列 運開 機器設備点検 出力上昇試験 系統機能、炉物理試験				主要工程	解列 機器設備点検 系統復旧 並列 運開 系統機能・出力上昇試験 炉物理試験 耐圧漏洩検査			
原子炉本体	燃料取出 燃料装荷 I-131測定				原子炉本体	燃料取出 I-131測定 圧力管モニタリング			
核燃料物質の取扱及び貯蔵施設	燃料交換装置分解点検				核燃料物質の取扱及び貯蔵施設	燃料交換装置分解点検			
原子炉冷却系施設	原子炉再循環ポンプ簡易分解点検 主蒸気隔離弁・蒸気ドラム逃し安全弁分解点検 ISI				原子炉冷却系施設	原子炉給水系配管取替工事(SCC)対策 原子炉再循環ポンプ簡易分解点検 IHSI(SCC対策) 主蒸気隔離弁、蒸気ドラム逃し安全弁分解点検			
原子炉補助系施設	重水循環ポンプ分解点検				原子炉補助系施設	重水循環ポンプ分解点検			
計測制御系施設	LPM交換校正 制御棒駆動装置点検整備				計測制御系施設	制御棒駆動装置点検整備 核計測装置点検 LPM交換			
放射性廃棄物の廃棄施設	液体系・固体系点検 気体系点検				放射性廃棄物の廃棄施設	気体系点検 液体固体系点検			
放射線管理施設	放射線監視装置分解点検校正				放射線管理施設	放射線監視装置点検校正			
原子炉格納施設	自動隔離弁作動試験 格納容器漏洩率試験 局部漏洩試験				原子炉格納施設	局部漏洩試験 格納容器漏洩率試験 自動隔離弁作動試験			
非常用電源設備	非常用ディーゼル発電機分解点検 自動起動試験				非常用電源設備	非常用ディーゼル発電機分解点検 自動起動試験			
蒸気タービン	タービン本体分解点検 調整試験				蒸気タービン	タービン本体分解点検 調整試験			
電気設備	発電機本体分解点検 調整試験				電気設備	発電機、主変圧器、C/C, P/C点検			

の防止と、健全性信頼性の確保を期した。

③第3回定期検査では、原子炉再循環ポンプのインターナルの分解点検及び燃料交換機の総分解点検を行い、国産一号機の機器の健全性の確認をした。

④第4回定期検査では、圧力管モニタリング検査を行い、我が国で初めて炉心構造材として使用したジルコニウム合金製圧力管の健全性を確認した。

⑤第5回定期検査では、系統重水を重水貯槽に回収し、重水ダンプタンク、重水冷却器等の重水系機器の内部点検を重点的に行い、長期的な健全性を確認した。

表2に定期検査の代表例として、第1回及び第4回定期検査の実績工程を示す。

これまでの定期検査において原子炉再循環ポンプ、重水循環ポンプ、燃料交換機、制御棒駆動装置など

「ふげん」の特徴ある設備を含めて主要機器の点検を行って来たが、特に異常は認められず経年劣化した部品の計画的な取替等により良好な運転状態を維持している。

「ふげん」の特徴ある設備などの定期検査の実施状況について以下に示す。

(1) 燃料体検査について

昭和53年3月の燃料初装荷以来、第5回定期検査完了までに計画停止を含め合計388体の燃料体を取替えた。燃料取替実績を表3に示す。

照射燃料体については、原子炉運転中における原子炉冷却材中の素131濃度の測定及び原子炉停止時の素131の追加放出量の測定の結果、昭和61年7月現在、通算実効定格運転日数(EFPD)で約1690日の運転をしているが、燃料の破損の徵候は認められていない。炉外に取出した照射燃料体について実施した外観検査、寸法検査においても有害な欠

表3 燃料取替実績

炉心期間			初装荷 炉心 53.3~55.2	第1回 取替炉心 55.4~55.6	第2回 取替炉心 55.7~55.11	第3回 取替炉心 56.10~57.5	第4回 取替炉心 57.6~57.9	第5回 取替炉心 58.1~58.8	第6回 取替炉心 58.9~59.2	第7回 取替炉心 59.6~60.7	第8回 取替炉心 61.1~61.7	第9回 取替炉心 (61.8~)	初装荷~ 合計	
(注1)	交換計画	タイプA	MOX ウラン 特長	96 124 4	+16(-20) +20(-16) 0(-0)	+12(-24) +24(-12) 0(-0)	+24(-48) +28(-24) +4(-4)	0(-0) +8(-36) 0(-0)	0(-20) +4(-32) 0(-0)	0(-6) +4(-32) 0(-4)	0(-24) 0(-36) 0(-0)	0(-4) +4(-5) 0(-0)	0(-0) 0(-0) 0(-0)	+148(-148) +216(-200) +8(-8)
		タイプB	MOX ウラン 特長	0 0 0	0(-0) 0(-0) 0(-0)	0(-0) 0(-0) 0(-0)	+20(-0) 0(-0) 0(-0)	+12(-0) +16(-0) 0(-0)	+24(-0) +28(-0) 0(-0)	+24(-0) +12(-0) 0(-0)	+56(-12) +16(-0) +4(-0)	+21(-16) +4(-4) 0(-0)	+8(-20) +20(-8) 0(-0)	+165(-48) +96(-12) +4(-0)
	照射用(36本) 燃料(注2)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	+3(-0)	0(-0)	+3(-0)	
取替体数			-	36	36	76	36	56	40	76	32	28	+640(-416)	
炉心構成	炉	タイプA	MOX ウラン 特長	96 124 4	92 128 4	80 140 4	56 144 4	56 116 4	36 84 4	28 56 4	4 20 0	0 16 0	0 16 0	
		タイプB	MOX ウラン 特長	0 0 0	0 0 0	0 0 0	20 0 0	32 16 0	56 44 0	80 56 4	124 72 4	129 72 4	117 84 4	
	照射用	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	3	3	
取出燃料体平均燃焼度(MWd/t)			-	6,440	7,411	9,220	9,559	9,080	9,872	12,300	15,567	16,205		

(注1) 数字はカッコ外+の数値が装荷を、カッコ内-の数値が取り出しを表わす。

(注2)

	タイプA	タイプB
MOX燃料核分裂物質量	平均約1.4w/o	平均約2.0w/o
UO ₂ 燃料濃縮度	約1.5w/o	約1.9w/o
Sp(特殊)燃料濃縮度	平均約1.8w/o	平均約2.3w/o
照射用36本燃料核分裂物質量	平均約2.4w/o	

陥・変形は認められず燃料体の健全性を確認した。

また、「ふげん」で照射したMOX燃料の照射特性を評価するため、日本原子力研究所において照射後試験を行っている。

燃料体の燃焼度の向上及び出力分布の平坦化を目的として第4回定期検査より燃料体のシャフリングを行っている。なお、第5回定期検査時に取出したMOX燃料のうち最大燃焼度は18.2 GWd/t、平均燃焼度は15.6 GWd/tであった。

(2) 燃料交換機分解点検

「ふげん」の特有な設備のひとつである燃料交換機は、運転開始以来約1600体の燃料装荷及び取出操作を行った。

本燃料交換装置は、原子炉運転中に原子炉下方から燃料交換可能ないように設計された交換装置である。しかし、燃料のいわゆるPCI破損の問題から燃料交換は、原子炉停止時に行うこととしている。

使用済燃料体の取扱により交換機内部に放射能濃度の高いクラッド等が持込まれ蓄積してくる。

運転初期には、クラッド等の影響により駆動部、摺動部の動作不良などが生じたが、軸受部への清浄水注水系の設置及び摺動部間隙・材質の変更など設備改善によるクラッド対策を行ってきた。

また、点検整備周期、部品の交換基準の見直し及び運転操作手順の改善を合わせて行った。

この結果、第3回定期検査以降は消耗部品の計画的な取替により順調な燃料取替を行っている。なお、燃料交換機の点検に係る作業被ばくは定期検査での点検・整備に係る総被ばく線量(約350人レム)の約15%を占めるところから、被ばく低減化のため化学除染を第5回定期検査より行っている。

(3) 供用期間中検査(ISI)

「ふげん」のISIはJEAC4205「軽水型原子力発電用機器の供用期間中検査」に準拠して作成した

「ふげん I S I 10年計画書」に基づいて計画したが、応力腐食割れ(SCC)が発見されたため第2回定期検査以降は2^B、3^Bのステンレス鋼管溶接部に対しても超音波探傷試験(UT)が行えるよう探傷角度を工夫してUTを行っている。

「ふげん」の炉心は224本の圧力管で構成されており、圧力管に接続される入口管(2^B)、上昇管(3^B)の配管配置は管群構造となっている。このため、管群の外周部は通常の手探傷によるUTが行えるが管群内部の溶接部は検査スペースが確保できず、手探傷によるUTが困難な箇所が多くある。これらの溶接線については、管群内UT検査装置を開発して検査範囲の拡大を行っている。

なお、蒸気タービン廻りの抽気系、ヒータドレン系のように湿り蒸気による減肉の懸念される部分については、肉厚測定を行い、配管等の取替時期の監視を行っている。

(4) 圧力管モニタリング検査

圧力管材料はZr-2.5%Nb合金であり、炉心構造材として中性子照射を受けるとこの材料は運転状態下で照射クリープが生じる。圧力管の設計においては、照射クリープを考慮しているが、今までのところZr-Nb材のクリープに対するデータは少ない。こ

超音波探傷、内径測定装置本体 内表面観察装置本体

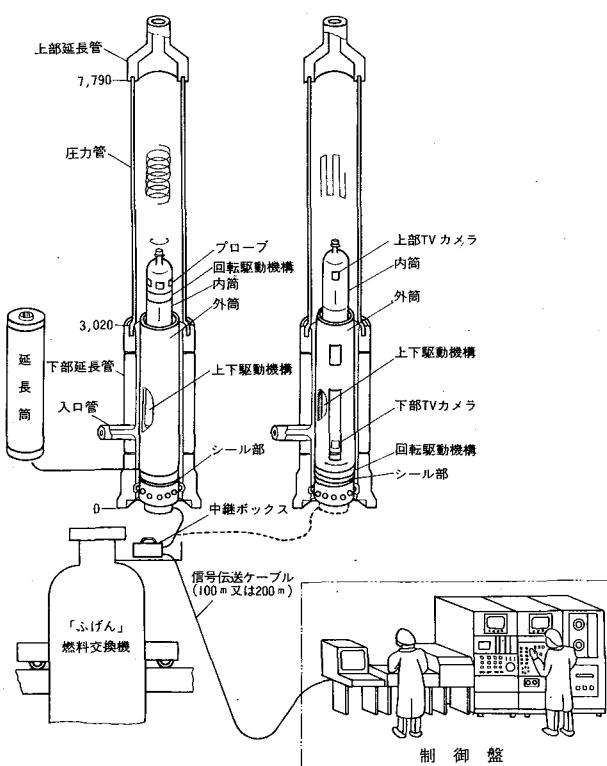


図4 圧力管モニタリング装置概念図

のため内径の経時変化、欠陥の有無、内面状況の観察などの追跡調査を図4に示すような圧力管モニタリング装置により検査する計画としている。

第4回定期検査時に初回の圧力管モニタリング検査を行い、圧力管のクリープひずみ量がほぼ設計予測量と一致すること、またUT検査においても特に異常は認められないなど圧力管の健全性を確認した。

(5) 原子炉再循環ポンプの分解点検

「ふげん」の再循環ポンプは、立軸単段軸シール型であり、一次系に使用するポンプとしては国産一号である。

再循環ポンプのもっとも重要な部分である軸封装置は非接触型のNo.1シール、メカニカルシール型のNo.2、及び非常用のNo.3シールより構成されており2年毎に同部の分解点検を行い運転状況の確認を行うと共に、シールの取替を行ってきた。第3回定期検査においてはポンプ4台のうち1台のインターナルの分解点検を行い、羽根車、主軸、熱遮蔽装置及びケーシングについて点検整備を行った。インターナルの各部には赤茶色のクラッドが均一に付着していたが特に異常は認められなかった。

なお、分解点検に際しては被ばくの低減化と良好な検査状態を確保するためインターナルの化学除染を行った。その結果インターナル表面線量率は約2.5R/hより400mR/hに低減できた。

さらに非接触型のNo.1シールの再使用にあたり問題となるシールユニット中のゴム製Oリングについて、実機に近い条件下で劣化試験を行い、耐久性を確認後第5回定期検査よりNo.1シールの再使用を行い、経費節減に努めている。

(6) 重水系点検

「ふげん」の特有な設備の一つである重水循環ポンプは重水漏洩防止のためポンプとモータが一体のキャンドルタイプを採用している。

分解点検に際しては、重水中に含まれるトリチウムによる内部被ばく対策上、分解前にはポンプ内部を乾燥ヘリウム及び乾燥空気により乾燥を行い、トリチウムの濃度を十分低減させた後、実施している。

また、点検作業は、汚染拡大防止のため仮設クリーンハウス内の作業とし、必要に応じトリチウム防護服を着用して点検を行っている。また、点検作業者は尿検査によるバイオアッセを行い、作業に伴うトリチウムの取込みの有無の確認を行っている。

過去5回の定期検査では当該ポンプは2年毎の周期による分解点検により健全性を確保しているが、

軸受の摩耗量は予測よりも大巾に少なく今後点検周期を延ばす事が可能と考えられる。

第5回定期検査では系統重水を重水貯槽に回収し、重水系機器の開放による内部点検を重点的に実施した。その結果、ダンプタンク、重水冷却器共に異常は見られず今後の長期的健全性を確認した。

(7) 制御棒駆動装置(CRD)点検整備

「ふげん」のCRDは原子炉上部に設置され、減速材である低温低圧重水中の制御棒(CR)をワイヤードラム・モータ駆動方式により引抜、挿入して出力制御を行う装置である。

CRD点検のため重水中にあるCRとCRDを分離する作業は重水中のトリチウムによる内部被ばく防止のため専用のCRD交換装置を設置しグローブボックスにより慎重に行っている。点検整備後はCRD交換装置により再据付を行い、ヘリウム漏洩検査により漏洩の有無を確認している。

全49台のCRDのうち出力自動制御用の4台については毎年分解点検を行っているが、他のものについては5年周期で点検整備を行っている。炉心に据付けられたCRDは、毎年全数について作動検査及びスクラム検査を行い、性能・機能の健全性を確認している。

(8) タービン設備の点検

「ふげん」の蒸気タービンは回転数3600 rpmのタービンである。タービン開放点検時には原子力タービン特有の湿り蒸気による侵食などに注目して点検を行っている。

低圧最終段翼(23インチ)に張り付けている侵食防止用エロージョンシールド板(ステライト板)については一部侵食及び剥離が認められ、張り替を行ってきた。ケーシング等は継手面など一部に侵食が認められたため、補修溶接などの点検整備をし再組立を行っている。

また、主復水器の冷却水管は全数11,888本(材質BsTF-2)について、定期検査毎に渦流探傷検査を行っている。その結果、主として運転初期に66本の閉止栓を施したが、余裕度5%に対して十分な余裕がある。

3.2 保全工事

「ふげん」では運転実績、保守実績及び軽水炉の経験を反映して主として各定期検査時に設備維持改良のために必要な改造・取替工事を行っている。設備改造工事の主な目的は大別すると次のようになる。

- ①予防保全の観点からの取替、改造工事
- ②運転性、保守性を改善あるいは維持するための取替・改造工事
- ③作業性の向上、被ばく低減化のための工事
- ④技術基準、指針の改正に伴う改良工事
(事故時用高レンジモニタの設置など)
- ⑤不具合に伴う補修工事

これらのうち特に応力腐食割れ対策、腐食・侵食対策については予防保全の観点から対策を計画的に行うとともに、供用期間中検査の強化を図って、不具合の発生防止と健全性・信頼性を確保するよう計画をしてきた。

また対策実施に当っては、事前に再現性試験、モックアップ試験等を行い対策計画に反映している。

今まで実施してきた主な保全工事の実施状況について以下に紹介する。

(1) 応力腐食割れ対策について

「ふげん」では、昭和55年11月の計画停止点検時に水の滞留部である非常用炉心冷却系などのSUS配管溶接部近傍にSCCが発見された。

このため「ふげん」の配管系統に対し、主としてBWRの対策状況、BWRの対策技術の「ふげん」への適用性等を検討し対策範囲、方法、優先順位などを定めた「SCC対策基本計画」により計画的に対策を行っている。表4に「ふげん」のSCC対策の実施状況を示す。

「ふげん」のSCC対策は基本的には配管材質をSUS304系材料から耐SCCに優れた低炭素のSUS316系材料に変更することとした。

材料取替が困難な溶接部については高周波加熱による管内面の引張残留応力の低減化いわゆるIHSIを計画的に実施してきた。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの配管溶接部を中心とSCCを早期に発見する観点からUT等により、通常のISIに加え検査頻度を拡大してその健全性の確認を行ってきた。

さらに、入口管、上昇管等の材料取替及びIHISIの困難な箇所については水素注入により炉水中の溶存酸素濃度(DO)の低減を行い、SCCの発生防止を図る水質改善法(HWC)を採用することとした。HWCによるSCCの発生防止効果が、「ふげん」の実証試験で確認されたため、炉水中のDO目標値を20ppb以下になるように水素注入を行うHWCを昭和60年12月より適用している。

「ふげん」では配管取替に際し蒸気ドラムノズル

表4 「ふげん」応力腐食割れ(SCC)対策

実施時期	対策方法	対象系統	配管口径	対策数量	運転温度	
第2回定期検査 (S56.4.20~11.5)	配管取替 (耐SCC材料への取替)	高圧注水系	4 ^B , 8 ^B	約30m	~200°C	
		低圧注水系	6 ^B , 8 ^B , 12 ^B	約180m		
		余熱除去系	6 ^B , 8 ^B	約90m		
		再循環系計装・ドレン管	1½ ^B , ½ ^B	—		
第3回定期検査 (S57.9.24 S58.2.17)	配管取替 (耐SCC材料への取替)	原子炉冷却材浄化系	3 ^B , 4 ^B	約100m	~280°C	
		蒸気ドラムベント管	2 ^B	4本		
	IHSI(高周波加熱処理) (残留応力低減化)	高圧注水系	セーフエンド部	28ヶ所		
		低圧注水系	ノズル部			
第4回定期検査 (S59.2.15~7.19)	配管取替 (耐SCC材料への取替)	余熱除去系	(4 ^B , 6 ^B , 8 ^B)	約100m	~180°C	
		原子炉給水系	10 ^B			
	IHSI(残留応力低減化)	炉浄化系(圧力バウンダリ外)	2 ^B	約30m		
		再循環系(Bループ)	14 ^B	55ヶ所		
第5回定期検査 (S60.7.3 ~S61.1.10)	IHSI(残留応力低減化)	同上	16 ^B	22ヶ所	~280°C	
	配管取替 (耐SCC材料への取替)	再循環系(Aループ)	20 ^B	約110m		
		水素注入設備設置 (溶存酸素濃度低減化)	28 ^B			
	圧力管入口管	圧力管入口管	2 ^B	—		
		圧力管出口管	3 ^B			
S61年度計画停止 (S61.7.22~8.18)	配管取替 (耐SCC材料への取替)	炉浄化系(圧力バウンダリ外)	3½ ^B , 4 ^B	約130m	~190°C	
第6回定期検査 (S62.1.7~予定)		主蒸気系	6 ^B	約100m	~280°C (蒸気)	

セーフエンドの取替も行っている。蒸気ドラム材料(SA350-LF-2)にステンレス鋼を溶接すると炭素鋼が硬化するため応力除去焼純(S·R)を行う必要がある。「ふげん」の蒸気ドラムの肉厚では硬化巾は4mmとなる。この巾は炭素鋼が硬化する温度にさらされる範囲を示していると考えられる。このため図5に示すように既設配管切断撤去時に熱

処理実施済の既設ノズルのバタリング部を4mm以上、溶接時の溶け込み代を見込んで最低6mm残すことにより炭素鋼の硬化は認められなく現場でのS·Rは必要ない事をモックアップテストにより確認して現場適用した。

原子炉給水系については、運転温度が約180°C、DOは30~60 ppbでありSCCは発生しないと考えられ当初は対策範囲外と考えていた。ところが図6に示すように実機の第5ヒータ出口で腐食電位を測定したところへマタイト付着の実機条件下ではSCC防止に効果がある-100mVSH(E(180°C))を上回ることが確認された。このため実機を模擬した条件下でヘマタイト付着試験片による定荷重引張試験を行ったところ粒界型応力腐食割れが認められたため材料取替を行うこととした。

(2) 腐食・侵食対策について

表5に「ふげん」での主な腐食及び侵食対策を示す。この表に示すようにステンレス鋼の貫粒型腐食による補修取替、炭素鋼製熱交換器の腐食対策並びにタービン系配管の蒸気またはドレンによる侵食対策を行ってきた。この他には海水系機器の海水腐食

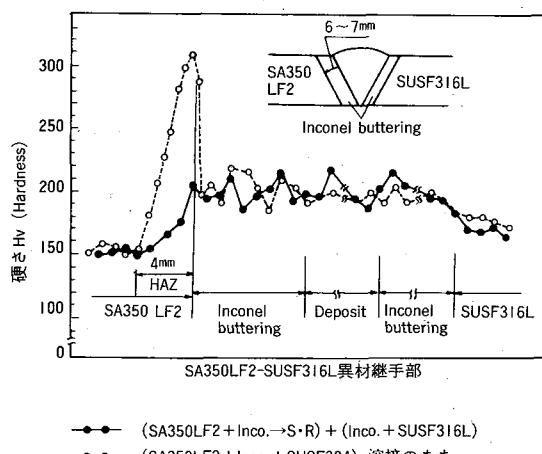


図5 異材継手溶接部の硬さ分布

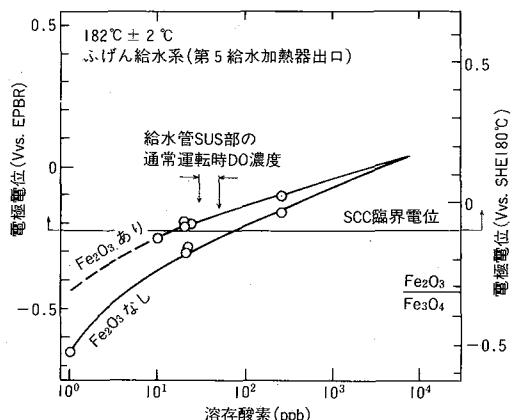


図 6 給水系条件下におけるSUS304の電位と溶存酸素濃度の対応

による取替、熱交換器伝熱管の閉止栓施行を行っている。これらのうち補修取替に係る実施例を以下に示す。

① 固形化供給タンクの補修

固体化供給タンクは廃樹脂、濃縮廃液等の混合廃液をアスファルト固化する時にPH調整を行うため一時的に貯蔵するタンクである。この廃液は常温では沈殿凝固するため約130°Cの蒸気により

常時50~60°Cに加温している。

割れは熱変位の大きい蒸気加熱管と胴の溶接部に発生していた。割れは金属結晶を貫通していること、廃液の塩素イオン濃度が50~2100ppmと高いこと、及び小枝状の割れの周囲には孔食状の腐食が発生していること等から貫粒型応力腐食割れと考えられた。

このため、図7に示すように蒸気管取付部の材料をSUS304からSUS316Lに変更するとともに取付部の構造を2重ノズル構造とし、温度及び応力条件の緩和を図った。また、蒸気加熱管は下部のみとし、運転温度を45~50°Cと約10°C下げて割れ発生の感受性を低減した。

② 気体廃棄系再結合器等取替

第4回定期検査時気体廃棄物処理設備の点検において、再結合器、排ガス系復水器及び配管の一部にUT異常指示が発見された。

調査の結果、各機器の欠陥は、触媒に含まれていた微量の塩素が溶出し、乾湿をくり返すこと等により濃縮された塩素による粒内及び粒界型の腐食によるものと推定された。

このため、再結合器本体2基、排ガス系復水器

表5 「ふげん」における腐食及び侵食対策

件名	実施理由	実施内容	実施時間
腐食対策	固体廃棄物処理系 固体化供給タンク 蒸気ノズル部材料取替	粒内腐食割れのため 補修取替	①欠陥部材料をSUS304から SUS316L材に変更 ②欠陥部を2重ノズル構造とする
	遮蔽冷却系 熱交換器管束取替	熱交換器管束の腐食による予防保全	管束材料を炭素鋼(STB35)から SUS304材に変更
	気体廃棄物処理系 再結合器等材料取替	粒内及び粒界型の腐食 割れのため補修取替	再結合器、排ガス復水器及び配 管をSUS304からSUS316L材に 変更
	蒸気放出プール冷却系 熱交換器管束取替	予防保全	管束材料を炭素鋼(STB35)から SUS304材に変更
	タービン系 抽気ドレン・ペント 配管取替	減肉漏洩に伴う補修取 替	①配管材料を炭素鋼(STP38) から低合金鋼(STPA23)に変更 ②調整弁下流の構造変更
侵食対策	原子炉給水系 給水調節弁構造変更	キャビテーション対策	①プラグ、ケージ材質をSUS 316よりSUS630に変更 ②プラグ、ケージの構造変更
	#3及び#4給水加熱器 管台部、材料取替	予防保全	管台部材料を炭素鋼(SS41、 SB46)から低合金鋼(SCMV3) に変更
	#5給水加熱器 管台部材料取替	予防保全	同上 予定

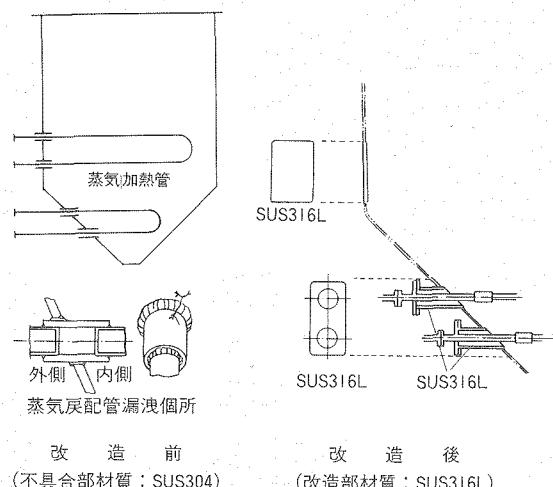


図 7 固形化供給タンク改造図

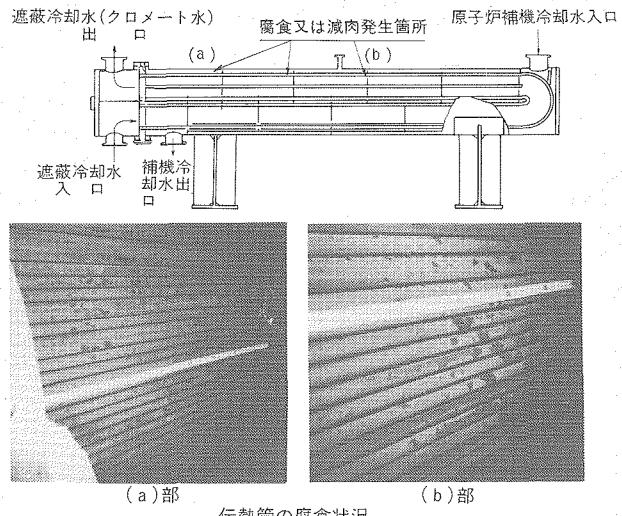


図 8 遮蔽冷却系熱交換器の腐食

胴及び配管をSUS304材より耐腐食性に優れたSUS316L材に取替えるとともに触媒を原子力級触媒(50ppm以下)と交換した。さらに再結合器の運用を従来の1塔通気から2塔通気運転とし、乾湿の繰り返し等による腐食環境の改善、運転条件の改善を図った。

③ 炭素鋼製熱交換器伝熱管の腐食

第2回定期検査時、遮蔽冷却系熱交換器の開放点検を行ったところ、図8に示すように原子炉補機冷却水の流速が比較的遅く浮遊物、水アカ等の付き易い部分の伝熱管(STB35製)の外表面(補機冷却水側)から腐食が進行していた。

このため腐食生成物の分析及び腐食の再現性試験を行ったところ、運転初期に使用されていた亜硝酸一リン酸系防錆材の一部がバクテリアの作用により硝酸塩に変化し、その残留硝酸塩が、腐食析出物中に蓄積されて防錆効果が阻害されたものと判明した。

さらに、現在使用中のニトロカルボン酸一亜硝酸系防錆材について防錆試験を行い、より防錆効果を高めるため防錆材濃度を約200ppmから腐食電流(腐食速度)が小さくなる濃度約1000ppmとした。

またバクテリアの発生を防止するため、殺菌材を併用するとともに、不純物の蓄積を避けるため補機冷却水の定期的ブローを行うこととした。

なお、予防保全のため炭素鋼製管束はすべて耐食性に優れたSUS304に変更した。

④ タービン系配管の侵食対策

第2回定期検査後の定格運転中にタービンの温

分分離器ドレン配管より蒸気の漏洩が発見された。損傷部は調整弁の下流側で流体がフラッシュ現象のため体積が膨張し、湿り蒸気による高速の乱流となる箇所であり典型的なエロージョン・コロージョンであった。

このため図9に示すように材質を炭素鋼から耐侵食性に優れた低合金鋼(Cr・Mo鋼)に変更するとともに肉厚を厚くした。さらにアクリル樹脂管による流動試験の結果、弁下流側の整流部の直管長さを1mとすると流れは乱流から整流となること、また緩衝部長さ250mmで良好な気液二相流エネルギーの緩衝効果を示すことがわかったので、この結果を反映して構造を変更した。

また、100°C以上の湿り蒸気流となる部分については、定期的な肉厚測定により減肉監視を行い、予防保全の観点から計画的に低合金鋼に取り替えている。

4. 今後の課題

「ふげん」の運転開始以来の約7年間の保守実績についてその概要を述べてきたが、今後さらに効率的で信頼性の高い保守を目指して以下の課題に取組んで行くこととした。

(1) 被ばくの低減

「ふげん」の被ばくの大部分は定期検査時に発生しており、被ばくの低減のため、機器及び系統内に付着または蓄積しているクラッドの除去(除染)技術の開発及び系統重水内のトリチウムの除去技術の開発等がある。

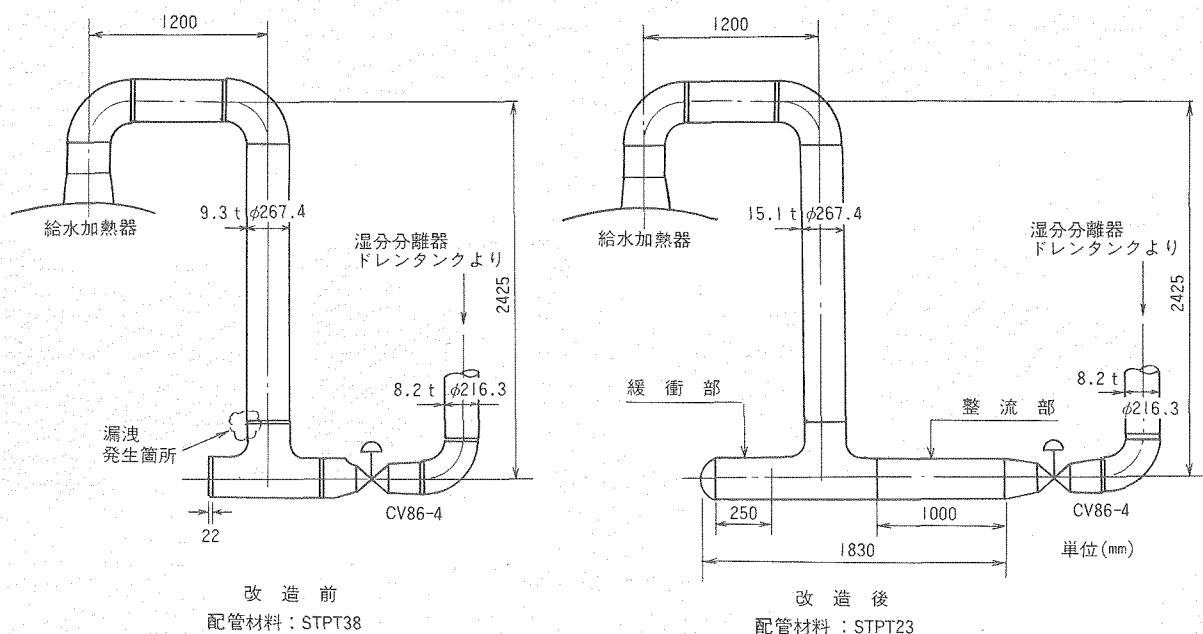


図9 濡分分離器ドレンライン改修図

(2) 定期検査期間の短縮、標準化

設備改修等によるクリティカルパスの短縮、作業方法の改善によるシリーズ作業の並行化及び標準化による作業の合理化がある。

(3) 保守の効率化

経済性と信頼性の両面から保守方法を見直す手段としてフォルトツリー解析(FTA)手法による設備信頼性評価を実施し、各機器の故障確率に応じて点検周期、頻度等を見直す。

(4) 検査技術の高度化

入口管、上昇管群内の自動超音波探傷装置の開発及び圧力管モニタリング装置の改修により検査範囲、検査項目の拡大と被ばくの低減を図る。

(5) 管理技術の充実

本稿で述べたMMSの運用経験と最近のソフトウェア技術の発展をもとに保守管理業務の合理化を図る。主なものとして各帳票類のオンライン化、人工知能(AI)を利用した工程管理の計算機処理及び作

業時の系統アイソレーションを管理する作業管理支援システムの開発がある。

現在ATRは実証炉の建設設計画が青森県大間町で進められている。今後とも「ふげん」で得られる知見を実証炉及びそれ以降のATR建設に反映すべく、各設備・機器の維持管理及び保守技術の開発に取組んでいきたい。

参考文献

- 1) 金子他：新型転換炉ふげん発電所の定期検査、動力炉技報、No.46、1983。
- 2) 成尾他：「ふげん」の圧力管検査装置の開発と使用実績、動燃技報、No.52、1984。
- 3) 金子他：「ふげん」燃料交換装置の開発と運転実績、動燃技報、No.54、1985。
- 4) 金子他：「ふげん」のISI装置の開発と使用実績、動燃技報、No.58、1986。



高速増殖大型炉の設計主要目に 関する研究の現況

岡林 邦夫* 土屋 每雄** 谷山 洋***

* 動力炉開発推進調整部 ** 動力炉研究開発本部 *** 大洗工学センター技術開発部

資料番号：60-2

Present Status of Key Design Parameter Study for Large Scale Fast Breeder Reactor

Kunio Okabayashi* Tsuneo Tsuchiya**

Hiroshi Taniyama***

(* Reactor Development Coordination Division.

** Reactor Research Development Project.

*** Technology Development Division, O-arai
Engineering Center.)

実証炉1号プラントの基本仕様選定に資する技術資料の整備を目的に進めている研究の概要を紹介する。その研究項目は、炉心燃料設計の検討、技術指針類の検討、原子力蒸気供給系（N S S S）の検討及びその他の系統設備（B O P）の検討の4分野に分類される。炉心燃料設計に関しては、要素内での燃料溶融を防止する観点から制約を受ける燃料要素の許容線出力、中性子照射による炉心材料のスエリング特性、それらをふまえた燃料長寿命化等の観点からの燃料要素径の検討について示す。技術指針類に関する研究としては、配管の健全性及び高温構造設計指針の高度化のひとつの方針として原子炉容器液面部の構造強度評価のあり方についての検討結果を示す。N S S S 及び B O P に関しては、検討項目を紹介するとともにループ型炉の1次熱輸送系配管短縮の一方策として機器浮動支持方式についての検討結果を示す。

Key Words: Large Scale FBR, Demonstration FBR, Key Design Parameter Study, Design Study, Reactor Core Design, Fuel Design, Technical Standard, NSSS, BOP.

1. はじめに

高速増殖炉（F B R）はウラン資源を飛躍的に有効利用できることから、将来は原子力発電の主力となるものと期待されている。しかし、最近内外のエネルギー情勢は緩和基調で推移しており、ウラン資源需給の緩和及び現代の原子力発電の主力である軽水炉の安全性と経済性の定着化等F B Rをとりまく諸情勢は変化している。

ウラン価格は長期的には緩やかな上昇傾向をたどるものと見られるが、軽水炉は今後さらに改良が進

み、発電原価の低減が図られるものと考えられる。このような情況の下でF B Rを実用化するためには、実験炉「常陽」及び原型炉「もんじゅ」の開発の中で築き上げてきた安全性を軽水炉と同様に定着させると共に、経済性の向上に相当な努力を払う必要がある。

F B Rの経済性向上のためには、発電プラント建設費の低減が第1の課題であり、第2の課題として燃料サイクル費の低減がある。両者については、炉心における燃料の高燃焼度化を軸として、歩調を合

せて技術開発を行うことが肝要である。

第1の課題については、従来、FBRのプラント概念を「もんじゅ」のようなループ型炉と欧州で開発が進められているプール型炉に大別し、建設費を低減するためにはいずれがよいかという二者択一的な議論が見受けられた。しかし、最近はこれらの炉型を固定観念とせず、それぞれの設計上の特長を活かしながら、より経済性に富んだプラント概念を創造することが志向されており、今後はプラントの各種技術要素について既成概念にとらわれずに合理化を追求することになる。

このような情況の下で、FBRを発電プラントとして実証し、実用化するためには、経済性向上を指標とする長期的展望をもって着実に開発を進めることが重要であり、その方策として実証炉を2～3基建設し、実用炉技術と経済性の向上を段階的に実証して行くことが考えられている。

前述の考え方によれば、原型炉「もんじゅ」に続く当面の実証炉は、いわば実証炉1号として位置付けられる。この場合、実証炉1号プラントは、今後10年程度の年月で着工に到るような技術的現実性と、所要の経済性を具備した実用炉に到達できるという見通しを与えるような発展性を兼ね備えたものであることが求められる。

このために、ここ数年の間に実証炉段階の合理的なプラント概念を追求する設計研究に加えて、実用炉に向けたさらなる合理化技術要素の抽出とその効果を評価する研究開発を行い、FBR実用化を目指した長期的な開発戦略を確立すると共に、実証炉1号プラントの基本仕様を選定することが考えられている。

電気事業連合会は、昭和61年7月に実証炉1号プラントの建設運転の実施主体を日本原子力発電株式会社（原電）と定め、これに伴い電気事業者が行う実証炉関係の研究開発も、建設運転との一貫性を重視して原電を中心に実施することにしており、前述の展開における民間の実施主体が示された。

FBRの実用化移行（民間への技術移転）段階を迎えて、実験炉及び原型炉の開発主体であり、FBRの基盤技術の開発を進めている動力炉・核燃料開発事業団（動燃）としては、これらの開発の成果を原材料として、実証炉以降のFBR開発の動向に添った設計技術資料を整備し、プラント設計研究の推進を支援することが要請されるであろう。

このような作業は、広義の意味では「設計研究」の

範疇にはいるが、プラントの各種技術要素について既成概念にとらわれずに合理化を追求するという動向に対応して、主要な技術要素について幅広く研究、調査及び検討を行う趣旨を明確にするために、これを「高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究」（以下「本研究」という）と呼んでいる。

本研究は、動燃大洗工学センターの技術開発部プラント工学室が中心になり、動力炉研究開発の各部課室の技術者が参加して実施している。本社動力炉開発推進調整部の実証炉技術開発室の技術者は、本研究に対して、原型炉「もんじゅ」の設計、許認可取得及び建設の経験を的確に反映する役割を果している。

本研究の趣旨及び内容について理解を得るために、その現況を報告する。

2. 研究計画の概要

本研究は、(1)実施主体を中心に行われる実証炉1号プラントの基本仕様選定、及び(2)同時期に行われるFBR実用化を目指した長期的な開発戦略を確立することの両者に資する技術資料を整備することを目的とするが、まず十分見通しのきくところで工学的判断のための資料を用意するという考え方方に立って、前者を念頭に置いた実証炉に係る研究計画を進めている。

研究計画作成に当っては、大洗工学センター等の諸研究開発施設並びに実験炉及び原型炉を活用してFBR技術の高度化に努め、FBRの実証、実用化に寄与することが動燃の役割と考え、FBR技術高度化の要点として次の事項を念頭に置いた。

- (イ) 安全性の定着化と放射線被曝の低減
- (ロ) 設計許容限界の向上等による性能向上
- (ハ) 信頼性の向上
- (ニ) 運転、保守及び補修性の向上

この研究計画で実施する研究項目は、炉心燃料設計、技術指針類、原子力蒸気供給系及びその他の系統設備の4分野に分類される。分野別の研究の概要を以下に述べる。

(1) 炉心燃料設計に関する研究

FBRの炉心は高出力密度かつ高燃焼度の増殖炉心という特長をもっている。プラントの大型化に対応して、安全性を確保しながら炉心熱出力を増大させるに当って、これらの特長をどのように活かしていくかということが研究課題になる。

燃料集合体の炉心における寿命に着目すると、軽

水炉ではそれが燃焼反応度劣化によって支配されるのに対して、FBRでは炉心材料の中性子照射損傷によって支配される点が特徴であり、このために炉心設計と燃料設計の接点がより多くなる。

FBR大型炉の炉心燃料設計について検討すべき要目は多々あり、今後表1に例示するような研究を進める計画であるが、本資料では次の事項について検討する。

(a) 燃料要素の許容線出力

FBR炉心では、冷却材として液体ナトリウムを使用するので、冷却材側の熱除去機能よりも要素内での燃料溶融を防止する観点から、燃料要素の線出力が制約される。この許容限界について、主として中実燃料ペレットについて検討し、あわせて中空ペレットについて検討する。

(b) 燃料集合体構造材のスエリング

実証炉1号段階の炉心集合体構造材として、オーステナイト系ステンレス鋼の使用を考え、その中性子照射によるスエリングをどこまで抑制でき

るかについて考察し検討する。

(c) 燃料要素径

炉心燃料設計の主要目のひとつである燃料要素径について、上記(a)、(b)の検討を踏まえて、炉心出力密度、炉心内部転換比(増殖比)、燃焼反応度劣化、燃料寿命等の観点から検討する。

(2) 技術指針類に関する研究

技術指針類に関する研究は、(a)実証炉段階の安全設計指針及び安全評価指針の確立に結びつく安全性の考え方を固めるための技術要素の検討、(b)高温構造設計指針及び耐震設計指針の確立に寄与する技術要素の検討、を中心に行っている。

本資料では、安全評価に係る技術要素のひとつとして、原子炉冷却材バウンダリ配管の健全性に関する検討を示す。また、高温構造設計指針の高度化のひとつの方向として、原子炉容器液面部構造強度評価のあり方について検討する。

(3) 原子力蒸気供給系及びその他の系統設備に関する研究

原子力蒸気供給系に関する研究項目は、表2に例示するように、本年度は冷却材インベントリが小さいループ型炉を主たる対象として、崩壊熱除去機能、熱過渡緩和機能等の熱流動面での特性を把握し、設計上の限界を見極めることに主眼を置いている。

その他の系統設備については、表3に例示するような研究を計画している。

本資料では、ループ型炉の1次熱輸送系配管短縮の一方策として、機器浮動支持方式について検討すると共に、関連する配管設計指針のあり方について検討する。

3. 研究内容

3.1 炉心燃料の設計条件に関する検討

(1) 燃料要素の許容線出力

FBRの燃料要素の許容線出力は要素内での燃料溶融を防止する観点から制限される。従って燃料の炉内滞在期間中における燃料温度の正確な評価が燃料溶融防止上重要なポイントである。ここではまず中実ペレットを用いた燃料要素の許容線出力について検討する。図1に示すように、燃焼の進行に伴い、中心空孔の生成及び燃料ペレットの組織変化に伴う密度の増加による熱伝導度の改善等の効果により、燃料中心温度は低下する¹⁾。この以下の度合は燃料内での核分裂生成物の蓄積による融点の低下に比べて大きいので、照射初期における燃

表1 炉心燃料設計に関する研究項目の例

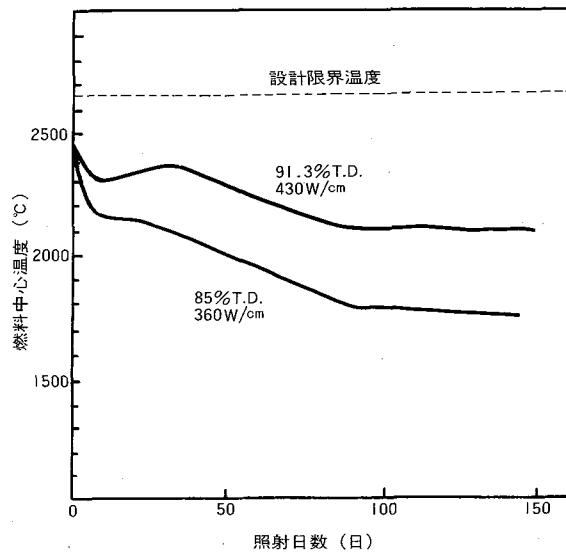
- 1. 炉心構成
- 2. 炉心材料物性値と炉心主要目的関係
- 3. 燃料寿命と経済性の関係
- 4. 炉心出入口温度と燃料サイクル費の関係
- 5. 炉心高さと炉心特性の関係
- 6. 中性子遮蔽体構成
- 7. 中性子検出系の設置位置及び応答特性
- 8. 燃料の出力上昇方策
- 9. 燃料製造仕様の緩和
- 10. 制御棒仕様と寿命の関係
- 11. 燃料寿命に及ぼす燃料ピン仕様の影響

表2 原子力蒸気供給系

- 1. プラント熱過渡に及ぼす原子炉容器ナトリウムインベントリの影響
- 2. 炉容器内部熱過渡の緩和
- 3. 各種崩壊熱除去方式の比較
- 4. IRACS方式での自然循環、強制循環による信頼度、物量比較
- 5. 原子炉容器小型化に適合する炉上部構造
- 6. 中間熱交換器浮動支持方式による配管短縮
- 7. ベローズ継手を用いた2次熱輸送系配管短縮
- 8. 有液面と無液面の蒸気発生器の比較
- 9. トリップ後水系運用時の熱過渡緩和

表3 その他の系統設備に関する研究項目の例

- 1. 燃料取扱設備の合理化方策
- 2. 炉内貯蔵方式と炉外貯蔵方式の比較
- 3. ガードベッセル兼用セルライナの成立性

図1 CEDARコードによる燃焼中心温度の解析例¹⁾

料溶融限界出力を評価し、それに基づいて許容線出力を評価する方法が用いられる。照射初期における溶融限界出力を求めるための照射試験は、米国DOEと動燃の共同研究として米国E B R - II 炉を用いて実施された。溶融限界出力は燃料・被覆管ギャップ巾、燃料密度、O/M比(酸素と金属の比)等の燃料製造仕様により変化する。また、製造時の空孔が温度勾配により燃料中心へ移動し、その結果生じる中心空孔の径が燃料温度、照射時間により変化するため、炉の出力上昇速度等の照射履歴の影響も受ける。従ってある特定の燃料仕様及び照射履歴に対して得られた溶融限界出力を実証炉1号段階の燃料仕様一般に対しても適用するためには、先に述べた燃料の複雑な照射挙

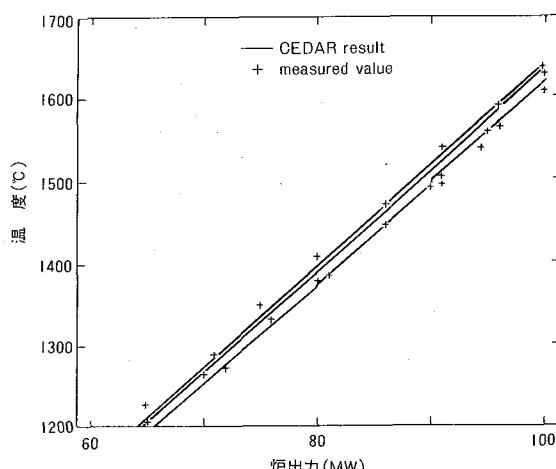


図2 常陽で照射された燃料の中心温度測定結果と計算値の比較

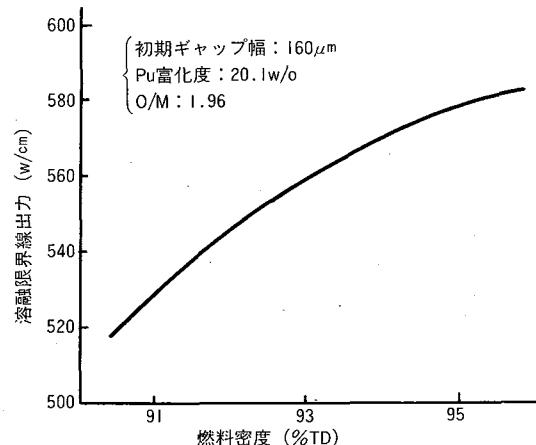


図3 燃料密度と溶融限界線出力

動を表現しうるモデルを組み込んだ燃料ピン挙動解析コードを媒介とする必要がある。動燃ではこのような目的のため、燃料ピン挙動解析コードCEDAR²⁾を開発して来た。本コードは燃料溶融限界出力試験結果により検証され、かつ図2に示すように高速実験炉「常陽」において実施された燃料中心温度測定の結果を極めて良く予測し、その有効性が証明されている²⁾。CEDARコードを用いて得られた燃料の溶融限界出力と燃料密度の関係を図3に示す。燃料密度の増加に伴い燃料熱伝導度が向上するため、溶融限界出力は増加する。この結果より、燃料溶融限界出力の観点からは高密度燃料が有利である。しかしながら、高密度燃料では燃料・被覆管機械的相互作用が増加するため、燃料密度として理論密度(T.D.)の92%程度が適当と考えられ²⁾、この条件下では溶融限界線出力として545W/cmが得られる。これに対してペレット及び被覆管の製作公差による溶融限界線出力の変動巾を3σレベルでCEDARコードを用いて評価すると、過出力係数1.1、出力分布誤差5%の条件下で、燃料要素の定格運転時許容線出力として430W/cmを採用することができると判断される。

さらに許容線出力を高めるためには、①溶融限界出力試験データを蓄積し、過剰な設計余裕を除去する、②新燃料の出力上昇計画を最適化する、③確率論的評価手法を導入することにより設計余裕を切りつめる、④中空ペレットを採用³⁾する等が考えられる。①に関しては、現在「常陽」での照射試験を計画中であり、②に関しては本研究の一環として検討を予定しており、③は評価手法の開発を含め今後長期的に取り組むべき課題であろう。④に関しては既に英國PFR炉、仏国フェニックス炉及びスーパーフェ

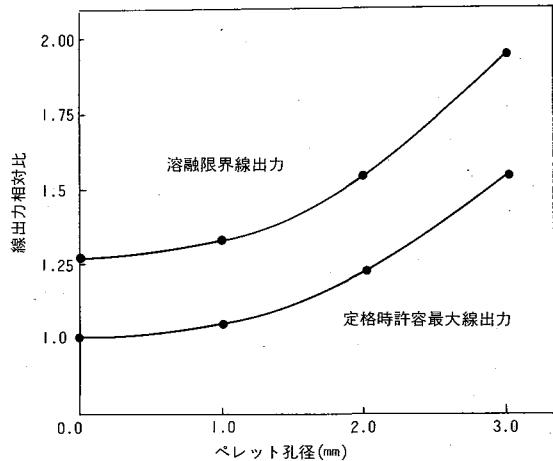


図4 中空ペレットの孔径と線出力

ニックスーI炉にて採用されており、図4に示すC-EDARコードの評価結果からも明らかなように許容線出力を上昇させるためには極めて有効である。ただし、ペレットの中空化を図るには、燃料製造等の燃料サイクルコストの検討及び燃料体積比の減少による燃焼反応度劣化の増加等炉心特性の検討などが今後の課題と思われる。

(2) 炉心材料のスエリング

炉心材料は、高速中性子照射によってスエリング及び照射クリープ変形が生じる。即ち燃料被覆管では、その外径増加は、スエリングと核分裂生成ガス(Xe及びKr)による内圧及び燃料・被覆管機

械的相互作用による照射クリープ変形によって生じ、ラッパ管では、スエリングと冷却材圧力による照射クリープ変形で生ずる。これらの被覆管、ラッパ管の変形は、燃料の寿命を決定づける重要な因子である燃料・被覆管機械的相互作用、燃料要素束・ラッパ管相互作用及び集合体間の相互作用と密接な関係があるため、燃料設計を進める上でその基礎となる中性子照射量とスエリングの関係について十分な検討が必要となる。

照射クリープについては、スエリングとその素過程が類似の機構によって生じると考えられ、スエリングと照射クリープの間には相関があることが実験的に認められているので、中性子照射量とスエリングの関係の検討は照射クリープの検討と同じ意味を持っている。

実証炉1号段階の炉心材料として考えられているオーステナイト系ステンレス鋼は、冷間加工度や材料組成によってスエリング特性が影響を受けることがわかっている¹⁾。動燃では、このような観点から、加工度や微量添加元素の最適化を図ることにより、耐スエリング性に優れた炉心材料の開発を進めている。実証炉1号段階での炉心材料のスエリング特性は現状の炉心材料の特性と今後の研究開発で期待される材料の改良の見通しを考慮に入れて設定する必要がある。図5に「常陽」及び「もんじゅ」燃料の照射試験によって得られた炉心材料のスエリング挙動を中性子照射量の関数として示す¹⁾。こ

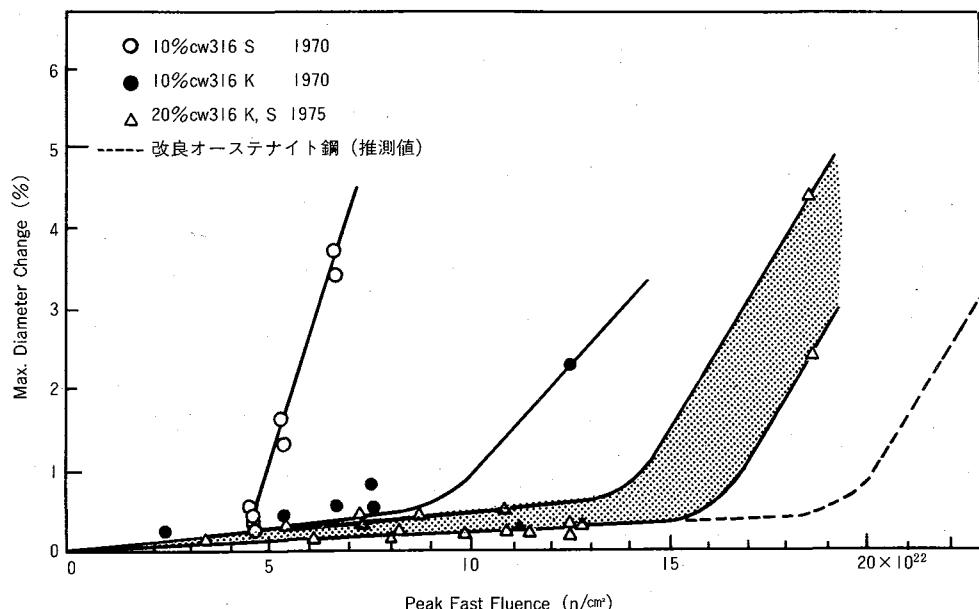


図5 被覆管の外径変化測定値と推測値

の図からわかるように、スエリングは潜伏期間と呼ばれる特定の中性子照射量をすぎると急激に増加する傾向を持ち、耐スエリング性はこの潜伏期間によってほぼ決定される。現時点までの研究開発によって、20%冷間加工 (CW)316ステンレス鋼ではスエリング潜伏期間が、 15×10^{22} nvt ($E > 0.1$ MeV)まで向上している。実証炉1号段階では、現在実施中のTi添加及びNi量の最適化による耐スエリング性の改良によって、スエリング潜伏期間を図5に併記しているように 19×10^{22} nvtまで改善することが可能との見通しを得ている。さらに炉外におけるイオン照射によるスエリングの測定結果からも、上記の潜伏期間は十分期待できると考えている。

3.2 燃料要素径と燃料寿命の関係の検討

FBR炉心は、その高増殖性ゆえに適度な燃料体積比をもつことにより、プラント寿命中燃焼による反応度損失を零に保つことも可能であり、従って、プラント寿命中燃料交換無しの炉心も原理的には可能である。しかし、高出力密度の下では炉心材料の寿命制限から、燃料寿命は3年以下に抑えられているのが実情である。実用段階で望まれる燃料寿命を満足する燃料材料の開発を進める一方、当面の実証炉1号段階では、現時点で見通し得る材料の範囲内で炉心設計の最適化を図ることが要求されるであろう。

このような観点から、炉心設計における主要目的ひとつである燃料要素径と燃料寿命の制限因子である被覆管のクリープ寿命、燃料要素束・ラッパ管相互作用、ラッパ管膨れの関係を定量的に把握し、仕様

表4 パラメータサーベイにおける標準炉心主要目

項目	仕様
原子炉熱出力 (MW)	2,600
運転期間 (EFPD/サイクル)	365
炉心型式	均質2領域炉心
炉心高さ (mm)	1,000
炉心等価直径 (mm)	3,390
軸方向ブランケット厚さ 上/下 (mm)	300/300
径方向ブランケット等価厚さ (mm)	307
炉心燃料交換方式	固定3バッチ分散方式
燃料ビン外径 (mm)	7.5
燃料ビン配列ピッチ (mm)	9.0
ラッパ管肉厚 (mm)	4.0
ラッパ管内対面間距離 (mm)	150.8
集合体配列ピッチ (mm)	165.8
制御棒本数 主系/後備系 (本)	18/6

選定にあたっての判断の一助にする目的に燃料要素径をパラメータとする検討を行った。

検討にあたっては、酸化物燃料を用いる均質炉心を対象とした。均質炉心と軸非均質炉心の間には、炉心特性の点で決定的な差はなく、下記の結果は大筋において軸非均質炉心にも適用できると考える。パラメータサーベイにおける標準炉心には、最近の大型炉設計研究の例として、表4に示す炉心を用いた。また、サーベイ時の条件として、ボロシティ/リング(燃料要素束稠密度)とバンドル圧損(燃料要素束部での冷却材圧損)は一定とした。

結果を図6、図7に示す。図6より、被覆管のクリープ寿命分数和は燃料要素径の増加と共に増加しているが、これはガスプレナム体積と被覆管肉厚を一定に保っているためであり、両者、とくに前者について最適化の余地がある。一方、燃料要素束・ラッパ管相互作用量及びラッパ管膨れ量は、燃料要素径の増加と共に減少する。標準炉心の7.5mmから8.5mmに太径化すると、燃料要素束・ラッパ管相互作用量はスペーサワイヤ径の約5倍(約5dw)から約2.3dwに、ラッパ管直径増加量は約2mm減少することが分る。これは、燃料要素太径化により炉心出力密度が低下し、図7に示すように中性子束が低下したためである。

燃料寿命制限因子の中で、燃料要素束・ラッパ管相互作用に対する設計上の制限値については、決定

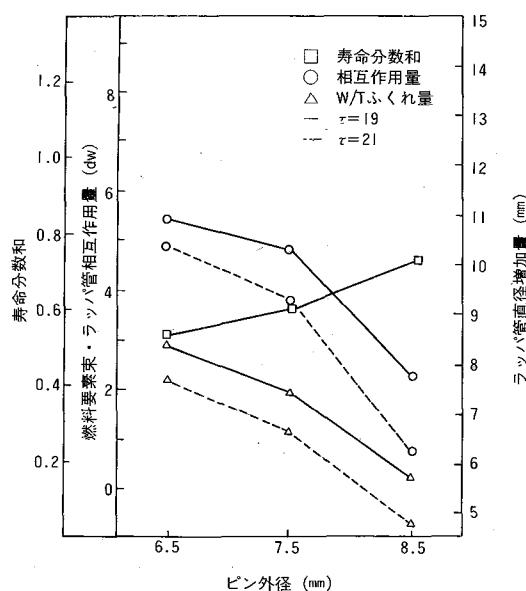


図6 寿命分数和、燃料要素束・ラッパ管相互作用量、ラッパ管ふくれ量の燃料ピン径依存性

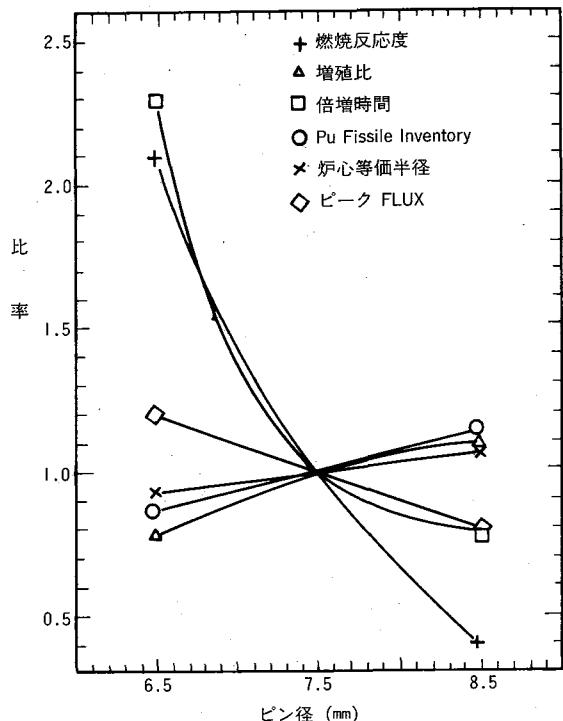


図7 炉心特性のピン径依存性サーベイ結果

的な数値が存在しないのが現状である。これまでの設計研究では、FFTF ドライバ燃料模擬集合体炉外バンドル圧縮試験⁴⁾で被覆管と被覆管が接触を開始した時点の相互作用量として得られた $2dw$ を制限の目安としてきた。

しかし、高燃焼の長寿命炉心設計を行うためには、上記燃料要素束・ラッパ管相互作用制限をできる限り緩和し、合理化する必要がある。そこで現在情報が得られている中で最も燃料要素束・ラッパ管相互作用が進行したと思われる照射済集合体⁵⁾について評価したところ、相互作用量の制限値を $3dw$ 程度まで緩和できるという見通しを得た。この値については今後の研究開発により検討を重ね、適宜見直して行く必要があるが、本検討では相互作用量の制限値として暫定的に $3dw$ を目安とした。

この新たな燃料要素束・ラッパ管相互作用量制限値を用い、3.1(2)で述べたスエリング式を用いると、燃料寿命3年を満足するためには、図6より燃料要素径を8.3mm以上に太径化することが望ましいことが判明した。

このように、本検討では燃料寿命の観点から、燃料要素径を太径化することが好ましいとの結論を得たが、この他に太径化の効果なし影響として以下のものがある。

①図7に示すように、燃焼反応度劣化が大幅に低減する。これは、太径化と共に燃料体積比を高めることにより、内部転換比が向上するためであり、制御棒設計が有利になる。

②炉心径、Puインベントリは図7に示すように増加する。

本検討は燃料寿命に焦点をあてたが、燃料要素径の選択にあたっては、炉心径に及ぼす影響及びその波及効果にも充分配慮する必要がある。

3.3 1次熱輸送系配管の健全性に関する検討

FBRの1次熱輸送系配管（以下、単に「FBR配管」という）の構造健全性については、一般に次のことがいえる。

① 配管の内部及び外部の環境条件は、共に材料にとって安定なものであるため、腐食に起因する破損の可能性は極めて少ない。

② 内圧が低いため自重等を含めても長期にわたって作用する1次応力が低いので、これらによって延性破壊、クリープ破断等が生じる可能性は極めて少ない。

③ 相対的にいえば、エルボのような応力集中部における熱膨張応力、熱応力等による疲労（クリープ疲労）破損が最も注意すべき破損様相であるが、この破損様相に対しても特に注意した厳格な設計基準に拠る限り、設計条件の下でこれが生じるとは考えられない。

④ 仮に上記③の破損が生じたとしても、それは肉厚を貫通した疲労き裂による冷却材の漏えいという形態をとる。この場合、配管の内圧が低いために、肉厚貫通時点又はそれ以前のき裂から急速な伝播型破断が生じる恐れがないので、漏えい先行型破損（Leak before Break）の様相が確保される。

このようにFBR配管は高い健全性を有していると評価されるが、安全評価においては工学的安全施設等安全設備の設計の妥当性を確認するという評価目的のための事故想定のひとつとして原子炉冷却材バウンダリ配管の破損が想定される。

軽水炉では、配管破損の想定に当って、内部流体エネルギーにより配管を分類し、中エネルギー流体系配管の破損規模については長さが $D/2$ 、幅が $t/2$ のスリット状の漏えいき裂を想定し、内部流体は開口面積が $Dt/4$ の円孔から流出するものとするという考え方がある。ここに D は管の直径、 t は管の厚さである。また、中エネルギー流体系配管とは、プラントの通常出力運転時

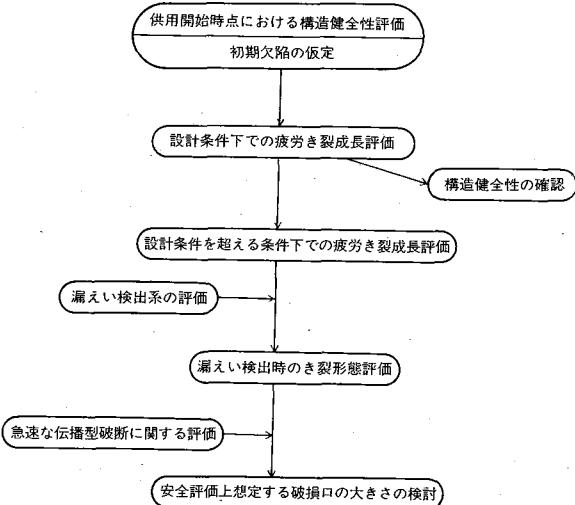


図8 構造健全性評価の流れ図

に、(イ) 運転温度が95°C以下で、かつ(ロ)運転圧力が20kg/cm²g以下の配管系をいう。なお、この区分における(イ)項は、内部流体を水として減圧沸騰による破壊エネルギーの供給を考慮し、その温度が大気圧における沸点を超えるか否かを、区分の基準としたものと考えられる。従って、内部流体が液体ナトリウムの場合は、(イ)項は支配因子にならないと考えられる。原型炉段階の安全評価上の配管破損の想定において、このような軽水炉の考え方を参考されている。

実際には、軽水炉の中エネルギー一流体系配管の破損想定規模Dt/4は、FBR配管の使用条件に照らした場合、保守的評価となっていることが考えられる。そこで、配管破損の想定規模をより合理的にするために、図8の流れに従って、破壊力学的検討を行っている。ここでは、図8における「設計条件を超える条件下での疲労き裂成長評価」の部分について検討してみる。

(1) 漏えいき裂長さ

管壁に深さが厚さtの1/4、長さが3tの半だ円形表面き裂が存在するものと仮定して、繰り返し応力による疲労き裂の成長を評価プログラムFRAMSAP⁵⁾を用いて解析すると、図9のようになる。図9は繰り返し応力場が膜応力場から曲げ応力場((A)→(E))に変化すると共に、壁厚貫通時のき裂長さが大きくなることを示している。これを、壁厚貫通き裂長さの応力場依存性として見ると、図10に実線で示すようになる。これに対して、仮定する初期き裂の寸法

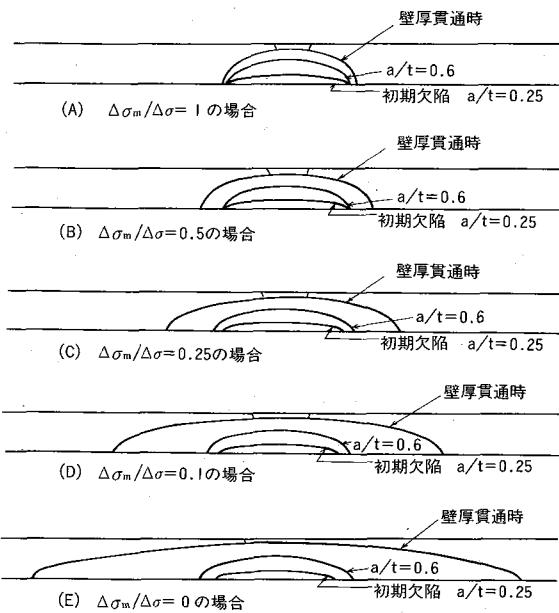


図9 き裂成長に伴うき裂形態の変化

記号	初期欠陥寸法	
	深さ a_0	半長さ b_0
○	$t/4$	$t/4$
△	$t/4$	$0.75t$
□	$t/4$	$3t$
◇	$t/2$	$1.5t$
▽	$t/8$	$1.5t$

{ 深さ $a_0 = t/4$
半長さ $b_0 = 1.5t$

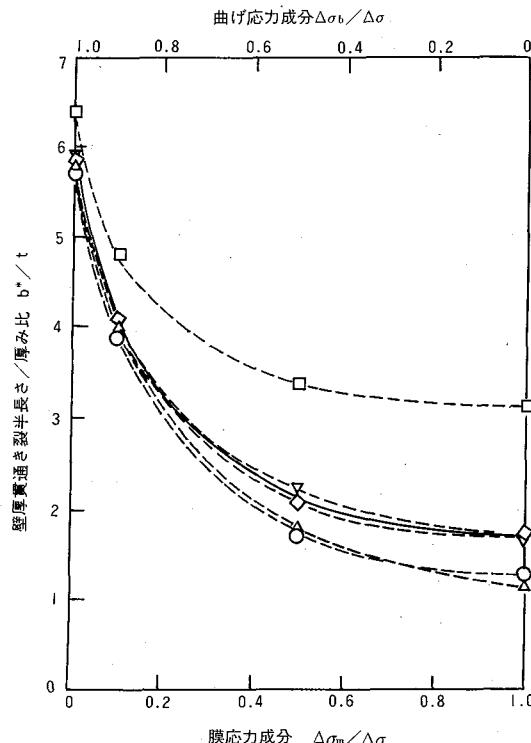


図10 壁厚貫通き裂長さの応力場依存性

を変えて解析して見ると、図10に破線で示すようになり、曲げ応力場の下では、初期き裂寸法が多少違っても壁厚貫通き裂長さは余り変わらないことが知られる。

ところで、FBR配管の応力条件を考えてみると、注目すべきエルボ部については曲げ応力が主体となっている。そこで、配管における壁厚貫通き裂長さ ℓ （同半長さ b^* ）を考えるときに、曲げ応力場を主体に考えるものとすれば、図10から

$$\ell = 2b^* \approx 12t \quad (b^* \approx 6t) \quad (1)$$

程度と考えられる。

(2) 漏えいき裂幅

長さが ℓ の軸方向壁厚貫通き裂を有する直径Dの円筒が内圧Pを受ける場合のき裂中央の開口量 δ の概略値は、中央き裂を有する平板モデルの解析結果に曲率効果を考慮することにより次式で表わされる。

$$\delta = \frac{4\ell M}{E} \cdot \frac{PD}{2t} = \frac{2\ell MPD}{Et} \quad (2)$$

ここに、Eは縦弾性係数、Mは形状係数であって

$$M = 1.6 + 0.29\lambda,$$

$$\begin{aligned} \lambda &= \sqrt{12(1-\nu^2)} \cdot \frac{\ell}{2} / \sqrt{\frac{Dt}{2}} \\ &= 1.29\ell / \sqrt{Dt} \end{aligned} \quad (3)$$

と表わされる。

さらに、式(2)を式(1)及び(3)を用いて表わすと、次式が得られる。

$$\delta \approx \frac{24P}{E} \cdot \left(1.6 \frac{D}{t} + 4.5 \sqrt{\frac{D}{t}} \right) \cdot t \quad (4)$$

(3) き裂開口面積

長さが ℓ で中央部の開口量が δ であるき裂の開口形状を円弧の組合せとして開口面積Sを評価すると

$$S = \frac{2}{3} \pi \ell \delta \quad (5)$$

となる。

(4) FBR配管の漏えい口

上述の評価式を用いてFBR大型炉の1次熱輸送系配管各部について漏えい口の大きさを評価すると、表5に示すとおりとなり、いずれの場合もき裂開口面積は1cm²をかなり下回っている。

配管破損口の想定にあたっては、上述の主配管に関する評価の他に接続される小口径配管についても別途評価する必要があるが、主配管については開口面積を1cm²程度とする破損想定が成立するものと考えられる。

3.4 クリープ疲労損傷評価法の合理化の検討

(炉容器液面近傍部構造での例)

原子炉容器の液面近傍では、軸方向に温度勾配が生じる。これが起動、停止、スクラム時等のナトリウム温度の過渡変化と相まって比較的大きな熱応力を発生させ、FBRの構造設計上留意すべき点の一つとなっている⁷⁾。

このため、原子炉容器壁に生じる熱応力を低減する観点から、従来、液面近傍部の特別な液位制御、原子炉容器壁の冷却または起動時の昇温速度の抑制など機器設計及び運転条件の面で特別な工夫がなされてきた。

FBR大型炉では、建設コストを低減する観点からオーバフロー系による液位制御に依存せず、サマルライナを取り付ける程度の簡素な原子炉構造の採用可能性を見極めることが重要である。

この場合、機器設計、運転条件及び技術指針の各方面からの検討が必要になる。即ち、機器設計の面から、熱応力と地震応力との均衡に留意した肉厚及び耐震支持方式等の最適化が必要であり、運転条件の面から、例えば起動時の昇温速度の影響を分析し、運転方法に設ける条件付けの検討が必要になる。一方、以下に記すように技術指針についてその裕度を検討し、必要な場合には技術指針自体の高度化を模索することが必要となる。

構造健全性の確認には、「高速原型炉第1種機器の構造設計指針」（以下「高温構造設計指針」という）を適用して、詳細な応力評価が行われる。「高温構造設計指針」では、設計の方法として、弾性解析による場合と非弾性解析による場合とが規定されているが、通常は弾性解析を用いた評価が行われる。ここで、弾性解析による評価では、非線型な材料又は構造物の挙動を線型解析である弾性解析結果に基づいて評価しているため、場合によっては評価結果が過度に保守的になることが考えられる。

表5 大型炉1次熱輸送系配管の漏えい口の評価

	大型炉1次熱輸送系配管		
	ホットレグ配管	クロスオーバレグ配管	コールドレグ配管
最高使用圧力 P kg/cm ²	2.0	2.0	8.0
外 径 D mm	1016.0	965.2	812.8
壁 厚 t mm	20.6	20.6	12.7
形状係数 M	2.24	2.26	2.16
漏えいき裂長さ ℓ mm	247.2	247.2	152.4
漏えいき裂幅 δ mm	6.74×10 ⁻²	5.97×10 ⁻²	1.93×10 ⁻¹
き裂開口面積 S mm ²	11.1	9.8	19.6

○材料	: S U S 304
○通常運転温度	: 500°C
○停止時温度	: 200°C
○容器上端温度	: 100°C
○I次荷重	
・内圧	: 0.6 kg/cm²
・死荷重応力	: 3 kg/mm²
○パラメータ	
・形状	: R/h = 80 ~ 167
・軸方向温度勾配	: $\Delta T/\ell = 0.1 \sim 0.3^\circ\text{C}/\text{mm}$
・Na昇降温速度	: $dT/dt = 5 \sim 50^\circ\text{C}/\text{hr}$
・液位変動	: 有無 (1 m)

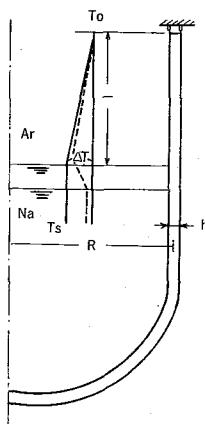


図11 原子炉容器液面近傍モデルと解析パラメータ

本研究では、原子炉容器液面近傍部を図11に示すようにモデル化し、まず、表6に表す12ケースについて弾性解析を実施した。

「高温構造設計指針」による弾性解析評価のうち、最も厳しい評価結果となったクリープ疲労損傷評価についての結果は、表7の左欄に示すとおりである。1例を除き、クリープ疲労損傷係数和 ($D_f + D_c$) は制限値 (≤ 1) を大幅に上まわっている。

この12ケースのうち、3ケースについて非弾性解析を実施した。非弾性解析によるクリープ疲労損傷評価結果は表7の右欄に示すとおりであり、弾性解析による場合に比較し損傷係数が非常に小さな値となっており、かつ制限値も満足している。

表6 原子炉容器液面近傍部の解析ケース

ケース番号	半径 R (mm)	肉厚 t (mm)	定格時 温度勾配 $\Delta T/\ell (\text{°C}/\text{mm})$	温度変化(注)		液位変動
				$\Delta T/dt$	昇温時、降温時	
CASE 1			0.2	F, F		
CASE 2				M, M		
CASE 3				S ₁ , S ₁		
CASE 4	4000	50	0.1	F, F		無
CASE 5				S ₂ , S ₂		
CASE 6				S ₁ , S ₂		
CASE 7				S ₂ , S ₂	有	
CASE 8	80		0.2	S ₂ , S ₂		
CASE 9	10000	60		S ₂ , S ₂	無	
CASE 10				S ₃ , S ₂	有	
CASE 11	4000	50		S ₃ , S ₂		
CASE 12			0.3	M, M		無

注) F=50°C/hr, M=25°C/hr, S₁=15°C/hr, S₂=10°C/hr, S₃=5°C/hr

これは、主として以下の理由によるものである。

- ①「高温構造設計指針」の弾性解析による評価では、疲労損傷係数 (D_f) を算出するためのひずみ範囲の計算において、極値状態での高温保持及び相対的に大きな弾性追従（応力の不均一分布と材料の非線形性とにより、応力集中部でのひずみが弾性計算値より大きくなる現象をいう）を想定している。液面近傍部では、図12に一例を示すように、高温保持は応力零の近傍であり、また、弾性追従がそれ程著しくない。
- ②「高温構造設計指針」の弾性解析による評価では、クリープ損傷係数 (D_c) を算出する際に、保持開始時（定格出力運転開始時）の初期応力として極値状態での応力を想定している。液面近傍部では、図12

表7 原子炉容器液面近傍部の弾性/非弾性解析によるクリープ疲労損傷評価

ケース番号	評価点(mm) (液面基準)	弾性解析評価				非弾性解析評価		
		Sn	疲労損傷係数	クリープ損傷係数	クリープ疲労損傷係数	疲労損傷係数	クリープ損傷係数	クリープ疲労損傷係数
CASE 1	-100	59.07	7.15	14.24	21.39	0.1194	0	0.1194
CASE 2	-100	49.59	3.80	10.14	13.93	—	—	—
CASE 3	-50	41.55	1.49	6.70	8.18	—	—	—
CASE 4	-100	62.62	8.71	15.85	24.56	—	—	—
CASE 5	-50	35.45	0.45	4.49	4.94	—	—	—
CASE 6	-50	30.51	0.89	5.56	6.45	—	—	—
CASE 7	-50	41.91	1.73	7.09	8.81	0.0372	0	0.0372
CASE 8	-100	39.70	1.12	6.09	7.21	—	—	—
CASE 9	-100	37.43	0.71	5.30	6.00	—	—	—
CASE 10	-50	45.96	2.48	8.22	10.70	—	—	—
CASE 11	-100	26.47	0.06	0.51	0.57	—	—	—
CASE 12	-100	47.13	2.98	9.06	12.04	0.0375	0	0.0375

注) 設計寿命 30年

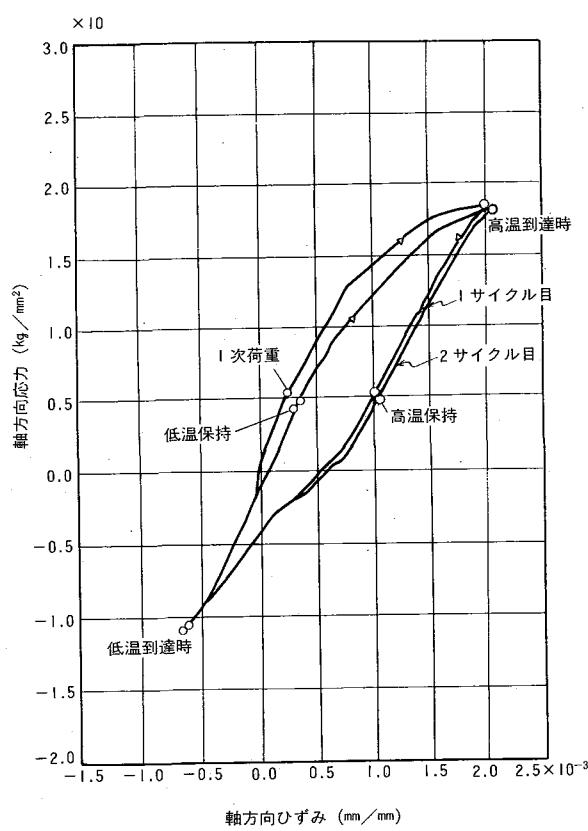


図12 軸方向応力-ひずみ曲線 ($L = -100\text{mm}$ 、外表面、Case I 非弾性解析)

に一例が示されるように、保持開始時の応力は極値でなく、零に近い。

この解析結果から、原子炉容器の液面近傍部に関して「高温構造設計指針」の弾性解析による評価は、弹性追従の程度及び高温保持の初期応力について著しく保守的であり、評価法に工夫の余地があると考えられる。このためにおきかえるべき評価法の策定及びその適用限界の見極めを、原子炉容器の液面近傍部位のみでなく、他の部位での評価と併せて実施する必要があり、61年度以降継続的に検討する予定である。

3.5 中間熱交換器の浮動支持による配管短縮

FBRは軽水炉に比較し運転温度が高い。このため、機器を接続する配管に加わる熱膨張負荷が相対的に大きくなる。また、高温部が材料のクリープ温度領域になり、許容できる熱膨張応力が相対的に小さくなる。これを考慮して、従来は図13に原型炉での例を記すように、多くのエルボを用いて配管に必要な柔軟性を確保し、熱膨張応力を抑制している。この結果、配管の引廻しが長くなっている。

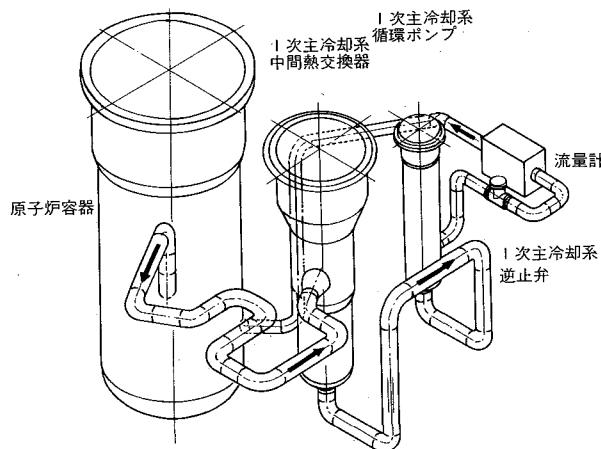


図13 原型炉における1次主冷却系配管

配管引廻し長さは、単に配管自体の物量ばかりでなく、支持構造物等の付属設備、建物容積、計装、しゃへい、空調設備などに直接間接に影響するので、特に1次熱輸送系配管について短縮が図られれば、その経済的效果は非常に大きい。

このため、FBRの実用化の方策のひとつとして、種々の配管短縮方式が提案されている。動燃でも、代表的な方式について、大型炉への適用性を見極める検討を進めている⁸⁾。

ここでは、PWRの1次主冷却系で採用されている機器浮動方式のFBRへの適用性についての検討を紹介する。

PWRでは、図14に示すように、蒸気発生器とポンプとを、両端にピン結合を有する支持脚を用いて浮動支持することにより、原子炉容器とこれらの機器とを結ぶ配管を一直線に近い単純なものにしている。

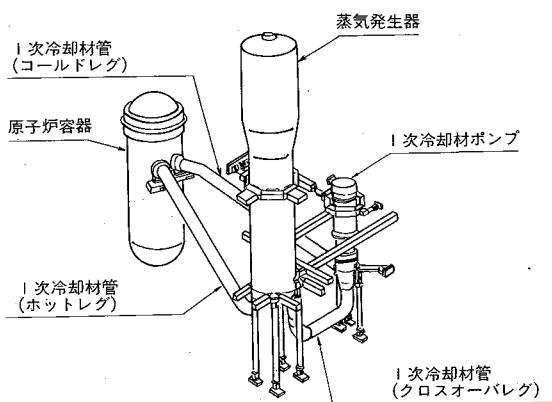


図14 PWRにおける機器浮動支持方式の適用例

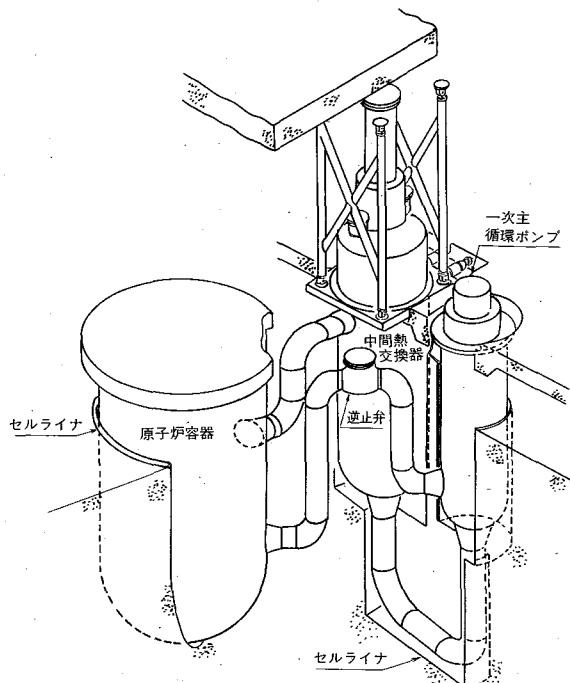


図15 機器浮動支持を用いたFBR 1次熱輸送系(概念図)

FBR大型炉について、中間熱交換器を浮動支持として配管短縮をはかった一例を図15に示す。原子炉容器と中間熱交換器とを結ぶホットレグ配管はS字型、また中間熱交換器とポンプとを結ぶクロスオーバレグ配管はU字型と、各々僅か2つのエルボを用いただけの簡単な構成となっており、これにより図13に示す従来の配管引廻し方式に比較し、1次熱輸送系配管の全長を数分の一に短縮しようとするものである。

この場合、FBRとPWRとで機器の相対的高さ配置、配管及び機器の肉厚、空間的制約等に差違があることに留意して、機器配置、配管引廻し、機器形状、支持方法等について、機器設計上の最適化をはかる必要がある⁸⁾。特に、熱膨張応力、熱過渡応力及び地震応力のバランスをとる配慮が肝要である。

一方、その成立性の見通しは、上記機器設計の結果に技術指針を適用して検討される。構造健全性を評価する技術指針では、しばしば、保守的評価結果が得られる簡易法が使用される。簡易法は時として適度に保守的な結果を与えることがある。このため、機器浮動支持方式の適用性を見極めるに際しては、機器設計上の最適化に加えて、技術指針における簡易評価法についても吟味し、必要な場合には技術指針自体の高度化をはかることが重要である。

以下に示すのは機器浮動支持方式の適用性に関する検討の一環として行った、エルボ部の構造健全性評価に係る技術指針についての検討例である。

(1) 応力係数法における捩りモーメントの取扱い

クロスオーバレグ配管の2個のエルボには中間熱交換器と主循環ポンプとの相対変位により捩りモーメント(T)主体のモーメントがかかる。この様子を図16に示す。通常の配管解析ではモーメントのベクトル和 $M = \sqrt{M_x^2 + M_y^2 + T^2}$ を用いて、エルボの応力強さ範囲 S_n を、 $S_n = C_2 M / Z$ にて求める。ここで、 M_x と M_y はエルボにかかる曲げモーメント、 C_2 は応力係数、 Z は断面2次モーメントである。しかし、捩りモーメント主体の荷重がエルボにかかる場合には、この方法では過大な応力強さ範囲を算出することになる。そこで、有限要素法による三次元弾性応力解析を種々のモーメント荷重について実施して検討した結果、エルボの応力強さ範囲の算出式として、 $S_n = C_2 \cdot \sqrt{M_x^2 + M_y^2} / Z + C'_2 \cdot T / (2Z)$ が適切であることが分った。ここで、 C'_2 は応力集中係数であり、詳細は今後試験による確認を要するが、現状では暫定的に1としている。

(2) 弹性追従の判定法

ホットレグ配管には両端の鉛直方向熱変位差、クロスオーバレグ配管の反力が中間熱交換器を介して伝わること等により熱膨張応力が生じる。この熱膨張応力について「高温構造設計指針」に規定されている熱膨張応力に関する弹性追従の判定法(簡易判定法)を適用すると、この熱膨張応力を一次応力として評価すべきとの判定に到ることがある。この応力状態について、簡易非弾性解析のひとつである

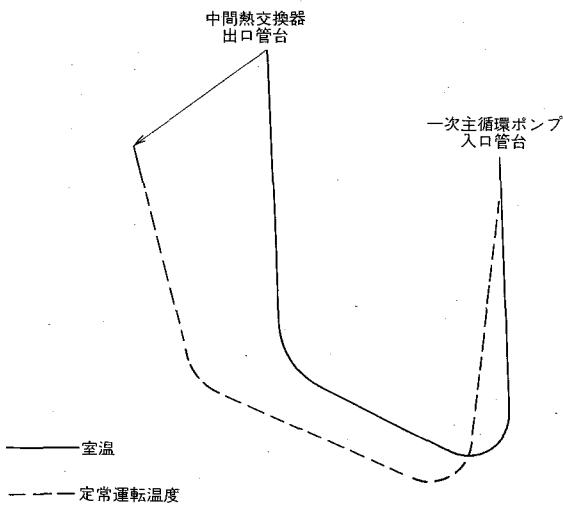


図16 クロスオーバレグ配管の変形図

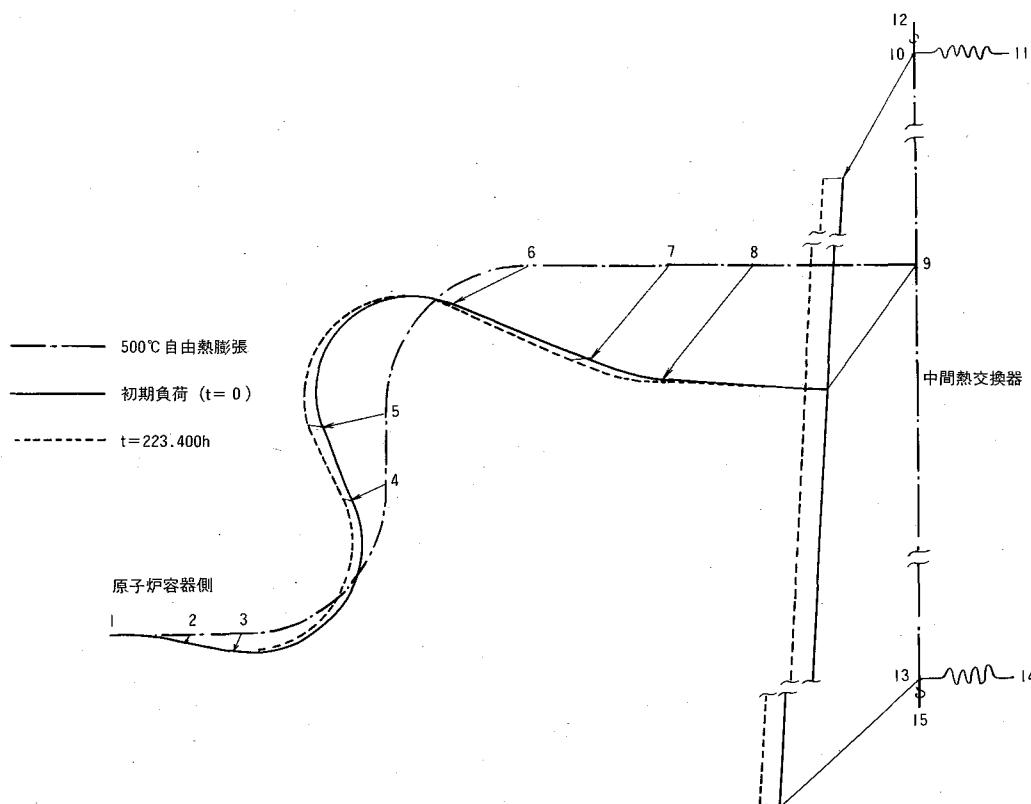


図17 ホットレグ配管の変形図

弾クリープ解析を実施した結果は図17のとおりであり、寿命中にある程度の変形が進行するがさほど著しいものではない。簡易判定法と弾クリープ解析の結果を比較検討した結果、現状の簡易判定法によれば比較的低温の条件では長時間のクリープ変形後に到達する曲げモーメント緩和の飽和値の設定が過度に保守的であること、及び応力の大きさが同程度の2個のエルボからなる配管系では2個のエルボで同時に進行する応力再配分を考慮する必要があることがわかった。

ここで記した検討は、機器浮動支持方式を例とした配管設計指針の検討であるが、その内容は、単に機器浮動支持方式の場合だけに限らず、他の配管短縮法を用いる場合にも有効なものと考えられる。

4. おわりに

今後共FBRの研究開発をナショナルプロジェクトとして推進するために関係諸機関の協調の場として、原電、動燃、電力中央研究所及び日本原子力研究所の4者が各機関で進めているFBRに係る研究開発の効率的な分担、運用及び関連する国際協力について協議、調整を行うことを目的とする高速増殖

炉研究開発運営委員会が昭和61年7月に設置された。

この委員会の技術部会の下で炉心燃料、安全、構造材料、耐震、システム機器などの技術分野について、今後の研究開発のニーズ、技術的内容等が協議されている。本研究の4分野、即ち炉心燃料設計、技術指針類（安全設計指針、構造設計指針、耐震設計指針）、原子力蒸気供給系及びその他の系統設備は上述の技術分野と対応するものといえる。

本研究が果たすべき役割をひとつの側面から表現すると、特定の技術分野で専門家（研究者、技術者）がまとめた成果を、より広い見地からその技術を活用しようとする設計技術者に対して、使いやすくかつ誤解のないように翻訳することといえよう。また原型炉における技術を大型炉のそれに翻訳するという側面もある。

全日本的な協調の時代に、このような翻訳の業がいささかでも役立てば幸いである。

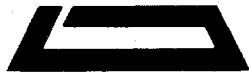
参考文献

- 1) 柴原 格：動燃技報 No.57 1986, No.3, P.20
- 2) T. Mizuno et al : International Conference on Reliable Fuel for Liquid Metal Reactors, Tucson, 1986, P.5-28

- 3) 甲野啓一他：原子力工業 32. 1986. No.10, P.61
- 4) R. J. Jackson et al., "Experimental Fuel Sub-Assembly Irradiation Experience in EBR-II", Int. Conf. Fast Breeder Reactor Fuel Performance, Monterey, 1979
- 5) D.F. Washburn and J.W. Weber, "FFTF Driver Fuel Experience", ANS Conf., Tucson, 1986
- 6) 岡林、一宮, 「疲労き裂成長評価プログラム FRAMSAP 5」, PNC, N 243, 81-07 昭和56年11月
- 7) 岡林、森下：原子力工業 31. 1985, No.3, P.64
- 8) 土屋毎雄他：原子力工業 32. 1986, No.11, P.65



技術資料



スクリュー式連続脱硝装置の開発

川戸 喜実

東海事業所転換技術開発部

資料番号：60-3

Design and Tests of the Screw Denitration Equipment
Using Microwave Heating

Yoshimi Kawato

(Conversion Technology Development Division,
Tokai Works.)

マイクロ波加熱直接脱硝法を採用した転換法の連続化を目的として、スクリューフィーダを応用した連続脱硝装置を開発している。同方式の概要、モックアップ機によるコールド試験結果、並びにウラン・プルトニウム混合転換への応用検討等開発状況について述べる。

Key Words: Uranium Conversion, Plutonium Conversion, Microwave Heating, Microwave, Direct Denitration, Continuous Denitration, Screw Denitration.

1. はじめに

使用済燃料を再処理して分離・精製されるプルトニウム及びウランを原子炉の燃料として再利用するためには、燃料製造に適した酸化物粉末を得る転換技術の開発が不可欠である。

そのため動燃事業団では独自に開発した、マイクロ波加熱直接脱硝法（以下「MH法」という）による硝酸プルトニウム・硝酸ウラニル混合溶液の転換技術開発を混合転換技術開発試験設備（以下「2kg MOX設備」という）、プルトニウム転換技術開発施設（以下「10kg MOX施設」という）にて進めている。また、再処理で回収される回収ウラン（UO₃粉末）を有効的に再利用するため、ペレット製造に適したUO₂粉末へ転換する技術においても、MH法が利用されている。

MH法の特徴として以下のことが挙げられる。

- (1) 粉末の活性度が良好でペレット製造に適している。
- (2) 廃液及び廃気発生量が少ない。
- (3) プロセスが簡単なため、運転・保守が容易である。

る。

MH法による上記設備で得られた粉末は、「ふげん」及び「常陽」用燃料原料粉の一部として供給している。

しかし、2kg MOX設備及び10kg MOX施設に採用されているマイクロ波脱硝設備はバッチ式であり、将来の大量処理あるいは製品粉末の安定化等のニーズに対応させるためには、設備・装置の連続化・コンパクト化を図ることが好ましい。そこで3ton UO₂/年規模のターンテーブル方式による連続脱硝試験設備を設置し、回収ウランを用いた転換試験を行い、連続脱硝の見通しを得ることができた。しかし、グローブボックス内での操作性、保守性等を向上させるためには、今後さらに装置・設備の自動化、構造の単純化等を図る必要がある。そのためスクリューフィーダを応用したスクリュー式連続脱硝試験装置を設計・製作し、モックアップ試験を実施している。

今回、設計・製作したスクリュー式連続脱硝試験装置は、回収ウランの有効利用を図った40ton UO₂/年規模のウラン転換施設の設計に反映させるものである。

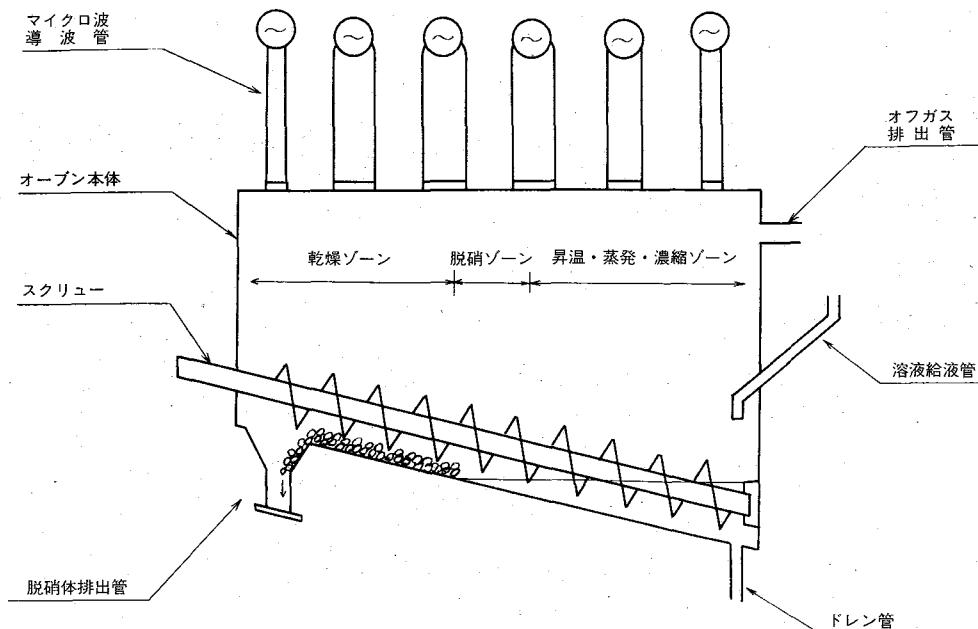


図1 スクリュー式連続脱硝試験装置概略図

ターンテーブル方式による連続脱硝技術については既に本報（No.56 1985. 12）で紹介しているため今回はスクリューフィーダ方式による連続脱硝技術について述べる。

2. スクリュー式連続脱硝装置の開発

2.1 装置の概要と特徴

スクリュー式連続脱硝試験装置（以下「本装置」という）の概略図を図1に示す。

本装置は脱硝オーブン本体に溶液給液管、脱硝体排出管、マイクロ波導波管、オフガス排出管及びスクリューが接続された構造となっている。

処理方法として、給液口より原料溶液（今回の試験では、模擬物質として硝酸セリウム溶液を使用した）をオーブン内に給液・保持する。また、オーブン内保持液量の調整はオーブン全体に傾斜角度をつけることで調整する。スクリューは、溶液の攪拌、乾燥ゾーンでの粗碎及び脱硝体の移送を行う。溶液を保持した後、マイクロ波を印加し、昇温・蒸発・濃縮・脱硝へと反応を進める。保持溶液が脱硝可能な濃度までに濃縮され、脱硝反応を開始すると溶液を連続供給する。脱硝反応に伴い、スクリューの回転により被加熱物はスクリュー軸方向へ移動し、昇温・蒸発・濃縮ゾーン、脱硝ゾーン、乾燥ゾーンの各反応ゾーンを形成する。また脱硝体は、排出管より排出される。一方、オーブン内で各反応により発

生するオフガス（NO_x等）はオフガス排出管より排気される。

以上が本装置の構造と機能の概要である。

ターンテーブルを用いた連続処理方式でも連続的な大量処理が可能であるが、この方式の難点として駆動部が多く構造・機能が複雑である等が上げられる。

本装置の開発により、上記の難点が解消することが期待できる。

2.2 スクリュー式連続脱硝試験装置の製作及び試験

本装置の設計において留意すべき点は、所定の処理能力に対していかに装置を小型化し、構造を単純化できるかという点であり、これにより、グローブボックス内での操作性・保守性が向上する。

そこで表1に示す設計条件で装置を設計・製作し、以下の試験を実施した。

- (1) マイクロ波吸収効率測定試験
- (2) 処理能力確認試験
- (3) 性能確認試験

また、パラメータとして以下の項目等を設定した。

- (1) 溶液保持液量
- (2) スクリュー軸傾斜角度
- (3) スクリューとトラフ間のクリアランス
- (4) 溶液濃度

表1 設計条件

項目	条件
(1) 原料	硝酸ウラニル溶液を想定
(2) ウラン濃度	400gU/l
(3) 酸濃度	0.1N
(4) ウラン濃縮度	1.6w/o
(5) 処理能力	5kgU/hr 以上

(5) スクリュー回転数

2.3 試験結果

2.3.1 マイクロ波吸収効率測定試験

マイクロ波吸収効率測定は、水を被加熱物とし、スクリュー軸傾斜角度、及びオープン内保持液量をパラメータとして、マイクロ波を定格出力で一定時間照射し加熱する。この加熱された水をドレン口から回収し温度を測定し吸収効率を算出した。

その結果を図2、図3に示す。これらの結果から以下のことを確認した。

- (1) 溶液保持液量一定である場合、トラフ傾斜角度によるマイクロ波吸収効率の差は見られない。

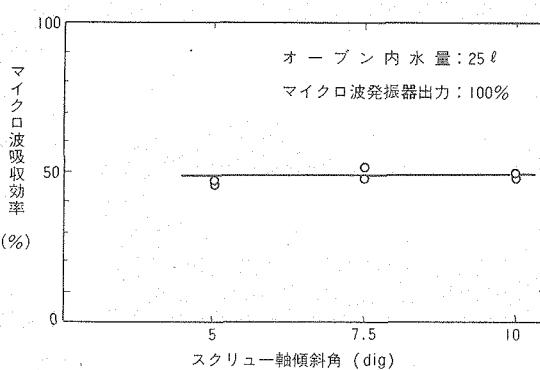


図2 マイクロ波吸収効率測定結果

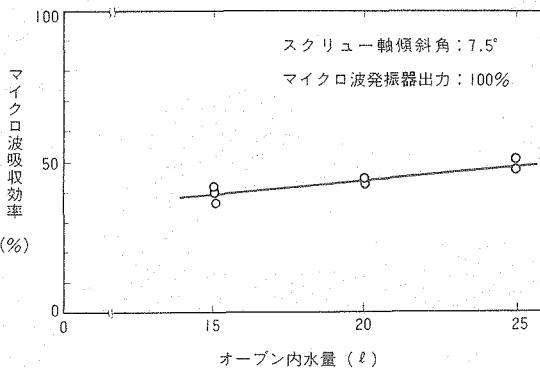


図3 マイクロ波吸収効率測定結果

(2) 溶液保持液量によりマイクロ波吸収効率は変化

し液量が多いほど効率が大きくなる。

(3) 水の最大マイクロ波吸収効率は、溶液保持液量25lのとき50%が得られた。

2.3.2 処理能力確認試験

セリウム濃度、マイクロ波出力、スクリュー回転数等を相関的に変化させ処理状態の確認を行った。

図4にセリウム濃度1.6mol/l、出力23kW、回転数2rpm、溶液保持液量25lの条件における結果を示す。これらの結果から以下のことを確認した。

- (1) 試験開始後2~3時間でオープン内溶液が乾固しスクリューに付着し始めた。乾固が始まってから10~20分で生成物の排出が始まる。さらに定常的に乾固物が排出されるのに45~60分程度かかる。以上から本装置の定常状態到達時間は運転後3.5~4.5時間かかることがわかった。
- (2) 生成された乾固物の大きさは、スクリューの回転数に依存し、速いほど小さくなる。なお、回転数3rpmのときの生成物を写真1に示す。

2.3.3 性能確認試験

設計条件にて装置が連続運転可能であることを確認するため連続52時間の運転を行い、スクリューモータ軸トルクの変動及び乾固物排出状態を確認した。

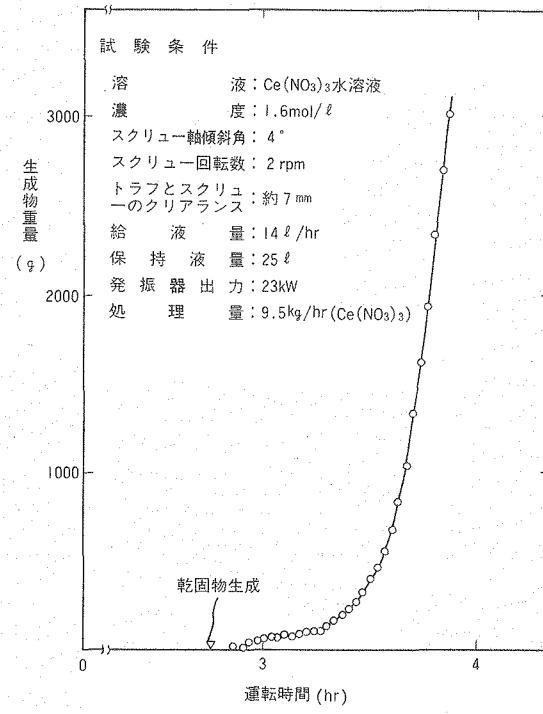


図4 生成物重量測定結果

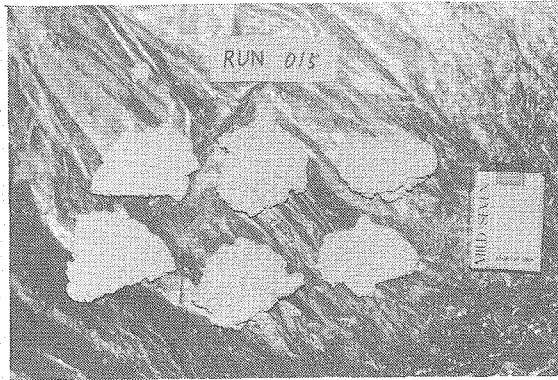


写真1 生成物 (3rpm)

その結果、図5に示すように乾固物排出量に若干変動があるものの運転上問題ないことを確認した。またトルクの変動についても、排出量に伴いトルク値も上昇するが、最大14kg・mであり装置上問題となる値ではなかった。

3. おわりに

スクリュー式連続脱硝試験装置を試作し、硝酸ウラニル溶液の模擬物質として硝酸セリウム溶液を用いて連続脱硝試験運転を実施した結果、ほぼ設計時に予測した性能が得られることを確認した。この結果と従来の実績から、本装置による硝酸ウラニル溶液の連続脱硝が可能であると判断できる。

今後の計画としては、セリウム試験を継続し、その後硝酸ウラニル溶液を用いたウラン脱硝試験を予定している。またウラン試験では、セリウム試験で得られた結果の実証試験、ペレット適用性についての粉末物性試験及びペレット製造試験等を予定し、実機(40ton UO₂/年転換施設)設計へ反映させて行く。

本報告は、回収ウラン転換用として開発した連続脱硝試験装置について述べたものであるが、プルトニウムの連続脱硝技術開発においても、ウランと同じスクリュータイプによる連続化を図るために、プルトニウム連続脱硝技術開発試験設備の設計・開発を計画している。

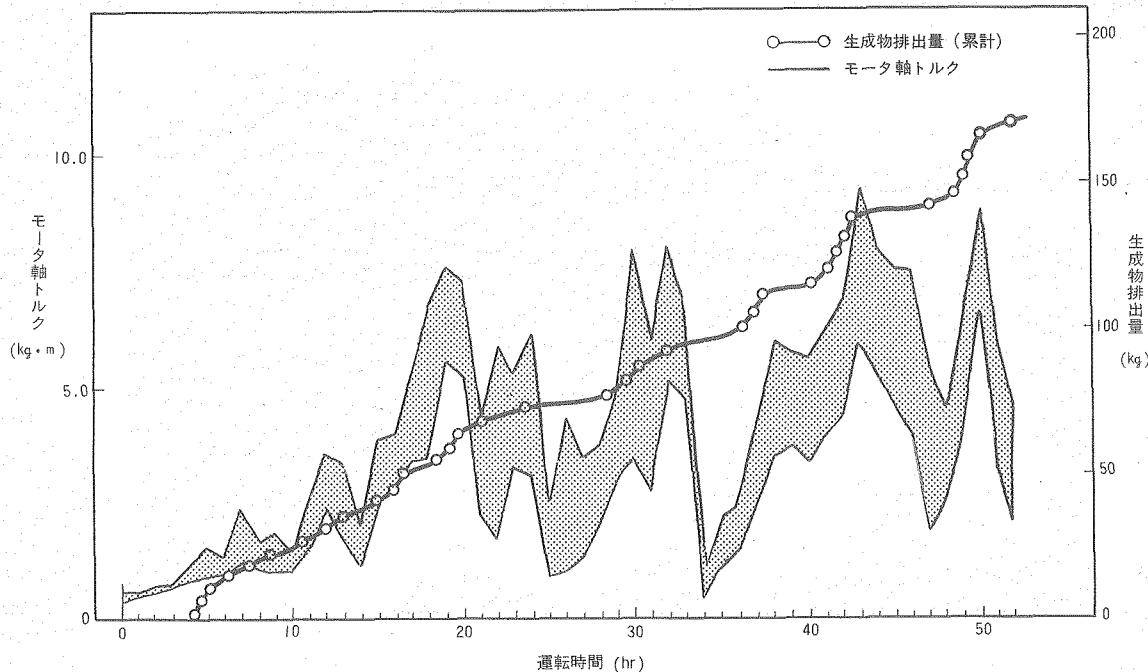


図5 連続試験結果



炉内燃料移送機 ガスブローダウン試験

佐藤 和二郎 村松 寿晴 上出 英樹
村上 隆典 前川 勇

大洗工学センター 安全工学部

資料番号：60-4

Effect of Gas Blow-down in In-vessel Fuel Transfer Machines

Kazuziro Sato Toshiharu Muramatsu Hideki Kamide
Takanori Murakami Isamu Maekawa
(Safety Engineering Division, O-arai Engineering Center.)

燃料交換機類の環状流路への放射性カバーガスの上昇を抑制するのに必要なブロードン流量を、適切な裕度で評価できるようにするために、実寸大環状流路模型による実験および汎用多次元熱流動解析コードCOMMIX-PNCの質量輸送モデル(MT Ver.)の開発を行った。これらにより、従来の実験判定式は約2倍の保守的な評価結果を与えることが明らかにされ、「もんじゅ」のアルゴンガス系設備により、適切な裕度をもってブロードンできることが評価された。

Key Words: Fuel Transfer Machine, Annulus, Radioactive Cover Gas, Blow-down, Argon Gas, COMMIX-PNC, Mass Transfer, Monju.

1. 緒言

燃料交換時に原子炉容器上部に据付けられた機器のしゃへいプラグ貫通部(環状流路)には、軸方向温度分布($\Delta T \approx 120^{\circ}\text{C}$)により自然対流が発生する。この自然対流は炉容器内の放射性カバーガスを燃料交換機類の内部へ輸送する。機器内部へ混入したカバーガスは新鮮アルゴンガスと置換され、気体廃棄物として原子炉外へ排出される。高速増殖炉「もんじゅ」ではこの気体廃棄物中の放射性物質量の削減を図るため、しゃへいプラグ上部から新鮮アルゴンガスを吹き込み、上記の自然対流の発生を抑制する。本研究はこの吹き込み(ブロードン)効果に対する軸方向温度分布の影響を実験的に解明し、環状流路へのブロードン流量を適切な裕度で評価する手法を開発したものである。

2. 実験装置

図1に実機の炉内燃料移送機の代表的な環状流路部を実寸大で模擬したブロードン試験装置を示す。装置の作動流体にはブロードアで送風する空気を用いている。装置には環状流路の軸方向、周方向および径方向の詳細な温度分布を測定するために、総数171本の熱電対を設置した。環状流路への加熱容器内流体の上昇は、容器にトレーサガス(Xe)を注入し、流路から採取した作動流体中のトレーサガスの濃度を分析して確認した。

3. 実験結果

銅加熱板表面温度および軸方向温度差を、それぞれ実機燃料交換時に相当する 200°C および約 120°C とし、ブロードン量を定格流量 $0.1\text{ m}^3/\text{min}$ の $20\sim 300\%$ の範囲で変えて、環状流路の温度分布特性およびト

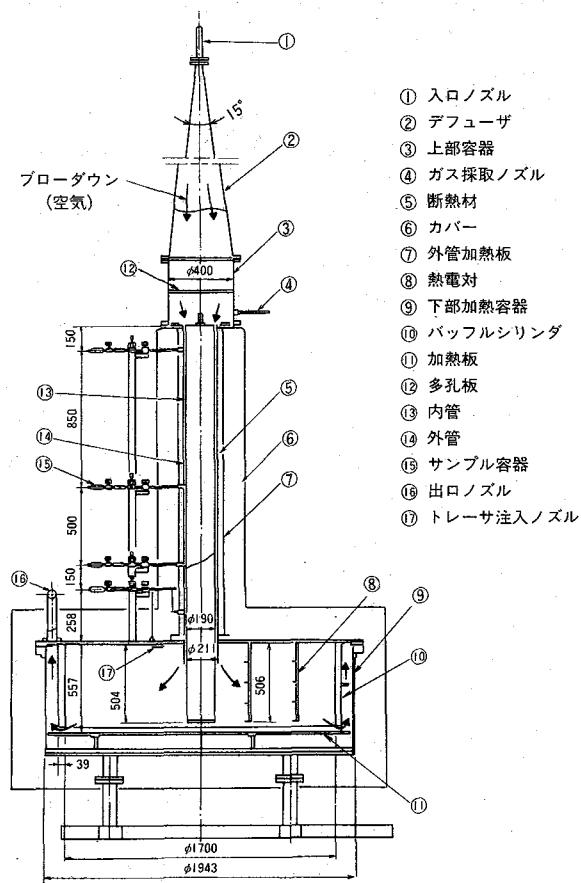


図1 ガスブローダウン実験装置

レーザガス濃度を測定した。図2に一例として、ブローダウン流量 $0.05\text{m}^3/\text{min}$ （実機定格流量の50%）、外管加熱量 64.2W/m^2 における周方向温度分布測定結果を示す。この図から周方向温度分布はサイン波形状を呈し、ブローダウン流の下流側になるほどその振幅が増大していることがわかる。外管の加熱量は周方向一様であるので、この温度分布はブローダウン流れの周方向不均一性に基づくものである。周方向温度分布と軸方向温度勾配との関係を調べると、流れの不均一性をあらわす周方向温度分布は、流路の全長にわたる温度差に対するよりは、局所的な軸方向温度勾配に依存することがわかった。

そこで、図3に軸方向温度勾配による流れの偏流（自然対流効果）と、ブローダウンによる強制対流効果との平衡条件をあらわすパラメータとして、勾配グラスホフ数〔Gr*〕およびレイノルズ数〔Re〕を用い、流路内のトレーサガス濃度分析結果と比較した。これからトレーサガス検出の有無は、 Gr^*/Re の比により判定できることがわかる。 $Gr^*/Re > 10$ においては流路内をトレーサガスが上昇し、ブローダウン効果は期待できない。一方、 $Gr^*/Re < 10$ ではブローダウン流は、自然対流によるトレーサガスの上昇を十分抑制している。なお、 Gr^*/Re の値が判定値 $Gr^*/Re = 10$ の約 $\frac{1}{3}$ 以下となる領域(Gr^*/Re

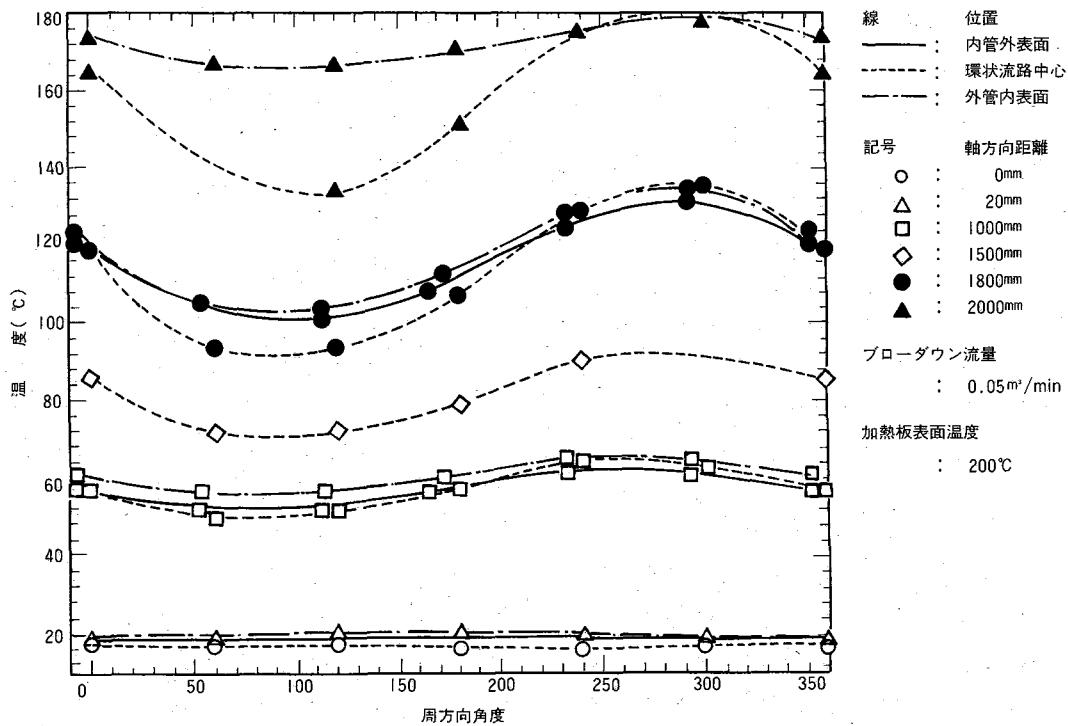


図2 環状流路の周方向温度分布

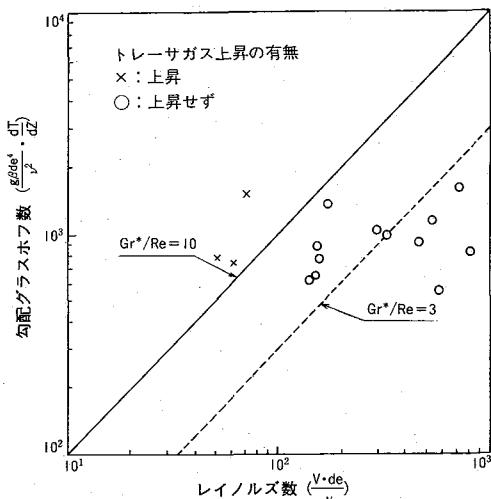


図3 ガスプローダウン効果に関する
Gr*数とRe数との関係

=3、図中の破線)までは、自然対流の効果を完全に無視できない。この場合、プローダウン効果の度合の詳細検討等に関しては、後述する解析手法などを用いた詳細な評価による確認が有効である。

4. COMMIX-PNC MT Ver. の開発

適切なプローダウン流量を任意の体系について定量的に評価できるようにするために、単相多次元熱流動解析コードCOMMIX-PNCに質量輸送モデルを追加したMT Ver.を開発した。このコードでは1次風上差分法と数値粘性効果を低減する高精度差分スキームのQUICK-FRAM法^{7)~9)}を用いることができる。図2に示した実験ケースの解析に用いたメッシュ分割および境界条件を図4に示す。メッシュ数は径方向22、軸方向81および周方向6で、計算総セル数は3558個となった。加熱壁の軸方向および周方向温度分布は、離散的に得られている測定値を内挿して与えた。また、内管壁は管内を真空としていることから断熱として取扱った。

図5に環状流路下端部の径方向流速分布計算結果を示す。流速分布は加熱壁側が浮力の効果により若干持ち上げられた歪んだ分布となっている。また、周方向の流れには平均流速0.18m/secに対して約±0.1m/secの歪みが生じているが、流路を逆流するまでには至っていない。したがって、自然対流の効果は無視できないものの、プローダウン効果は期待できる領域であることがわかる。これはトレーサガス濃度分析結果を裏付けるもので、定量的な濃度

分布比較でも計算値と実験値との一致は良好である。

一方、1次風上差分法とQUICK-FRAM法の比較では、両者の差は小さく、間隙の小さな環状流路体系では計算時間の短い風上差分法の方が有利であることがわかった。よって、実機解析は風上差分法を用いることができる。

5. 結 論

環状流路におけるトレーサガスの上昇はGr*/Reにより、以下に示すように分類できる。

- (1) トレーサガスが上昇する領域 : Gr*/Re > 10
- (2) トレーサガスが上昇しない領域 : Gr*/Re < 10

環状流路におけるプローダウン効果は、流路の軸方向温度分布にも依存するが、上記の(2)の条件を満たすことが必要である。

これに対して従来設計に用いられていた判定条件式^{1)~4)}は、本来局所的な流況とは関連性の薄い領域をも含む流路の全長にわたる温度差を用いて評価しているため、約2倍のプローダウン流量を必要とする保守的な結果を与える。

形状の複雑さなどから上記の判定条件式が適用できない体系や、プローダウンの継続による希釈効果の定量化（非定常濃度分布の評価）等に対する評価手法として、COMMIX-PNCに質量輸送モデルを組込んだMT Ver.を開発した。実験値と解析値の一致は良好であり、COMMIX-PNC MT Ver.によって環状流路部での希薄濃度物質の輸送現象を定量的に評価できる見通しを得た。

6. 謝 辞

本実験のトレーサガス濃度分析は実験炉部技術課で実施していただいた。ここに溝尾宣辰課長を始めとして、分析を担当された鈴木実主査研究員、飯島稔氏に謝意を表わす。また、計画と実施面で御協力いただいた動力炉建設運転本部原子炉二課 和泉啓課長、前田太志副主研、機械課 大貫康二副主研に謝意を表わす。

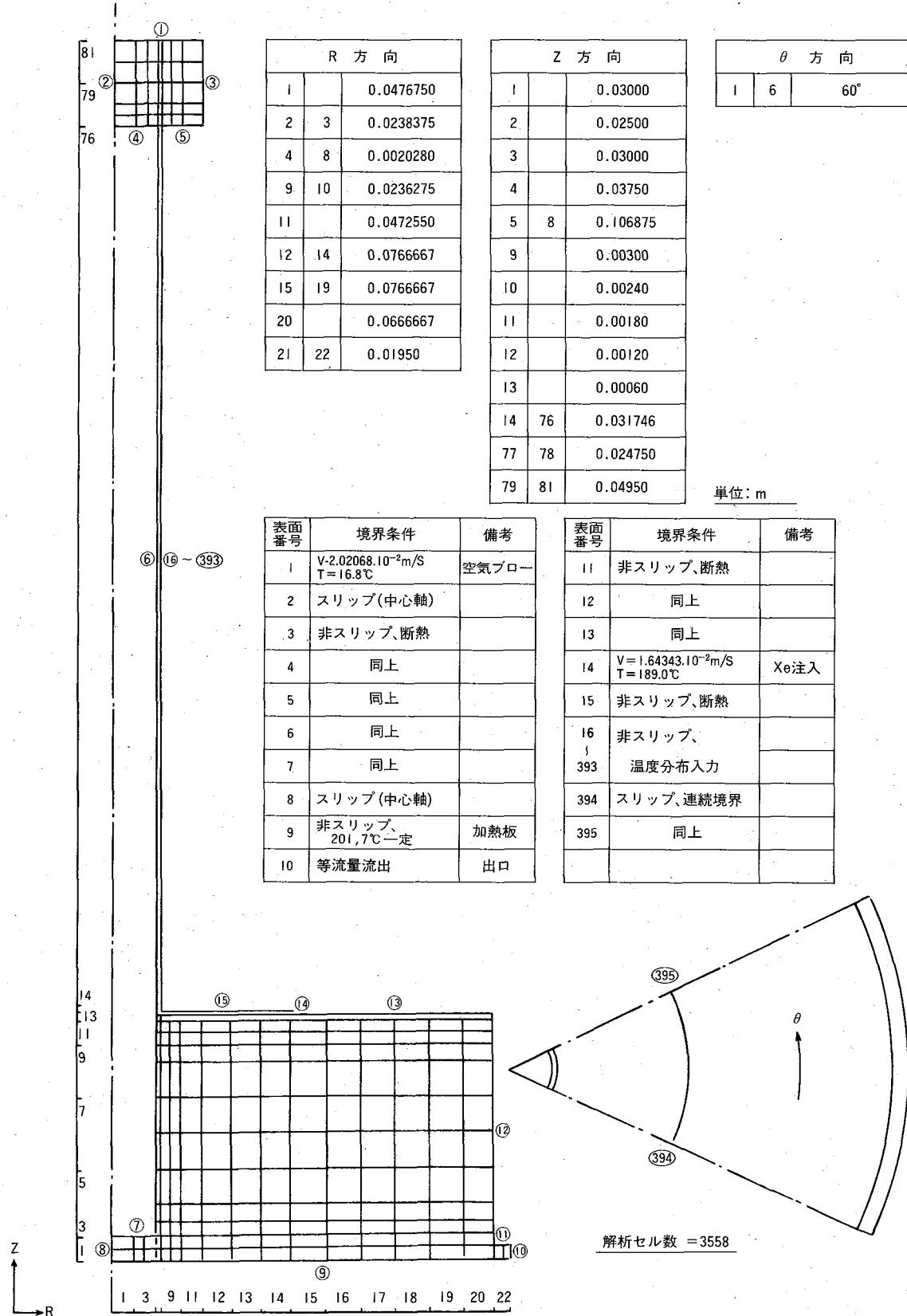


図4 実験解析モデルのメッシュ分割および境界条件

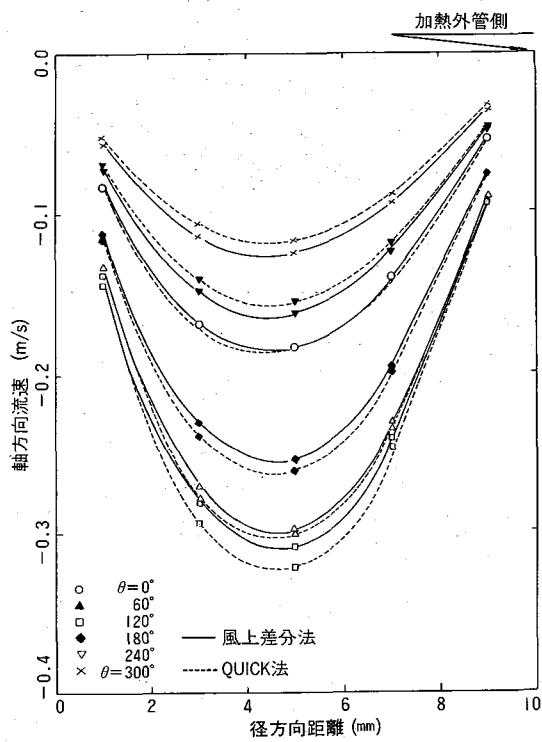


図 5 風上差分法とQUICK法による環状流路内軸方向流速分布の比較

参考文献

- 1) 島通恒、飯田精一、『制御棒駆動機構メカニカルシール開発試験』、PNC SJ-222 78-16(1978).
- 2) 飯田精一、村上陽一郎、他 5 名、『制御棒駆動機構メカニカルシール試験(II)』—気中耐久試験—、PNC SJ-222 79-13(1979).
- 3) 河野広、阿部義人、他 8 名、『制御棒駆動機構メカニカルシール試験(III)』—ナトリウム蒸気中耐久試験およびガスプローダウン試験—、PNC SJ-222 80-16(1980).
- 4) 中原崇文、『制御棒駆動機構メカニカルシールナトリウム中試験—ガスプローナトリウム中試験』、PNC SJ-222 81-15(1981).
- 5) H.Tanaka, et al., "Effects of Buoyancy and of Acceleration Owing to Thermal Expansion on Forced Turbulent Convection in Vertical Circular Tubes—Criteria of the Effects, Velocity and Temperature Profiles, and Reverse Transition from Turbulent to Laminar Flow", J. Heat Mass Transfer, Vol. 16, pp1267-1288(1973).
- 6) H.L.Greene, et al., "Effect of Fluid Viscosity on Combined Free Convection Flow Phenomena in Vertical Pipes," AIChE Journal, Vol. 16, No.6, pp. 1039-1047(1970).
- 7) 前川勇、二ノ方寿、『多次元伝熱流動解析コードの整備改良(II) タスク2: 数値拡散防止差分法の検討』、PNC N9410 86-022 (1985).
- 8) B.P.Leonard, "A Stable and Accurate Convective Modeling Procedure Based on Quadratic Upstream Interpolation", Comp Meth. in Appl. and Eng 19, (1979).
- 9) M.Chapman, "FRAM-Nonlinear Damping Algorithms for the Continuity Equation", J.Comp. Physics, 44 (1981)



ファインセラミックスによる 予熱制御システムの開発

小貫 修

大洗工学センター機器構造開発部

資料番号：60-5

**Development of Preheating Control System by
Fine-Ceramics**

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

高速増殖炉（FBR）の経済性を高めるため、冷却材ナトリウムの凝固防止等に用いられる（FBR特有の）予熱設備の合理化の一環として新素材と言われるファインセラミックス（チタン酸バリウム）素子を温度調節器として用いた予熱制御手法の開発を行った。

セラミックス素子の単体動作試験及び予熱システムとして温度制御試験を実施した結果、制御性、信頼性が高く、FBRへの適用見通しが得られた。また、本法を採用することによって予熱制御システムにおいて、大幅な物量削減、合理化の図れることが明らかになった。

Key Words: FBR, Preheat, Fine-Ceramics, Preheating Control.

1. 緒言

FBRにおいては、ナトリウムの凝固防止或いは熱衝撃緩和のために配管機器類の予熱を必要とする。予熱に係わる設備は、ナトリウムを冷却材に用いるFBR特有のもので軽水炉と比較すると原子力発電所の建設費を押し上げる諸要因の一つとも見られ、合理化によるコスト削減が望まれる。

予熱とは機器や冷却系内にナトリウムを充填する前に系を200°C程度に昇温することをいう。予熱の方法としてはN₂ガス或いは液体を熱媒体に用いる方法と、電気ヒータを被加熱部に取付ける方法が一般に採用される。特殊な場合には誘導加熱方式が用いられることがある。ガス予熱は原子炉容器のような大型機器に使用する例が多く、高速実験炉「常陽」では原子炉容器、1次主系統の配管、機器にガス予熱方式が採用されている。電気ヒータによる方法は、適用範囲が広く、機器・配管を問わず比較的容易に

設置でき、また必要容量のヒータを確実に布設できる利点をもっている。しかし、この方法はヒータブロック毎にヒータ電源及び温度制御回路等の設備を設ける必要があり、原子炉系及び冷却系統全般を含めるとその設備の対応はかなりのものになる。これらを合理化し設備コスト削減が可能ならば、FBRの建設費低減に寄与できると考えられる。

本稿では、電気ヒータを用いた予熱設備に関して物量の削減を目的に、温度制御にファインセラミックス素子を用い、予熱システムの合理化を目指して検討、試験を行った結果について報告する。

2. 電気ヒータ方式による従来型予熱システム

電気ヒータを用いた従来型予熱システムを図1に示す。これは30MWeクラスのFBR 1次系における設計例で、ヒータ、熱電対、予熱制御装置、ヒータの電源（入力）を調節するサイリスタ或いは電磁

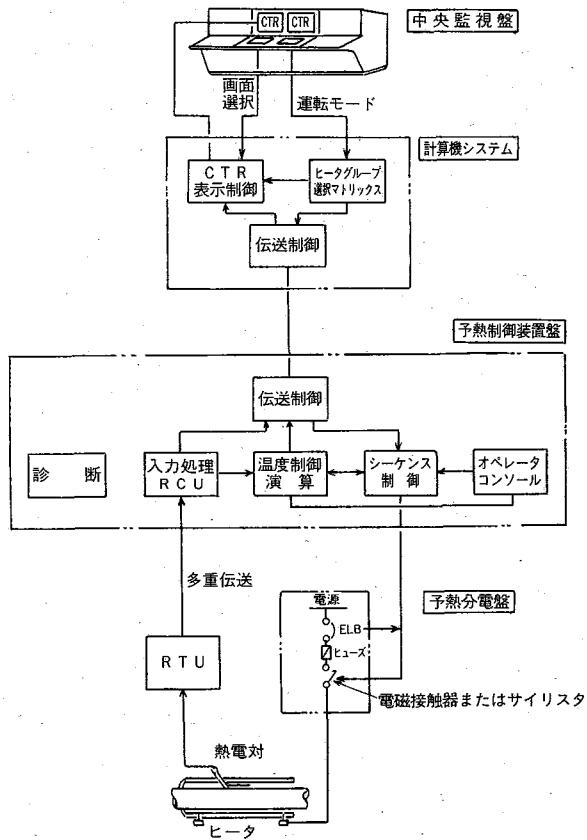
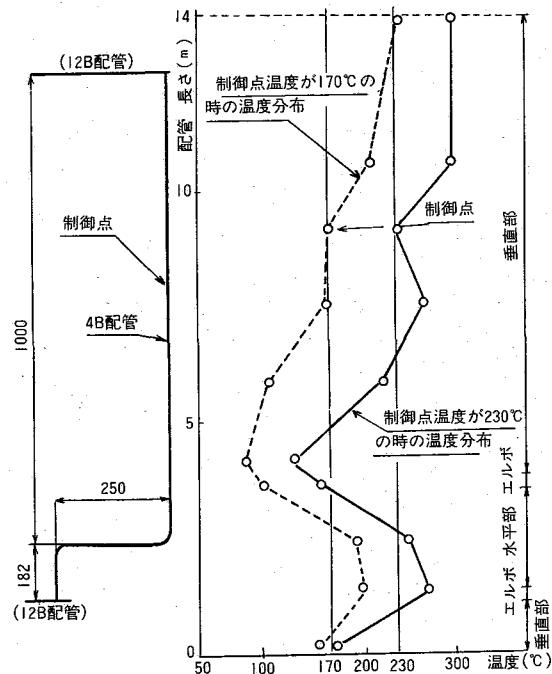


図1 従来型予熱システム(FBRプラント設計例)

接触器等が収納された予熱分電盤、中央監視盤及びケーブル等から成っている。

制御点数は約1240点で、各制御点の温度を制御するために必要な設備としては盤類（中継端子盤等を含む）が145面、温度制御用のケーブル長は延べ310kmにも及ぶ。1制御点が貯う被加熱部を大きく（広範囲に）すれば制御点数を減らすことができるが、図2に示すように水平配管と垂直配管が混在する被加熱部を一点で制御すると、制御点が $200 \pm 30^{\circ}\text{C}$ で制御されているにもかかわらず場所によっては 100°C 以下になる点も生じる。このような温度分布は配管内外のガスの対流によって起こるもので、プラント運転中では配管及び機器内のナトリウム流動の有無、隣接部の温度にも左右される。そのため、予熱設備の設計に当っては被加熱部の構造及び運転条件が同様な場合に限り同一ブロックとし制御点数が決められている。従って、安易に制御点数を削減するのは不適切である。

予熱設備の物量はほぼ制御点数に比例するが、図1に示したシステムでは制御点における熱電対の温度信号を制御装置まで伝送するのに多重伝送方式を

図2 水平部及び垂直部を有する4B配管を
1点で制御した場合の温度分布(ON-OFF制御)

採用しているので若干のケーブル削減が図られている。

なお、制御装置を削除し、被加熱部の温度が 200°C 程度で飽和するようにヒータの容量を設定する、いわゆる飽和予熱方式がある。この方式はSNR300に採用されているもので、予熱設備の物量を削除できるが、保温材、ヒータ等の取扱、施工状態及び雰囲気の温度変化等によって飽和する温度が設計値と異ってしまう欠点をもっている。また、設計において放熱量の評価がむずかしいため、図1に示したシステムでは飽和制御は比較的設計の容易な小口径配管（ドレン配管等）に採用される程度である。

3. ファインセラミックスを用いた予熱システム

3.1 特性及び利用法

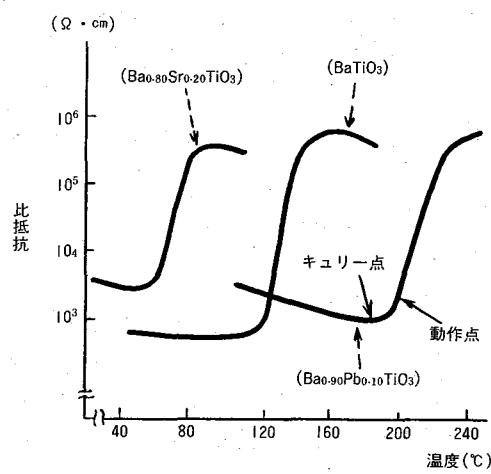
ファインセラミックスの機能と応用例を表1に示す。この中で電気的に半導性で、しかも電気抵抗が温度依存性を有し、温度制御に利用できそうなものとしてシリコンカーバイト（SiC）、チタン酸バリウム（BaTiO₃）とがあげられる。

SiCは温度の上昇と共に電気抵抗が徐々に減少する。一方BaTiO₃は図3に示すようにSiCと異なりキュリ一点を有し、電気抵抗が指数関数的に増加する。キュリ一点は図示のようにBaTiO₃の組成によって異なるので用途に合せてBaTiO₃を選定でき、

表1 ファインセラミックスの機能と応用例

機能	材 料	応用例
電気的 機能	絶縁性 Al_2O_3	IC基板
	誘電性 BaTiO_3	コンデンサ
	圧電性 BaTiO_3	振動子
	半導性 $\text{SiC}, \text{BaTiO}_3$	発熱体サーミスタ
磁気的機能	Mn-Znフェライト	磁気テープ
光学的機能	Al_2O_3 他	レーザ材料
化学的機能	SnO_2, ZnO	ガスセンサー
	ZrO_2	燃料電池
生体機能	Al_2O_3	人工骨、歯
放射線機能	UO_2, SiC	核燃料、同被覆材
吸音機能	多孔質セラミックス	吸音板
熱的機能	$\text{Al}_2\text{O}_3, \text{SiC}$	耐熱材
機械的機能	$\text{Al}_2\text{O}_3, \text{SiC}$ $\text{Si}_3\text{N}_4, \text{ZrO}_2$	研磨材、切削工具 エンジン部材

(三菱重工、新素材研「新素材のはなし」より抜粋)

図3 BaTiO_3 の温度-抵抗特性

抵抗がキュリ一点を超えた動作点で急激に変化するため、制御温度（1点）に着目すれば抵抗から求まる温度誤差は SiC と比べて極めて小さく、その分 BaTiO_3 の方が温度制御性が良いと考えられる。また、 BaTiO_3 の寿命は適用温度範囲内で使用する限り半永久的である等の特徴をもっている。そこで、 BaTiO_3 のこれらの特徴を踏まえ予熱システムにどのような型で適用可能であるかを検討したところ、次の2つの方による利用の仕方が考えられた。

- (1) ヒータの発熱体としての利用
- (2) 温度調節器としての利用

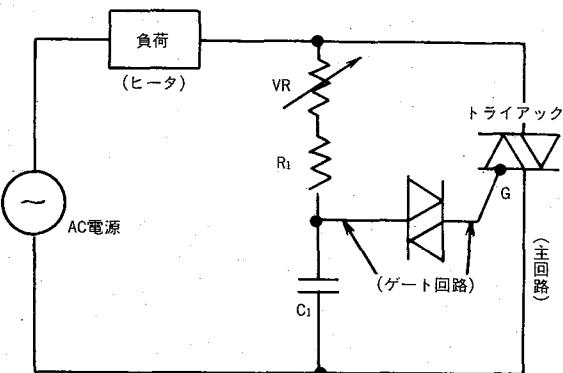
発熱体として利用した場合、キュリ一点以上では抵抗の増加によって電流がほとんど流れないので、被加熱部に必要容量の BaTiO_3 ヒータを設置してお

けば電源を供給しておくれだけで自動的に設定温度に昇温保持できる（自己制御型ヒータ）。しかし、現在開発されているセラミックスヒータは、表面における熱伝達率を高めるため、ほとんどが温風式のハニカム型及び水中に漬けて使用する型式となっており、最大出力は 250W 程度までである。仮にセラミックスヒータを発熱体にニクロム線を用いた従来の電気ヒータの設置方法に準じて被加熱部に熱を与える方式とした場合は熱伝達率が下がり、その出力の約60%程度しか有効利用できない。また被加熱部の形状に合わせてのセラミックス加工及びヒータ 1 本当りの長尺化による大容量化が困難でありその分ヒータの物量が多くなると考えられ実用的でない。

そこで、 BaTiO_3 の抵抗変化を温度調節器として利用できるかどうか検討した。

3.2 予熱システム

初期のナトリウムループでは、温度制御のためのヒータ電源（入力）の入切は電磁接触器で行われていたが、最近では無接点リレー（サイリスタ）が多く使用されるようになった。サイリスタの中で比較的安価で取扱いも容易なため幅広く利用されているのはトライアックと称するサイリスタで、その交流位相制御回路図を図4に示す。図は手動制御のもので、 R （抵抗）値及び C （コンデンサ）の容量が固定され、 VR （可変抵抗）を手動で増減させることによってゲート信号が変わり、サイリスタの出力を調節することができる。 VR の抵抗値は増加するとサイリスタの出力が下がるので、この VR を BaTiO_3 にすると温度が低い時点ではサイリスタの出力は、ほぼ 100% であるが、 BaTiO_3 を取付けた被加熱部の温度がキュリ一点を超える動作点以上になると BaTiO_3 の抵抗も指数関数的に上昇するのでサイリスタ



(トライアック：2方向性3端子サイリスタ)

図4 トライアックの交流位相制御回路

の出力はゼロになる。温度が下がれば抵抗が下がり、サイリスタの出力は再び増加し、温度は上昇する。この繰返しによって温度制御されることになる。結果として被加熱部の温度は動作点で自動制御される。

このように、 BaTiO_3 を用いた場合、サイリスタに高価な温度制御装置（PID温度調節システム）を用いることなく（ BaTiO_3 素子の価格は1コ当たり数百円である）、被加熱部の温度を自動制御することができ、表2の如く従来の予熱システムと比べて大幅な物量削減及び合理化が期待できる。ただし、使用に当たって次の点に留意する必要がある。

(1) 予熱温度は BaTiO_3 の動作点で安定するので、使用（運転）途中で予熱温度を変更することができない。

(2) 現在商品化されている BaTiO_3 は320°Cをこえる温度では酸化が進み特性の変わる恐れがある（予熱温度は200°C程度であるが、運転中の被加熱部温度はプラントの定格ナトリウム温度まで昇温される）。その場合は、被加熱部と BaTiO_3 の間に伝熱特性のよくわかった一定形状の断熱材を挿入し、 BaTiO_3 取付部の温度を下げ（例えば、被加熱部温度530°Cの時 BaTiO_3 取付部温度300°C、200°C予熱時では100°C）、その分動作点の低い（100°C） BaTiO_3 を使用する。なお、最近の新聞発表によれば、キュリ一点490°Cのチタン酸鉛・酸化チタン系複合セラミックス素子が東北大学において開発されており、これが商品化されれば高温酸化問題を解決できると考えられる。

4. 試験結果

ファインセラミックスを用いた予熱システムのFRにおける成立性を確認するため、 BaTiO_3 の単体動作試験及び試験装置へ組み込んでの予熱システム機能確認試験を行った。

4.1 単体動作試験

(1) 供試セラミックス (BaTiO_3)

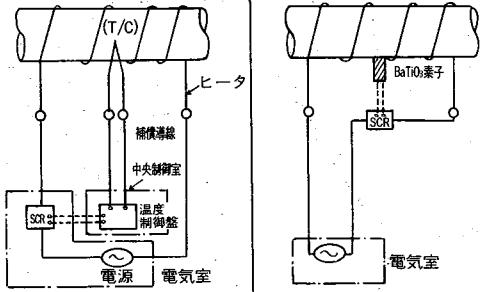
タイプ	キュリ一点	動作点*	初期抵抗	リード線材質
AK	180°C	192±10°C	(at 25°C) 500~1500Ω	ニッケル
AH	200°C	222±10°C	(at 25°C) 100~1000Ω	ニッケル

* 温度調節機能を発揮する温度(図3参照)

(2) 温度抵抗特性

電気炉を用い各20個について測定した結果、キュ

表2 予熱設備の比較

従 来 型		改良型(ファインセラミックス使用)	
概略図			
必要なエレメント	(1) ヒータ (2) ヒータケーブル (3) 電 源 (4) 熱電対、SCR(サイリスタ) (5) 同上ケーブル (6) 温度制御盤	(1) ヒータ (2) ヒータケーブル (3) 電 源 (4) ポジスター、SCR(サイリスタ) (5) _____ (6) _____	
物量	(1) 制御点数 1,240点 (2) 制御盤等 145面 (3) ケーブル 310km (4) ヒータ、その他 41% (5) 工事費 6%	(1) 同左 20点* (2) // 75面 (3) // 190km (4) // 39% (5) // 3.7%	

*) ポンプ、IHX等のように段階的に均一に昇温する必要性のあるものについては従来型で予熱制御する。

リ一点は仕様に対して±0~10°Cの間にあり個体差はほとんど認められなかった。また、初期抵抗値も仕様値の範囲内にあった。

(3) 放射線の影響

BaTiO_3 を1次系配管に設置した場合の、 Na^{24} からの誘導放射能(γ 線)の影響を調査した。線量率は、 $1.0 \times 10^5 \text{ R/h}$ で約30時間照射した。結果は、照射前後の温度抵抗特性の変化はまったくなく、単時間ではあるが γ 線の影響はないと考えられる。

4.2 予熱システム機能確認試験

試験は、ステンレス製3B配管にヒータ、 BaTiO_3 素子及び保温材を取付けて実施した(表2概略図参照)。試験時の温度制御例を図5に示す。図には3ケースの実験結果を示す。③は比較のために従来のON-OFF制御(200±10°C)を行った場合の温度時間曲線である。①はAKタイプの BaTiO_3 素子を用いた制御で、②はAHタイプである。

このように BaTiO_3 素子を用いた予熱システムは素子自体の感度が良く、昇温開始後約2時間で温度が安定し、AHタイプにおいては高価な精度の良いサイリスタ専用のPID調節器を使用した場合と同様に、被加熱部の温度はゆらぐことなく一定温度に制御された。また、本試験はこれまでに約1万時間連続し

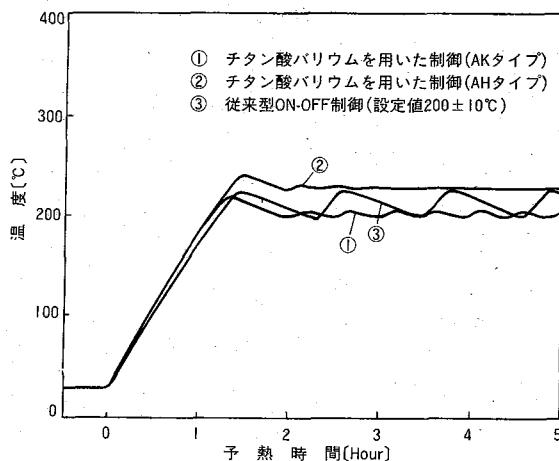


図5 チタン酸バリウムによる温度制御例

て行われ、この間100回程度起動、停止を行っているが、制御特性に変化は見られなかった。

5. 結言

電気的に半導性を有するファインセラミックス(BaTiO_3)の感温素子を用いたFBR用予熱制御システムを考案し、その開発試験を行った結果、技術的に十分信頼できるものであることが確認できた。また本システムによれば、表2に示すように予熱設備の物量削減が図れるものと考えられる。

なお、今後はこの予熱システムを既存のナトリウムループに組み込み、さらに信頼性、耐久性を確認すると共に、最近開発され BaTiO_3 と同様な温度特性を有するチタン酸鉛・酸化チタン系複合セラミックスについても実験装置に組み込んで実用性能について検討を行っていきたいと考える。

6. 謝辞

本試験を実施するに当っては、(株)村田製作所よりファインセラミックスの供試品及び取扱上の貴重な助言を頂いた。ここに深く感謝する。



滴定分析法における分析廃液 減少法の確立

大内 与志郎 佐藤 富雄

堀井 文雄 丸石 芳宏*

東海事業所転換技術開発部

*財団法人核物質管理センター

資料番号：60-6

Establishing Method of Decreasing Analysis
Waste Water in Pu and U by Potentiometric
Titration.

Yoshiro Ohuchi Tomio Satoh
Fumio Horii Yoshihiro Maruishi*
(Conversion Technology Development
Division, Tokai Works.
* Nuclear Material Control Center.)

プルトニウム転換技術開発施設におけるプルトニウム・ウランの計量管理分析は、電位差滴定分析法で行われており、分析廃液が多量に発生する。この分析廃液はプルトニウム及びウランの濃度が高いために処理に多くの時間を費やす等困難であった。このため、廃液量を減少させる分析方法を検討し開発した。発生する廃液量は従来に比べプルトニウム分析で $\frac{1}{6}$ 、ウラン分析で $\frac{1}{4}$ に減少できた。

廃液の減少で、処理作業に係わる作業者の被ばく量、作業時間の短縮、グローブボックス内廃液保管スペースの有効利用に効果的であった。

Key Words: Potentiometric Titration, Decrease in Waste Water, Plutonium Conversion.

1. はじめに

プルトニウム転換技術開発施設（以下転換施設という）の工程中のプルトニウム、ウランの計量管理に係わる分析は、現在精度のよい電位差滴定分析法で行われている。

電位差滴定分析法では、工程より依頼された試料1件当たり、8~10回の繰返し分析を行い分析精度を保証している。このため1件の分析当たり発生する分析廃液量はプルトニウム滴定分析で約250ml~300ml、ウラン滴定分析では約450ml~600mlとなる。

転換施設では、滴定分析廃液を1lポリビンに溜め、順次中和沈殿法、マイクロ波加熱法により処理している。

発生する分析廃液量は、1ヶ月当たりプルトニウム

滴定分析で約1.5l、ウラン滴定分析で約3lとなり処理作業に要する時間や作業者の被ばく量が多くなる。また、分析用グローブボックス内に廃液を保管するスペースも必要となる。

これら問題となる分析廃液の発生量を少なくする分析法を検討し、確立した。

2. 滴定分析法によるプルトニウムの定量

2.1 分析方法概要

工程から依頼された分析試料は図1に示す前処理作業を行う。試料に過酸化銀粉末を加え、プルトニウムを6価に酸化する。過剰の過酸化銀はスルファミン酸粉末を加え加熱分解した後、既知量の鉄(II)標準溶液を一定量加え、6価のプルトニウムを4価

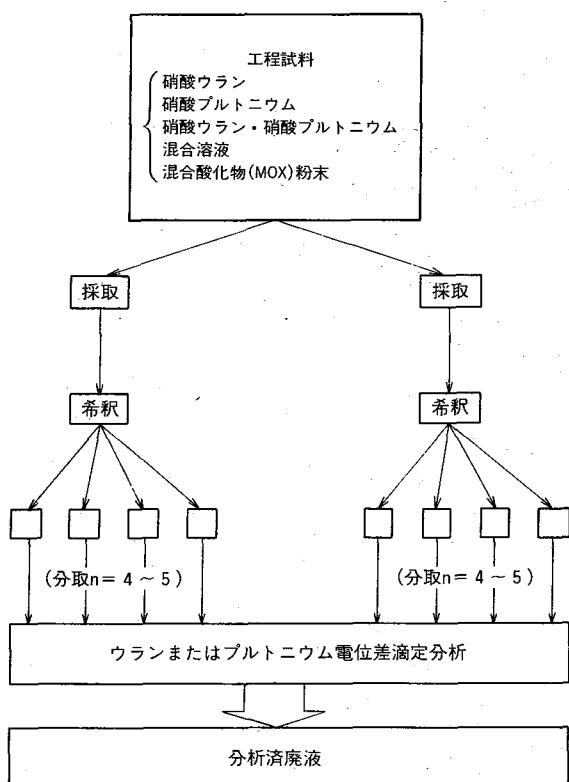


図1 工程試料の分析前処理手順と分析済廃液

に還元する。過剰に残った鉄(II)標準溶液は重クロム酸カリウムを用い滴定し、間接的にプルトニウムを定量する。

2.2 分析方法の検討

従来、分析試料は $5 \text{ mg}/\text{ml}$ Pu+Uの濃度に希釈し、 2 ml ホールピペットを用いて分取していた(図1参照)。ホールピペットの検定精度を見ると、 1 ml の分取量でも良好な繰返し精度であったため、プルトニウムの分取量を減じ、試薬類の添加量を少なくすることで、分析廃液の減少を図った。

2.2.1 試薬添加量の検討

プルトニウム試料を6価に酸化する時、硝酸濃度が 1 N 以上でなければ完全に酸化されない。しかし濃度が高いとプルトニウム量が高く定量される。 6 N に酸化されたプルトニウムを安定に保ち共存するウランの影響を防ぐため 6 N 硫酸を加える。添加量は、硝酸濃度 1 N 程度、溶液全酸濃度が $5 \sim 6 \text{ N}$ になるようにした。

分析液量が少ないので、プルトニウムの酸化、還元の反応速度が速く、また攪拌速度が大きいため、

(分析手順)	(添加試薬)	(従来法)	(廃液減少法)
分析試料		2 ml (10 mg Pu)	1 ml (5 mg Pu)
酸濃度調整	6N硫酸	4ml	2ml
原子価調整	過酸化銀粉末	1杯 (約40mg)	1杯 (約40mg)
加熱		$45 \sim 50^\circ\text{C}$ で1分間	同左
放置		10分間	同左
添加	スルファミン酸粉末	2杯 (60mg)	1杯 (20mg)
加熱		$60 \sim 65^\circ\text{C}$ で2分間	$60 \sim 65^\circ\text{C}$ で1分間
添加	0.05N鉄(II) 標準溶液	3~4ml	2ml
攪拌	6N硫酸	30mlにメスアップ	6mlにメスアップ
滴定	0.025N重クロム酸 カリウム標準溶液	3~4ml	2~3ml

図2 Pu+U混合溶液中のプルトニウム電位差滴定分析法

再現性のよい定量値が得られるようになった。

検討の結果、図2に示す分析法を決めた。

3. 滴定分析法によるウランの定量

3.1 分析方法の概要

工程側から依頼された分析試料は、図1に示す前処理作業を行う。ウラン試料を約 10M 以上のリン酸溶液中で鉄(II)-スルファミン酸混合溶液を用い4価に還元する。過剰の鉄(II)はモリブデン酸アンモニウムを触媒として硝酸で酸化した後、緩衝剤として硫酸バナジルを加え、重クロム酸カリウム標準溶液でウランを定量する。

3.2 分析方法の検討

分析試料の採取量は、分析精度に影響のない範囲で分取量を減じることにより試薬類の添加量を少なくてできる。試薬添加量を決める場合、鉄(II)によるウランの還元をリン酸濃度約 10M 以上の溶液中で行わないと完全に還元せず、またプルトニウムが混合している試料の場合は、硫酸濃度が 1.5M 程度になるよう濃度調整するようにした。(図3)

4. 分析用器具類の改良

プルトニウム滴定分析に要する分析液量は約 $5 \sim 6 \text{ ml}$ 、ウラン滴定分析に要する分析液量は約 $15 \sim 20 \text{ ml}$ 程度と大幅に減少できたので、従来使用していたガラスピーカー(100ml)に代え、プルトニウム滴定

(分析手順)	(添加試薬)	(従来法)	(廃液減少法)
分析試料		5ml(25mg U)	2ml(5mg U)
添加	リ ン 酸	10ml	5ml
還 元	鉄(II)-スルファミン酸混合溶液	2ml	1ml
攪 拌		1分間	1分間
添加	硫 酸	3M 5ml	12M 1ml
攪 拌		1分間	1分間
添加	硝酸-スルファミン酸モリブデン酸アンモニウム混合溶液	2ml	1ml
攪 拌		5分間	3分間
添加	硫酸バナジウム溶液	7ml	2.5ml
攪 拌		1分間 蒸留水で60mlにメスアップ初期電位 450mV程度	1分間 蒸留水で17mlにメスアップ初期電位 500mV程度
滴 定	重クロム酸カリウム標準溶液	0.05N 約4~5ml	0.025N 約1~2ml

図3 Pu+U混合液中のウラン電位差滴定分析法

分析には10mlガラスバイアルビン（図4）、またウラン滴定分析では、20mlガラスバイアルビン（図4）を用いる事とした。

電極についても従来使用していた形状よりバイアルビンの口径に合った形状（図5、6）とした。

5. 分析廃液

以上検討の結果、分析廃液量の少ない分析方法を確立した。

従来の分析方法で発生する廃液量との比較をすると、プルトニウム分析では $\frac{1}{5}$ 、ウラン分析では $\frac{1}{4}$ に減少できた。（表1）

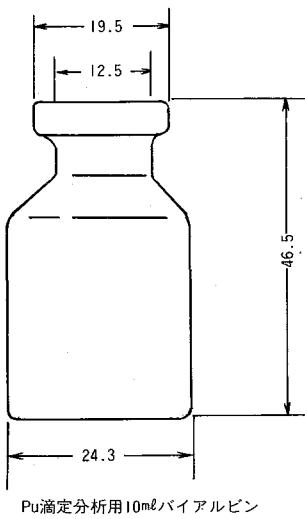
6. 分析精度

6.1 プルトニウム分析精度

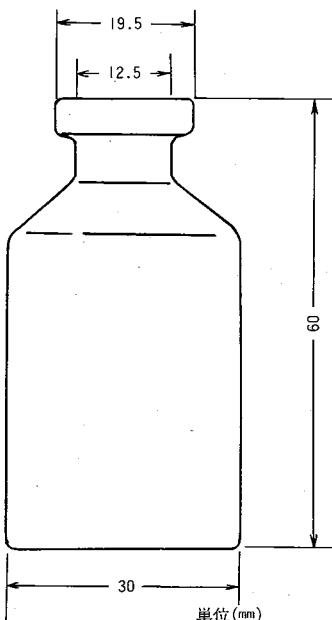
本分析方法のバラツキの大きさを検討するためMOX製品粉末試料を繰返し分析を行った。

バラツキの大きさを推定すると $\hat{\sigma} = \bar{R} / d_2 = 0.022$ であった。この大きさはMOX製品粉末試料中のプルトニウム含有率の変動を全て検出できる精度であった。

プルトニウム量既知の標準試料を測定し、カタヨリの大きさについて検討した。カタヨリは平均で-0.005%DIFFであり、標準値に対する差の検定を行った結果、危険率5%で有意であるとは言えなかった。



Pu滴定分析用10mlバイアルビン



U滴定分析用20mlバイアルビン

図4 滴定分析用セル

6.2 ウラン分析精度

プルトニウム分析法と同様にMOX製品粉末試料を繰返し分析し、バラツキの大きさを推定した。

$\hat{\sigma} = \bar{R} / d_2 = 0.013\%$ で、MOX製品粉末試料中のウラン含有率に対し、0.03%の誤差であった。この誤差の大きさは、ロット間のウラン含有率変動を全て検出できる精度であった。また、ウラン量既知の標準試料を用いたカタヨリの大きさについても検討した。カタヨリは平均で-0.002%DIFFであり、標準値に対する検定の結果、危険率5%で有意とは言えなかった。

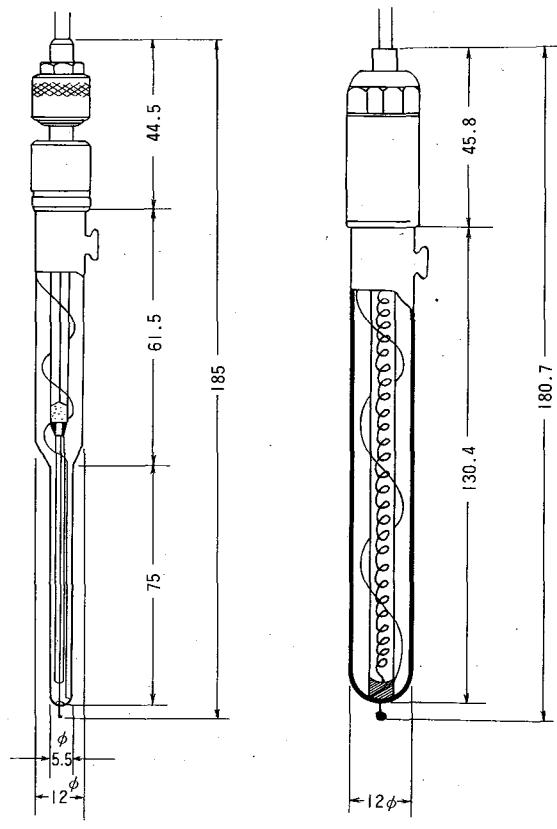


図5 分析用電極

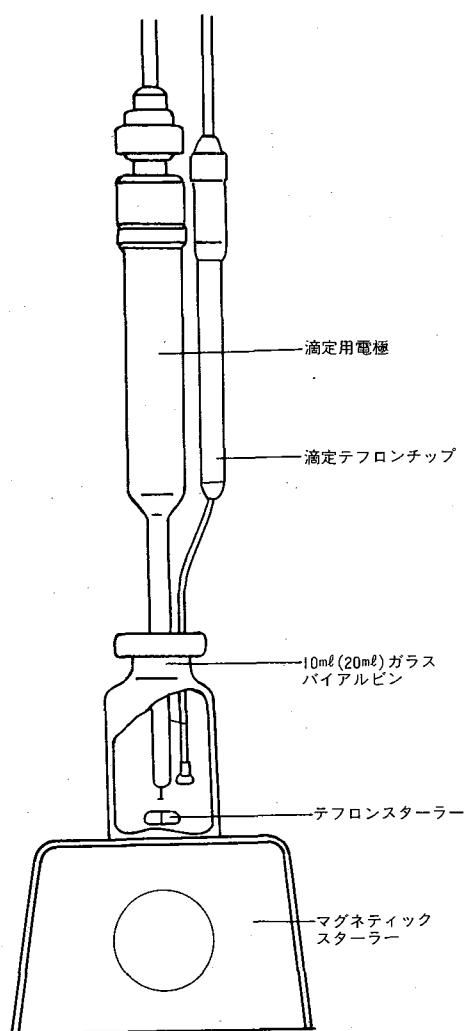


図6 滴定状態図

7.まとめ

本分析法を用いる事で、発生する分析廃液量は表1に示すように大幅に減少できた。また、分析液量が少なく化学反応速度が速いため、分析精度が従来より向上し、カタヨリも従来と同様小さな誤差である事が確認できた。

分析廃液の処理作業に係わる作業者の被ばく量、作業時間の減少ができ、グローブボックス内廃液保管用スペースも有効利用ができる様になった。

分析に使用するバイアルビンは、従来使用していたガラスピーカーに比べ肉厚が厚く破損しにくいため、危険を防止する上でも有効であった。

今後は、使用する器具類のコンパクト性を利用し分析作業の自動化を検討して行く予定である。

参考文献

- 1) 加藤義春、山本忠史、武藤博、木原壯林：分析化学 23、672(1974)
- 2) 加藤義春、山本忠史、武藤博、木原壯林、本島健次：原子力誌、13、627(1971)

表1 分析廃液発生量の減少

Pu滴定分析廃液発生量の比較

	従来法(mℓ)	廃液減少法(mℓ)
繰り返し1回の測定	約30	約6
依頼試料1件 (繰り返し10回)	約270~300	約55~60
1ヶ月当りの発生量 (依頼試料5件)	約1500	約300

U滴定分析廃液発生量の比較

	従来法(mℓ)	廃液減少法(mℓ)
繰り返し1回の測定	約60	約17
依頼試料1件 (繰り返し10回)	約600~700	約170~180
1ヶ月当りの発生量 (依頼試料5件)	約3500	約900



BWR プル・サーマル用 MOX 燃料の製造

金田 健一郎 照沼 直利 横須賀 好文

東海事業所プルトニウム燃料部

資料番号：60-7

MOX Fuel Manufacturing for BWR Pu-thermal

Kenichiro Kaneda Naotsu Terunuma
Yoshibumi Yokosuka
(Plutonium Fuel Division, Tokai Works.)

BWRにおける少数体規模プル・サーマル実証試験に関連して、動燃は、BWR電力会社6社との共同研究により、原電敦賀1号機用MOX燃料体2体の製造を行った。MOX燃料体は、中央部にMOX燃料棒、周辺部に低濃縮ウラン燃料棒を配置したアイランド型であり、燃料の寸法、形状は、新型8×8ウラン燃料と同一である。MOX燃料は昭和60年8月に製造を開始し、61年3月に終了した。MOX燃料体は61年7月より照射が開始され、3サイクル照射した後、詳細な照射後試験が行われる予定になっている。ここでは、MOX燃料の製造を中心にして、照射計画、燃料設計等について述べることとする。

Key Words : Pu-thermal, MOX, Irradiation, Design, Manufacturing, PIE, Tsuruga-1.

1. はじめに

ウラン資源のほぼ全量を海外に依存する我が国にとって、使用済燃料の再処理によって得られるプルトニウムを有効に利用することは、ウラン資源の節約となるだけではなく、プルトニウムをいわば国内エネルギー資源として活用することであり、エネルギー・セキュリティの観点からも重要である。また、原子力利用大国である我が国がプルトニウム利用を進めることは、ウラン資源の利用効率を高め、ウラン価格の安定化にも寄与することができる。

本来、プルトニウムは、高速増殖炉で利用することが最も効率的であるが、我が国での高速増殖炉の実用化時期は2000年以後になると見込まれており、高速増殖炉が実用化されるまでの間は、新型転換炉と軽水炉による利用を進める必要がある。

我が国における軽水炉によるプル・サーマル計画は、少数体規模および実用規模での実証試験を経て、本格利用へと進められる予定になっている。

今回のBWRプル・サーマル計画は、このうちの少数体規模による実証試験に当たるものである。

動燃は、BWR電力会社（東北電力、東京電力、中部電力、北陸電力、中国電力および日本原子力発電）との共同研究により、日本原子力発電㈱敦賀1号機用MOX燃料体2体の製造を行った。

ここでは、MOX燃料の製造を中心にして、照射計画、燃料設計等について述べることとする。

2. 照射計画

昭和59年10月に、MOX燃料体（2体）を装荷するための原子炉設置変更許可申請がなされ、60年3月に設置変更許可が取得された。引き続いて、燃料体設計認可を取得し、燃料の製造を開始した。MOX燃料体は、61年7月より照射が開始され、3サイクル照射した後、詳細な照射後試験が行われる予定になっている。敦賀1号機におけるMOX燃料照射計画の全体工程を図1に示す。

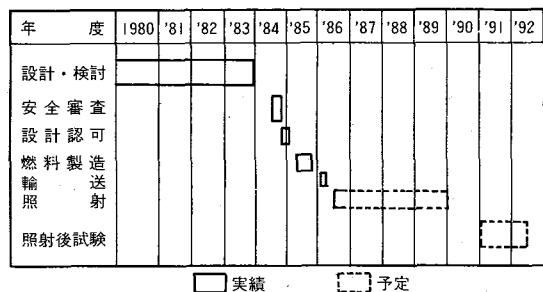


図1 敦賀1号機のMOX燃料照射計画

3. MOX燃料設計

MOX燃料は、通常のウラン燃料と互換性を有するように、すなわち核・熱水力特性が同等になるよう設計されている。このうち、熱水力特性については、燃料の寸法、形状等を通常のウラン燃料と一緒にすることにより対処している。MOX燃料集合体の概略を図2に示す¹⁾。

MOX燃料の設計仕様を表1および図3に示すが²⁾。その主要な特徴は以下のとおりである。

- (1) 燃料は8×8型で、中央に2本のウォーターロッドを使用する。燃料の寸法、形状は通常のウラン燃料（新型8×8燃料）と同一である。
- (2) 中央の24本の燃料棒にMOX燃料を使用し、周辺の38本の燃料棒には低濃縮ウラン燃料を使用する（これを「アイランド設計」という）。

(3) MOX燃料としては、中空ペレットを使用する。

4. 燃料製造

燃料体製造は、図4に示す製造フローに従って行った。

4.1 燃料ペレット製造

中空ペレットの製造経験が少ないとから、本格製造に先立ち3段階の先行試験を実施した。①UO₂粉末による成形条件確認試験、②MOX粉末による成形性確認試験、③MOX粉末による量産試験で、これらの試験から成形圧力の適正値の把握、およびペレット表面粗さの仕様を満足させるための研削砥石の選択を行うと共に、量産体制の確立を得た。

本格製造はボールミル容量から粉末混合を2ロット一括混合とした。焼結工程は2基の焼結炉を使用し、若干の温度コントロールを行った。また焼結ペレットの直径を合わせるため全数湿式研削を行った。研削砥石は粗さが4層からなる砥石を使用し、ペレット表面粗さのスペックを十分満足することができた。

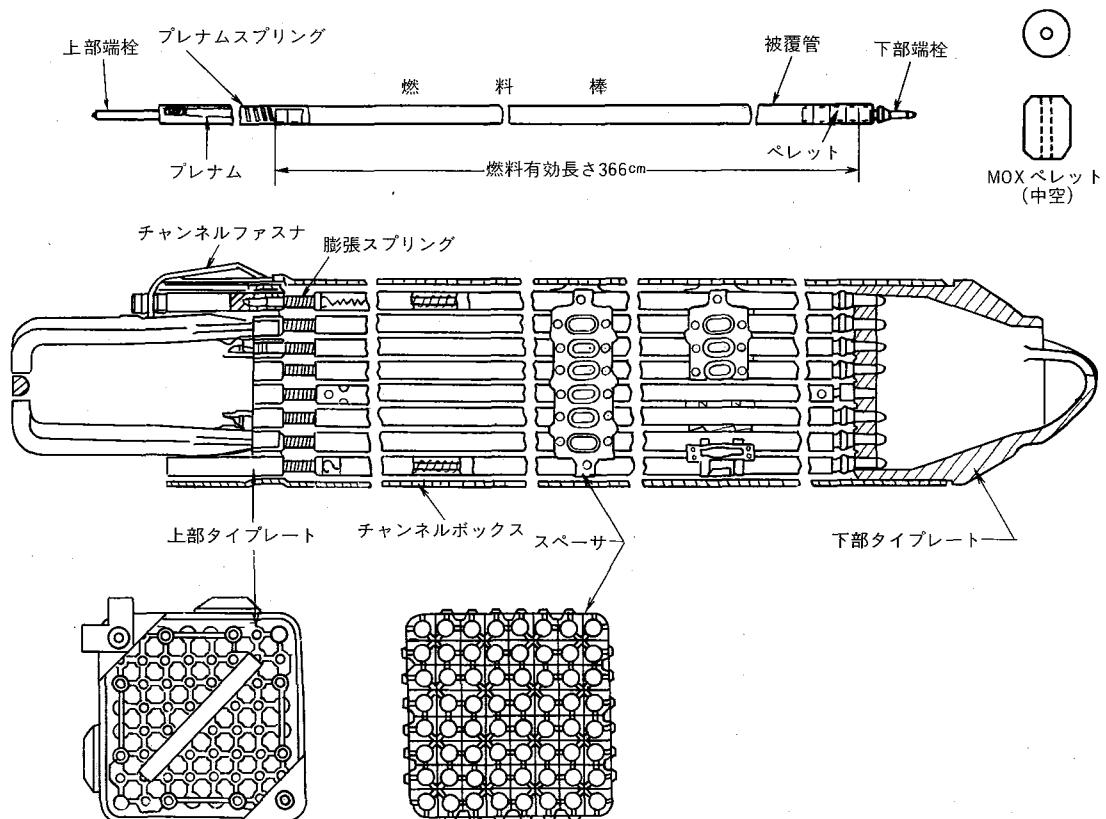


図2 MOX燃料集合体概略図



図3 MOX燃料集合体の燃料棒配置図

表1 MOX燃料設計仕様の概要

MOX燃料棒		UO ₂ 燃料棒
ペレット直径 (cm)	1.03	同左
ペレット中空径 (cm)	0.36	—
ペレット長さ (cm)	1.0	同左
ペレット密度	理論密度の約95%	同左
ペレット材	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ , UO ₂ -Gd ₂ O ₃
被覆管外径 (cm)	1.23	同左
被覆管厚さ (mm)	0.86	同左
被覆管材料	ジルカロイ-2 (再結晶焼なまし材)	同左
燃料棒有効長 (m)	3.66	同左
ペレット→被覆管間隙 (mm)	0.24	同左
プレナム体積比	0.1	同左
最大出力密度 (kW/m)	44.0	同左
ペレット最高温度 (°C) (設計線出力密度)	約1,470	約1,850
被覆管外面最高温度 (°C)	約390	同左
燃料集合体全長 (つかみ部分を含む)	4.35 m	
濃縮度(集合体平均)*	約2.9w/o	
ウォータ・ロッド外径	1.50cm	

※ $(^{235}\text{U} + ^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}) / (\text{U} + \text{Pu})$

製造ロット数は、低富化ペレットで4ロット、中富化ペレットで14ロット、高富化ペレットで4ロットの合計22ロットを製造した。収率は、中空ペレットであるにもかかわらず、通常の中実ペレットと同程度であった。中空MOX燃料ペレットを写真1に示す。

4.2 燃料要素加工、集合体組立

燃料要素加工は、支給された下部端栓付被覆管に燃料ペレットを充填する工程から実施した。

「ふげん」燃料と比べ、BWR燃料は被覆管の外径

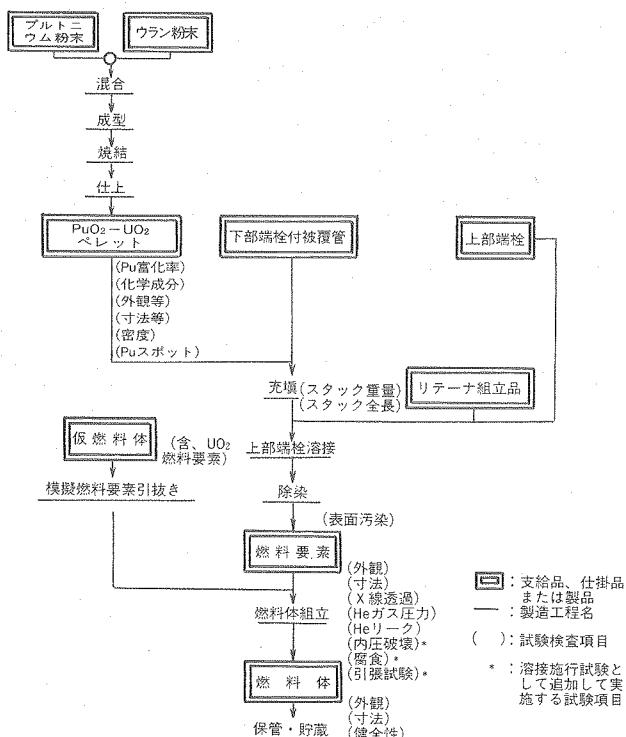


図4 燃料体製造フロー

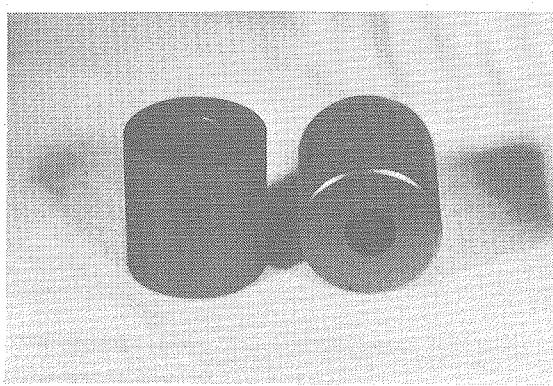


写真1 MOX燃料ペレット

が小さく、端栓形状も異なっている。

実機燃料製造に先立っては、溶接試験を行い最適溶接条件を決定した。集合体組立においては、 8×8 型の仮燃料集合体（周囲にUO₂燃料要素が挿入され、MOX燃料要素が挿入される中央部には模擬燃料要素が挿入されている）を受入れて、BWR用に一部変更した「ふげん」燃料集合体組立装置にて模擬燃料要素を引抜き、MOX燃料要素を挿入して組立を行った。

また、軽水炉と同様米国原子力規制委員会基準10 CFR 50および日本電気協会・電気技術指針原子力編「原子力発電所の品質保証手引」に準じて品質保証（今回の燃料特有の品質管理項目として中空ペレット内径、プルトニウム・ウランの均一性等を付加）を行い、製造仕様を満足していることを確認した。

また、通常の品質管理で採取するデータに加えてMOX燃料の照射後試験の結果を評価する上で必要となる詳細な製造時データ（サーベイランス・データ）の採取を行った。

サーベイランス・データ採取結果の一例として、MOX燃料ペレットの内径のヒストグラムを図5に示す。

5. おわりに

今回のBWRプル・サーマル燃料の製造は、電力会社との共同研究により行われたものであり、また、燃料集合体部材およびウラン燃料棒の製造はメーカーにより行われたため、製造開始前から製造中にわたって緊密な連絡を取りながら進められた。

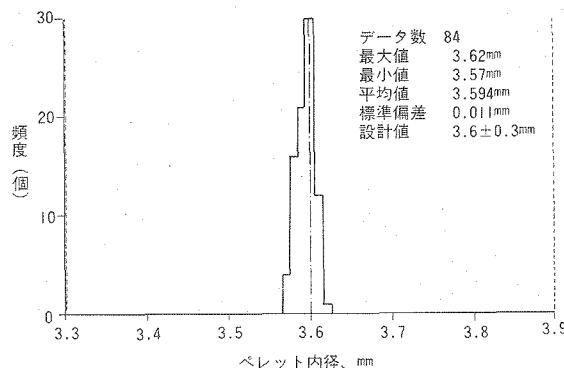


図5 MOXペレット内径のヒストグラム

燃料製造は順調に行われ、すべての検査に合格した後、昭和61年4月に原子炉サイトへ無事輸送された。

MOX燃料体の照射は、すでに今年7月より開始され、現在順調に照射が進められている。今回のMOX燃料体の照射は、我が国における実用発電炉では初めてであり、今後のプル・サーマル計画の発展に寄与するものと期待されている。

参考文献

- 1) 財団法人 原子力安全研究協会 軽水炉燃料のふるまい編集委員会、「軽水炉燃料のふるまい」、NEN-ANSEN No.13、昭和60年8月
- 2) 高橋義信、「敦賀発電所1号機におけるMOX燃料照射計画」、日本原子力学会誌、Vol. 28, No. 3, 1986.



再処理工場計量分析ラインの自動化

林 允之 和地 勇 久野 祐輔

東海事業所再処理工場工務部

資料番号：60-8

Automation on Accountability Analysis at the
Tokai Reprocessing Plant

Nobuyuki Hayashi Isamu Wachi Yusuke Kuno
(Technical Service Division, Tokai Reprocessing
Plant, Tokai Works.)

東海再処理工場附属分析施設における分析作業はセル・グローブボックス等における操作により行わなければならないが、計量分析作業は核物質管理及び保障措置上重要であることから、常に高精度な分析が要求されている。これらの理由により、従来より計量分析工程における各ステップ毎の自動化を行ってきたが、近年出量計量側の分析を中心に一連の操作の自動化が完成に近づきつつあるためここで報告する。

Key Words: Analysis, Automation, Accountability, Safeguards, Reprocessing.

1. 計量分析ライン自動化の概要

近年コンピュータ技術の発達に伴い分析装置の自動化が容易になったため、東海再処理工場では、入・出量計量のための分析業務全体を自動化する計画を進めている。これにより施設全体の省力化、被曝の低減化、分析作業員技術差に依存する誤差等の消去を計るのみならず、施設側計量分析に付随する保障措置査察のための分析試料調製作業の軽減を計ってきた。自動化を目的に現在までに行った開発、現在進行中の開発について項目を以下に示す。

(1) 出量計量用試料分析（査察用収去試料処理も含む）

プルトニウム製品系分析に係る作業、すなわち試料調整工程（査察収去試料調整も含む）及び測定工程する。)

(1) 重量法による試料サンプリング・希釀・二次サンプリング操作の自動化（ホット試験中）

(2) 全自動クーロメトリーシステムによる濃度分

析（ルーチンに使用中）

(3) 全自動滴定装置による濃度分析（ルーチンに使用中）

（ウラン系：U製品を一定量採取・希釀した後滴定法により分析する。）

1) 全自動滴定装置による濃度分析（ルーチンに使用中）

(2) 入量計量槽U、Pu分析（査察用収去試料処理も含む）

（同位体希釀法：使用済燃料溶解液試料の一部にU-233、Pu-242等トレーサーを一定量添加した後、U、Puを分離し、質量分析設にて比を測定する方法）

(1) 重量法による試料サンプリング・希釀・二次サンプリング・トレーサーの添加等操作の自動化（設計中）

(2) 自動イオン交換装置（二段）によるU、Pu分離精製（コールド試験中）

(3) 質量分析のためのフィラメントへの試料自動

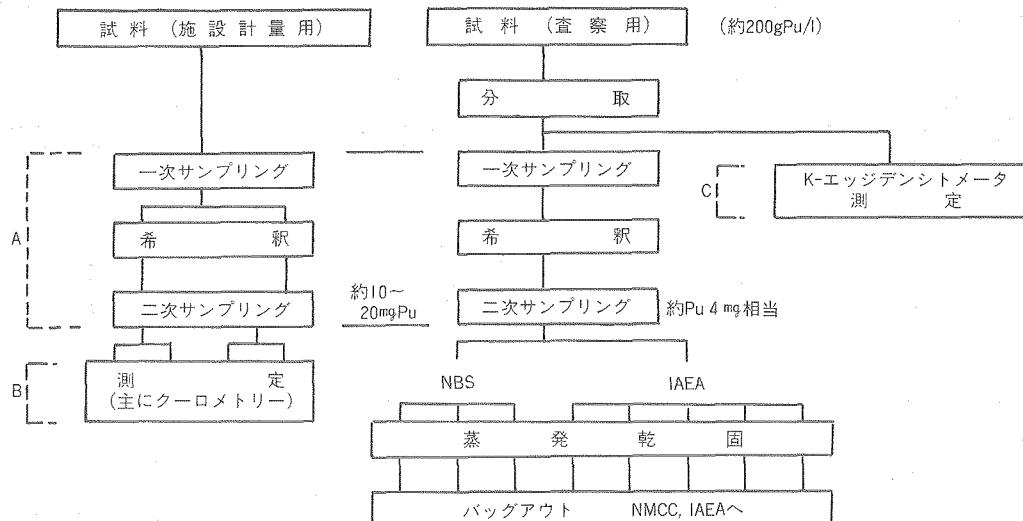


図1 プルトニウム製品系試料処理・測定形態

塗布及び塗布量検出システム（製作中）

(4) 自動測定プログラムを持つ質量分析計
(ルーチンに使用中)

(5) その他：全自動レジンビード試料調整装置
(コールド試験中)

上記したものは、全て D A (破壊分析) の分析工程の自動化であるが、N D A (非破壊分析) による自動分析システムとして、K エッジデンシトメータ、高分解能ガスマスペクトル分析装置によるプルトニウムの濃度・同位体分析装置が、米国の協力のもと開発されている。以上東海再処理工場計量ラインの自動化状況の概要について示したが、本稿では特に自動化が進んでいる出量プルトニウム分析系の自動化について紹介する。

2. プルトニウム製品系自動分析システム

プルトニウム製品計量槽または貯槽の計量分析及び保障措置に係る試料調整・測定作業は図1に示される形がとられている。図中 A ~ C が自動化されている部分であるが C については他の報告¹⁾に委ねることとし、ここでは特に A、B の部分すなわち試料のサンプリング等調整工程及び測定工程について紹介する。

(1) 試料調整工程の自動化：自動重量サンプリングシステム（写真1参照）

上記 A の操作すなわちプルトニウム溶液の一次サンプリング・希釈・測定セルまたは収去試料瓶への二次サンプリングを、天秤を用いた重量ベースで、かつ自動操作で行うものである。装置は機構部と電気モジュールが分離された天秤部、物品の持ち運びや各操作を行うロボットハンド部等から構成される。全容を写真1に示す。本装置により再処理工場プルトニウム製品系試料（約200gPu/l）から収去試料としては、約4mgを重量法により採取できることになる。処理能力的には4バッチ分の収去試料または施設側計量試料を一度に処理することができるものである。これまで水及びウランによりコールド試験を行ってきたが、1つの原液から5個の収去試料を得るまでの所要時間は60分以内、また、その間の試料液の蒸発による重量測定誤差は0.1%以内であった。

(2) 試料測定工程の自動化：全自动クロメトリーシステム

プルトニウム製品計量槽等の濃度分析は、信頼性の高い電位規制クロメトリーで行われており非常

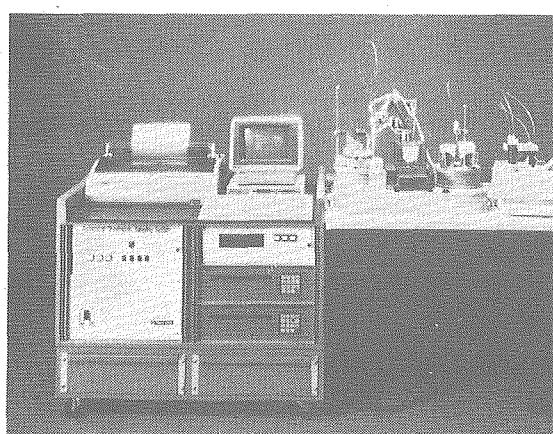


写真1 自動重量サンプリングシステム

に安定した結果が得られている。本法は原理的にPu(III)とPu(IV)間の酸化還元反応を電極上で発生させ、その間の電気量からプルトニウム量を求めるものである。主な操作としては、バックグラウンドの測定、Pu溶液の測定、電極洗浄等であるが、以下に自動システムの構成・作動概要を示す。

(構成) 図2参照

(作動) システム基本的な作動は以下のとおりである；a) バックグラウンド測定を1回行い、共通値として使用する。b) ベース溶液（硫酸溶液）が、測定に先立ちPu試料上へ注入される。c) 試料を測定する。d) 測定終了後電極等は洗浄位置にて噴射方式で洗浄される。e) 妨害物である鉄の補正を行った後、Pu量を計算する。

硝酸プルトニウム（約10mg）の測定における精度は0.1%程度であった（表1参照）。本装置により、1回のセットにつき4バッチまでの計量プルトニウム試料が、無人運転できるようになった。

3. 作業の省力化、処理能力向上に対する評価

プルトニウム製品系分析に係る作業、すなわち試料調整工程（査察収去試料調整も含む）及び測定工程について上記に示した自動化システムを導入した場合の作業の省力化を見積れば表2の様になる。表か

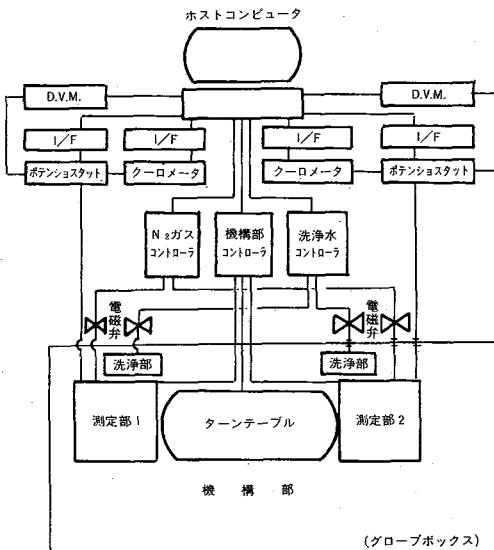


図2 全自動クーロメトリーシステムブロック図

ら明らかな様に、試料処理においては容量法から重量法に替わっており所要時間的には自動化による迅速化は期待できない。しかしながら作業量的には省力化が図れると共に、重量法の採用による信頼性の向上、作業員技術差による誤差の除去がかなり期待できる。一方測定工程においては、所要時間の短縮（32h/4バッチ試料測定→6h/4バッチ試料測定）はもとより、かなりの作業の省力化（32man·h/4バッチ試料測定→0.5man·h/4バッチ試料測定）が図れた。その他の効果として両工程における作業時間の短縮化（ト

表1 Pu試料測定の再現性
〔硝酸プルトニウムを一定量(10mg)採取したもの測定〕

測定No.	測定部1		測定部2	
	測定値*	平均 (標準偏差%)	測定値*	平均 (標準偏差%)
1	3.9055	(0.078)	3.9532	(0.015)
2	3.9091		3.9536	
3	3.9063		3.9531	
4	3.9074		3.9520	
5	3.9010		3.9529	
1	3.9050	(0.037)	3.9578	(0.046)
2	3.9057		3.9570	
3	3.9080		3.9569	
4	3.9074		3.9535	
5	3.9048		3.9547	
1	3.9048	(0.047)	3.9547	(0.17)
2	3.9070		3.9574	
3	3.9070		3.9717	
4	3.9026		3.9637	
5	3.9056		3.9579	
全 平 均 (標準偏差%)		3.9058 (0.053)	全 平 均 (標準偏差%)	3.9567 (0.13%)

* Pu測定値(mg)/Pu(NO₃)₄溶液採取量(g)

表2 自動化導入による作業改善評価

	従来法			
	方 法	処理能力/日	作業量*	所要時間
試料調製** 工 程	ビペットによる手動操作 (容量法)	2バッチ 試 料	1man·hr/ 1バッチ試料	8h/1バッチ
測定工程	オペレータによる単位差確定法 (手動)	1バッチ 試 料	8man·hr/ 1バッチ試料	*** 8h/1バッチ
改 良 法				
試料調製** 工 程	方 法	処理能力/日	作業量*	所要時間
	自動重量サンプリングシステム	4バッチ 試 料 (見込み)	0.5man·hr/1~4 バッチ試料 以下(見込み)	1h/1バッチ
測定工程	全自动クーロメーター	4バッチ 試 料	0.5man·hr/1~4 バッチ試料以下	*** 6h/4バッチ

* : 査察対応の時間は含まない。

** : 収去試料及び施設計量分析試料の両者の調製。
(一次サンプリング、希釀、二次サンプリング)

*** : STDによる管理分析も含む。

一タル36h/4バッチ試料調整・測定→1h/4バッチ試料調整・測定)に伴い、高濃度プルトニウム取扱い時の被曝の低減化が図れるものと考える。

4. 結言

動燃再処理工場では、入・出量計量分析作業及び保障措置取去試料調整作業において、これまでかなりの作業量を要していたことから、現在各作業工程の自動化を進めている。本報では特にプルトニウム

製品系分析における自動化の現状について特に紹介したが、これにより作業の省力化、信頼性の向上が見込まれている。今後は入量計量分析工程の自動化を完結させ、計量分析工程全体の省力化を計る考えである。

参考文献

- 1) Asakura, Y. et al., PNCT 841-82 (10-1982)



動燃東海再処理工場における ニア・リアル・タイム計量管理の フィールドテスト

小森 芳昭 草野 俊胤* 岩永 雅之** 都所 昭雄*
 小松 久人* 舛井 仁一 三浦 信之*
 再処理部 * 東海事業所再処理工場処理部 ** 安全部

資料番号：60-9

Field Test of Near-Real-Time Material
 Accountancy at the PNC-Tokai Reprocessing
 Plant

Yoshiaki Komori Toshitsugu Kusano* Masayuki Iwanaga**
 Akio Todokoro* Hisato Komatsu* Jinichi Masui
 Nobuyuki Miura*
 (Reprocessing Development Division.
 * Processing Division, Tokai Reprocessing Plant,
 Tokai Works.
 **Safety Division.)

ニア・リアル・タイム計量管理（NRTA）は、再処理施設の最も重要な国際保障措置手法の一つとして注目されている。動燃東海再処理工場では、NRTAの工場への適用性と効果を研究するため、1980年から1985年にかけて工場の運転期間中に必要なデータの採取（フィールドテスト）を行った。特に1985年の後半は、JASPASの一項目としてIAEAと協同でフィールドテストを行った。

フィールドテストにより、NRTAに必要なマンパワー及びNRTAの効果等について得られた知見について報告する。

Key Words: Reprocessing, Safeguards, Material Accountancy, Near-Real-Time, Material Accountancy, NRTA, In-process Inventory.

1. はじめに

ニア・リアル・タイム計量管理（Near-Real-Time Material Accountancy、以後NRTAと記す）は再処理施設の最も重要な保障措置手法の一つとして、国際的に注目を集めている。

動燃東海再処理工場では、実際の工場へのNRTAの適用性を評価することと、NRTAの保障措置上の効果を評価するためのデータを得ることの2点を目的として、1980年から1985年にかけて工場運転期間中にNRTAデータの採取、すなわちフィールドテストを実施してきた。特に、1985年9月から12月にかけては、JASPAS (Japan Support Program for the Agency Safeguards)の一項目として、

公式にIAEAと共同でフィールドテストを実施した。

2. NRTAとは

現在行われている計量管理は、核物質（ウラン及びプルトニウム）の移動量の測定と、工程を停止して行うクリーンアウト実在庫測定（実質年2回実施）により物質収支を確定し、核物質の異常なロスなどが無いことを確認するものである。NRTAは、この在来の計量管理を補完する手段であり、工程を運転している最中にも工程内の在庫測定を行い、頻繁に物質収支を確定することにより、保障措置上有意な異常の探知をタイムリーに行える可能性を高め

ようとするものである。

NRTAでは、物質収支が頻繁に逐次得られるため、その解析には前後のデータと相関を持つデータ列の性質を利用した逐次分析などの統計的手法が用いられる。この手法は各国の統計専門家により研究が続けられており、シミュレーションにより得られたデータを用いた評価が中心に行われてきたが、実際のデータに基づく評価が課題となっている。また、統計解析の基礎データとして利用する測定誤差の実際的な値の把握も課題の一つとなっている。

3. 動燃東海再処理工場におけるフィールドテスト

3.1 実施要領

3.1.1 10日間モデル (10days detection time model)

NRTAの概念は物質収支の時間軸を短くすることで共通ではあるが、その実施形態は各種検討されている。このうち、動燃東海再処理工場で検討を進めてきたものは10日間モデルと呼ばれるもので、物質収支期間を7日に設定し、試料分析及びデータ整理を以後3日以内に終了しようとするものである。合計10日間という時間は、分離されたプルトニウムに関する（核爆発装置への）転換時間をもとにIAEAに対してSAGSI (Standing Advisory Group on Safeguards Implementation) が提唱した探知

目標の時間的要に基づき定められたものである¹⁾。

3.1.2 データ採取

図1は再処理工場全体の中のプルトニウムの流れとNRTAの物質収支区域及びその中の主要な装置を示すものである。

NRTAに必要なデータは、入量（使用済燃料の溶解液）、出量（製品硝酸プルトニウム溶液）及び約7日毎の工程内在庫の測定により得られる。

使用済燃料の溶解液は1日に2バッチ発生し、1バッチ当り約2m³で、濃度約1～2g/lのプルトニウムと約200g/lのウラン及び核分裂生成物等を含む。製品硝酸プルトニウム溶液は約1日に1バッチ発生し、1バッチ当り約30lで、約230g/lのプルトニウムを含む。これらは在来の計量管理の一部として、バッチ毎に液量とプルトニウム濃度の測定が行われている。

7日毎の工程内在庫測定は在来の計量管理には含まれるもので、NRTAのフィールドテストのために特に計画して行われた。工程運転中の工程内在庫は主に図1に示した各装置内に存在する。ただし、プルトニウム溶液蒸発缶中の在庫は運転中に直接測定を行うことが困難である。これを避けるため、工程内在庫測定は、必ずプルトニウム溶液蒸発缶からプルトニウム製品計量槽に溶液が抜き出された時か

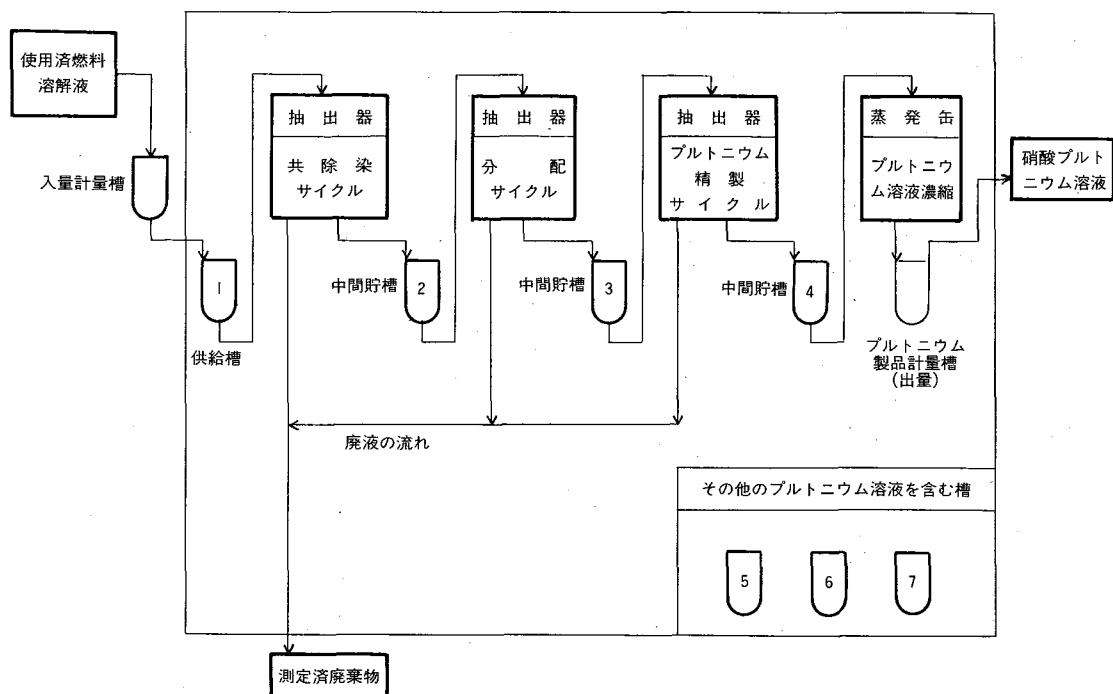


図1 NRTAの適用される物質収支区域

ら、蒸発缶に次のバッチの濃縮のための溶液の供給が開始される時までの間に行うこととした。また3つの抽出サイクルの抽出器内のプルトニウムの在庫も直接測定することが困難であるが、これらは定常運転中は変動が少なく、物質収支への影響が少ないといため、常に一定として取扱うこととした。従って、約7日毎の工程内在庫測定は、プルトニウム溶液蒸発缶から溶液がプルトニウム製品計量槽に抜き出された時を見はからって、図1の1~7の槽の液量の測定とプルトニウム濃度測定のための各槽からの試料採取を一斉に行うことにより行われた。

3.2 結果

結果はデータの傾向等から判断し、3つの期間に分けて図2から図4に示した。

各図に示したCUMUFは各物質収支期間に対し得られた物質収支、すなわちMUFを累積したもの(Cumulative MUF)である。もしMUFが常に正の値

を取る傾向が有ればCUMUFは増加する。横軸はプルトニウムの累積通過量であり、大体時間の経過に対応する。このプロットの方法では、もし入量と出量のどちらかまたは両方の測定に補正されていないバイアスが存在した場合、CUMUFは直線的な増加または減少傾向を示す。

3.2.1 C-1, C-2 及び81-1キャンペーン (図2)

CUMUFがプルトニウムの累積通過量に対し、明らかに直線的に減少している。これは、負のほぼ一定のMUFがこの期間全体にわたって存在していたことを示している。負のMUFはプルトニウムのゲインを意味するが、これは有り得ないことである。従って、この傾向は明らかに入量と出量のどちらかまたは両方の測定にバイアスが存在していたことを示しているといえる。

このバイアスの原因はその後の調査により、主に出量の液量測定にあったことが明らかにされ、対策が取られた²⁾。

3.2.2 81-2, 82-1 及び82-2キャンペーン (図3)

C-1~81-1キャンペーンで見られたようなCUMUFの減少はほとんど認められず、バイアスへの対策が妥当であったことが示されたといえる。

3.2.3 85-1B, 85-1C 及び85-2キャンペーン (図4)

わずかながらCUMUFの増加の傾向が見られ、MUFが正の傾向にあったことを示している。工程運転上は、この原因となるようなプルトニウムのロス

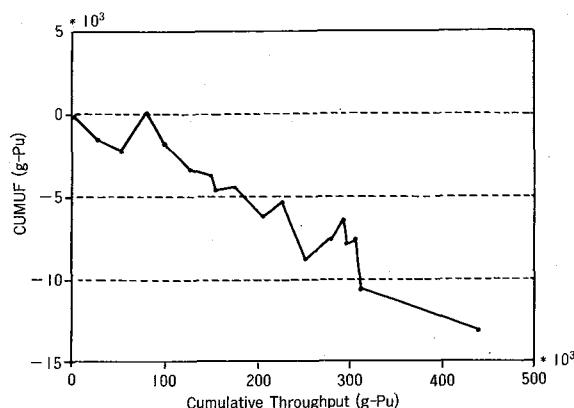


図2 C-1, C-2, 81-1キャンペーンにおけるCUMUFデータ

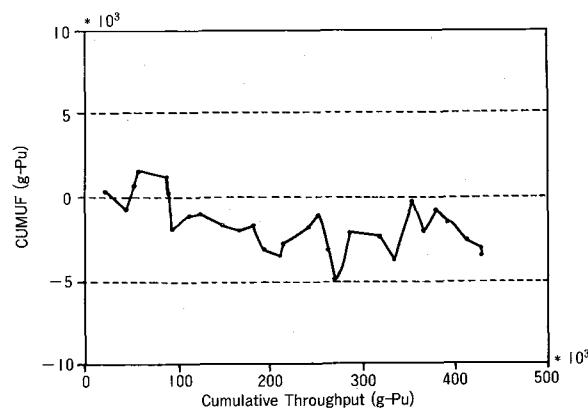


図3 81-2, 82-1, 82-2キャンペーンにおけるCUMUFデータ

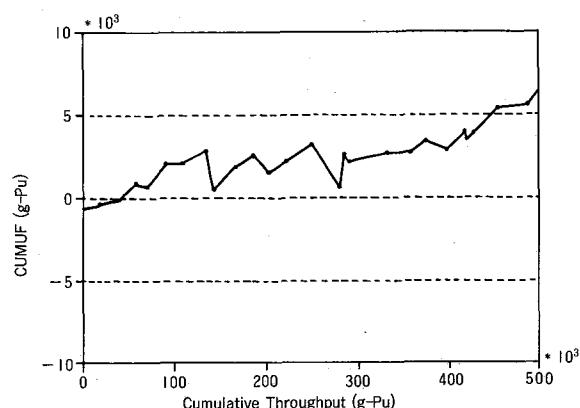


図4 85-1B, 85-1C, 85-2キャンペーンにおけるCUMUFデータ

は無かった。従って、このデータの傾向はやはり測定バイアスが原因となっていると考えられる。しかし、今のところこの原因は明らかにされていない。

なお、この結果は少なくとも在来計量管理では誤差の範囲内であり、何らかの異常を示すものではないと結論される。

3.3 評価

3.3.1 NRTAの実施に必要なマンパワー

10日間モデルは、その実施のために新たな計装などを要するものではないが、データ採取のために在来の計量管理及び工程管理のための作業に加えて41 man-hour/weekの作業量を要した。これらはほぼすべて分析に要した作業量であった。また、約7日に1回の工程内在庫測定を実施したチームの作業量は通常の作業に加え約10~15%増加した。

3.3.2 NRTAの効果

CUMUFデータの直線回帰分析の結果、物質収支データの誤差は約1 kgと推定された。この値はプルトニウムの1有意量(8 kg)に比べ十分に小さい。従ってプルトニウム1有意量を短時間で転用する、いわゆる一括転用に対しては、これを高い確率でタイムリーに探知し得る可能性があり、効果的であるといえる。

一方、少しづつ長期にわたり転用する。いわゆる少量分割転用はCUMUFの傾きとして現われるはず

である。しかし、この傾向が測定バイアスによるものあるいは転用なのかを区別することは、NRTAのみでは無理であり、他の保障措置手段の結果を含めた総合的な判断が必要である。

4. おわりに

動燃東海再処理工場におけるNRTAのフィールドテストは、実際の工場におけるNRTAの経験として他に例のない貴重なデータを提供したといえる。

再処理工場一般に対するNRTAの適用性あるいは効果は、各工場の特質(特にスループットとホールドアップ)に依存するものであり、必ずしもこの成果をもって一概に判断することはできない。

しかし、NRTAの現実的問題の一つとして測定のバイアスがNRTAの効果に重要な影響を与えることが示され、これは動燃東海再処理工場に限られた問題ではないと思われる。従って、測定のバイアスの大きさと原因の解明及びその補正に関する検討が、NRTAの有効性を高めるための、今後の重要な課題の一つであるといえる。

参考文献

- 1) G.Hough, I.Shea, D.Tolchenkov (IAEA), "Technical Criteria for the application of IAEA Safeguards", IAEA-SM-231/112
- 2) M.Tsutsumi, N.Suyama, T.Kinuhata, G.Fukuda, T.Koizumi, "Result of Material Accountancy and Control and an Evaluation for MUF at the Tokai Reprocessing Plant", IAEA-SM-260/118



吊下げ式秤量計の開発

岩本 友則 米川 和夫 池田 邦夫
秋葉 光徳 谷 明道

人形峠事業所ウラン濃縮試験工場

資料番号：60-10

Development of hanging Type Weighing System

Tomonori Iwamoto Kazuo Komegawa Kunio Ikeda
Mitsunori Akiba Akimichi Tani
(Uranium Enrichment Pilot Plant, Ningyo-Toge Works.)

現在、計量管理に用いている精密秤量計は0～3000kgの測定範囲で±0.1kgという極めて高い精度をもつものであるが、大型かつ高価で据置式であるため、シリンドラ秤量の操作性に難点がある。このため適切な測定精度を持ち、低コストで持ち運び自由な吊下げ式秤量計を開発し、実用プラントにおける計量管理への適用の可能性についてIAEAの目標値と対比しながら検討評価を行った。

Key Words: IAEA, Safeguard, GCF, Uranium Enrichment Plant, Material Accountancy, Weighing System.

1. はじめに

遠心法ウラン濃縮施設におけるウランの定量は、工程管理及び計量管理上、極めて重要である。

人形峠事業所ウラン濃縮試験工場において、ウランは原料、製品及び廃品ともUF₆の状態で、30Bシリンドラにより取扱われる。従って、ウランの定量は30Bシリンドラの秤量と、シリンドラ内ウランの純度分析によって行われる。

既設の秤量計は、0～3000kgの測定範囲で、±0.1kgという極めて高い精度をもつものであるが、大型かつ高価で据置式であるため、シリンドラ秤量の操作性に難点がある。

シリンドラ中のウランは、シリンドラの重量測定とウラン純度の分析によって定量されることから、その測定誤差に寄与するものは、シリンドラ重量測定誤差とウラン純度の分析誤差である。このことは、一方が極めて高い精度であっても、ウランの測定精度上あまり意味がないことを示している。従って、費用

対効果の観点からは、どちらも同程度の精度であることが適當である。

分析誤差は、ウラン濃縮試験工場の最新技術をもってしても、相対精度で±1.03%程度であることが最近の経験から明確となった。このことは、シリンドラ重量測定精度は、±0.5kg程度で良いことを示している。

測定範囲0～3000kgで±0.5kg程度の測定精度であれば、小型で、軽量のロードセル方式による秤量計で目的を達し得る可能性がある。従って、ロードセルを用いた吊下げ式秤量計を試作し、人形峠の実プラント下でその精度及び操作性等について評価し、併せて、計量管理への適用性について評価したので報告する。

2. 吊下げ式秤量計の仕様

測定対象がANSIモデル30Bシリンドラであり、この取扱いの大半はクレーンで行うことから、吊下げ式

秤量計の主な設計条件を以下のとおりとした。

(1) 測定精度等の仕様

- ・測定範囲 : 0 ~ 3000kg
- ・測定精度 : $\pm 0.5\text{kg}$ 程度とする

(2) 操作性の仕様

- ・クレーン吊下げ式で持ち運び自由とする
- ・データ転送を無線で行う
- ・無線到達範囲を半径50m以上とする

このような設計仕様に基づき試作した吊下げ式秤量計及び測定作業を図1及び図2に示す。

3. 測定精度評価の方法

計量管理への適用の可能性を評価するに当たり、吊下げ式秤量計の測定精度等を下記の方法によって評価する。

なお、ゼロ点調整とスパン調整は、試験実施日毎に開始前に行うこととした。

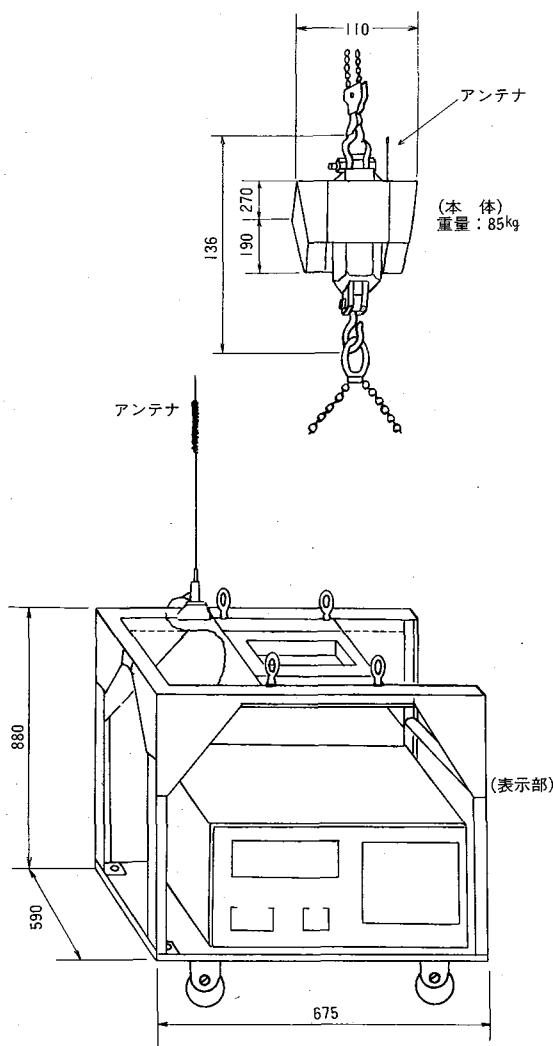


図1 吊下げ式秤量計外観図

3.1 測定精度の評価方法

測定精度の評価は、以下のとおり行う。

精密秤量計で正確に測定した基準シリンドラ^{注) 25}

本を常温(15°C ~ 22°C)において、吊下げ式秤量計で各8回ずつ計200回測定する。そして精密秤量計での測定値を真値とみなし、吊下げ式秤量計で測定した値との差を求める。次に得られた200点のデータをバイアスとランダム誤差成分を持つものとして評価する。なお、バイアス及びランダム誤差の信頼幅について、信頼率95%で検定推定を行う。

^{注)} 25本の基準シリンドラの内訳は、下記の重量各5本とする。

約650kg 約1300kg 約2000kg

約2700kg 約2600kg (片寄り荷重)

3.2 直線性の評価方法

測定範囲0 ~ 3000kgにおいて、直線性を評価するために、測定精度評価試験で得られたデータについて各重量毎に各々のバイアスとランダム誤差を求め、直線性を評価する。

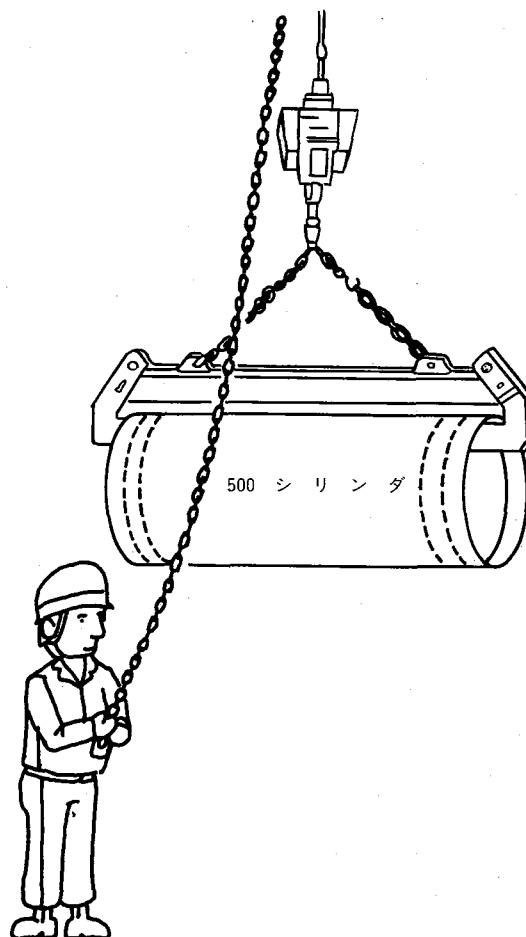


図2 測定作業

3.3 片寄り荷重の影響の評価方法

測定精度評価試験で得られたデータを片寄り荷重(充填方法の違いにより、偏重が生じたシリンダ)のものと約2700kgのものとを、各々にバイアスとランダム誤差を求め、片寄り荷重の影響を評価する。

3.4 環境温度の影響の評価方法

環境温度の影響を見るために、25°C～32°Cの室温時に3.1項と同様の方法により評価する。

4. 測定精度評価の結果

測定精度の評価を表1に示す。

直線性については、ランダム誤差程度で十分な直線性を示した。

片寄り荷重の影響については認められなかった。

環境温度の影響については、バイアスに違いが見られるが、ゼロ点調整とスパン調整を試験実施日毎に行っていることを考えれば、環境温度の影響のみとは考え難い。環境温度の影響については、今後の試験で評価していきたい。

5. コスト等の評価

吊下げ式秤量計のコスト等を、現在ウラン濃縮試験工場で用いている2つのタイプの精密秤量計と比較することにより評価する。

精密秤量計との比較を表2に示す。

これから、精密秤量計に比べ価格が半分以下であり、保守費用がほとんど不要であるため、非常に経済性に優れているといえる。

操作性については、精密秤量計のように測定の都度シリンダを秤量計まで運ぶ必要がなく、シリンダのある場所で測定ができる。また、クレーンでシリンダを移動中でも測定が可能であり、操作性に優れ

ている。

6. 計量管理への適用性の評価

仮にランダム誤差±0.52kg、系統誤差±0.25kgとして、ウラン濃縮試験工場における物質収支期間及び実在庫量の確認時に、吊下げ式秤量計を用いた場合と精密秤量計を用いた場合の σ_{MUF} の比較する

と

精密秤量計 吊下げ式

σ_{MUF} : ±23.6kg ±30.1kg

$\sigma_{MUF}/\text{年間スループット}$: 0.02% 0.025%

となり、両者ともほぼ同じ値となる。また、IAEAの目標値である「($\sigma_{MUF}/\text{年間スループット}$)が、0.2%以下」を十分満足する値である。

次に、実用プラントにおける適用性について検討する。

プラント規模を1500t-SWU/Yとし、また実用プラントでは大型の48Yシリンダが用いられるところから、測定範囲を0～15tonの秤量計とする。この場合の測定精度をランダム誤差±3kg、系統誤差±1.5kgとして考える。この値は今回の精度評価の結果から考えて、十分実現できる値である。

このような条件で σ_{MUF} を評価すると

σ_{MUF} : ±50.5kg

$\sigma_{MUF}/\text{年間スループット}$: 0.03%

となり、この値はIAEAの目標を満足するものである。

7. まとめ

今回開発した吊下げ式秤量計は、十分計量管理に使用することができるものであり、費用対効果の優れた計量管理を実現できるものである。

表2 コスト等の比較

	精密秤量計		吊下げ式
	HiAcc式	ジャイロ式	
価 格	1000万	780万	350万円
保守費日数	50万(1回/年) 2日	40万(1回/年) 1.5日	スパン調整 5分
測 定 時 間	10分	10分	5分
設 置 面 積	4 m ²	4 m ²	—
消 耗 品	• BLゲージ • 支点の刃 • リボン、紙	リボン、紙	リボン、紙
そ の 他	固 定 式	固 定 式	移 动 式

(注) 测定時間の大部分は、クレーンによる移動時間である。

表1 精度評価の結果

		常温時(15°C～22°C)	高温時(25°C～32°C)
測定	バイアス	点推定 0.21 [kg]	-0.25 [kg]
	ランダム誤差	区間推定 (信頼率95%) 0.15～0.27 [kg]	-0.33～-0.17 [kg]
精度	バイアス	点推定 0.45 [kg]	0.52 [kg]
	ランダム誤差	区間推定 (信頼率95%) 0.41～0.50 [kg]	0.47～0.59 [kg]

しかしながら、今後の課題としては、第一に環境温度の影響について、さらに確認しておく必要がある。第二に、48Yシリンダ用にスケールアップした場合の軽量化等の検討を進め、実用プラントへの適用を図る必要がある。

参考文献

- 1) 渡辺 理、ひずみゲージとその応用、日刊工業。
- 2) 系 忠、ひずみゲージ入門、コロナ社。
- 3) Safeguards Technical Manual, F. Statistical Concepts and Techniques, IAEA.
- 4) 品質管理入門コース・テキスト、日本科学技術連盟。



放射線管理用機器の管理

関 昭雄 野田 喜美雄 百瀬 琢磨
東海事業所安全管理部

資料番号：60-11

Maintenance and Calibration of Radiation Monitoring Instruments

Akio Seki Kimio Noda Takuma Momose
(Health and Safety Division, Tokai Works.)

放射線管理に使用される放射線測定器や警報装置等の放射線管理用機器の保全は、安全を確保する上で極めて重要である。再処理工場をはじめとする各種核燃料サイクル分野の施設がある東海事業所は、大規模な機器の長い管理経験を持ち、保全に関する技術を蓄積している。昭和61年4月には、保全対象機器の増加に対応して規模を拡大した新しい計測機器校正施設を完成させ、使用を開始した。施設の設計にあたっては、これまでの経験を生かし、目的別の照射室の設置と校正上好ましくない散乱放射線の低減化をした他、照射作業の省力化をはかるべく校正装置の自動化を進めた。これまでに得られたデータを基に、この計測機器校正施設の概要を記し、主な照射設備の紹介を行うと共に、過去数年間の保全の経験についてまとめた。

Key Words: Radiation Control, Radiation Monitoring Instruments, Calibration, Maintenance, γ -ray Source, Automatic Calibration System, γ -ray Scatter, Monitor Trouble.

1. はじめに

放射線管理のためにさまざまな放射線測定が行われているが、これらの測定結果は施設内あるいは周辺環境の安全確認の根拠として、また作業者の被ばく線量の低減化、作業方法の改善等に直接反映されるため、常に十分な信頼度が要求される。このため、測定、評価方法の確立はもとより放射線管理用機器の適切な保全が重要である。関係法令等においても、これら機器の定期検査、校正が義務付けられている。

東海事業所内各施設には現在約2,000台を超える放射線管理用機器が配備されているが、これらの定期点検、校正及び修理は全て安全管理部計測機器校正施設を拠点として実施している。定期点検の内容及び頻度は機器の種類によって異なるが、総合的な動作試験及び校正は全ての機器について年2回である。

東海事業所における放射線管理用機器の保全の経験は長く、本格的な点検、校正施設として建設された旧校正室の使用開始から10年が経過した。この間、再処理

工場をはじめとする各種施設の増設により、定期点検及び校正の対象となる機器の台数が増加する一方で、点検、校正の方法も高精度化、自動化にむけて改良が進められてきた。新しい計測機器校正施設は、増加する保全業務に対応するため、昭和60年4月に建設が開始され、同10月に竣工した。建設された新施設は昭和61年2月に管理区域の設定が行われ、同4月から使用が開始された。現在、保全業務を実施する一方、校正設備の充実と点検、測定技術の開発が進められている。

これらの経緯をふまえ、本稿では計測機器校正施設の概要と、主な照射設備の性能及び過去数年間の保全の経験に基づきまとめた放射線管理用機器の故障の現状について報告する。

2. 計測機器校正施設

2.1 建屋

計測機器校正施設はプルトニウム燃料第3開発室東側の海岸に面した場所に建設され、建屋は放射線

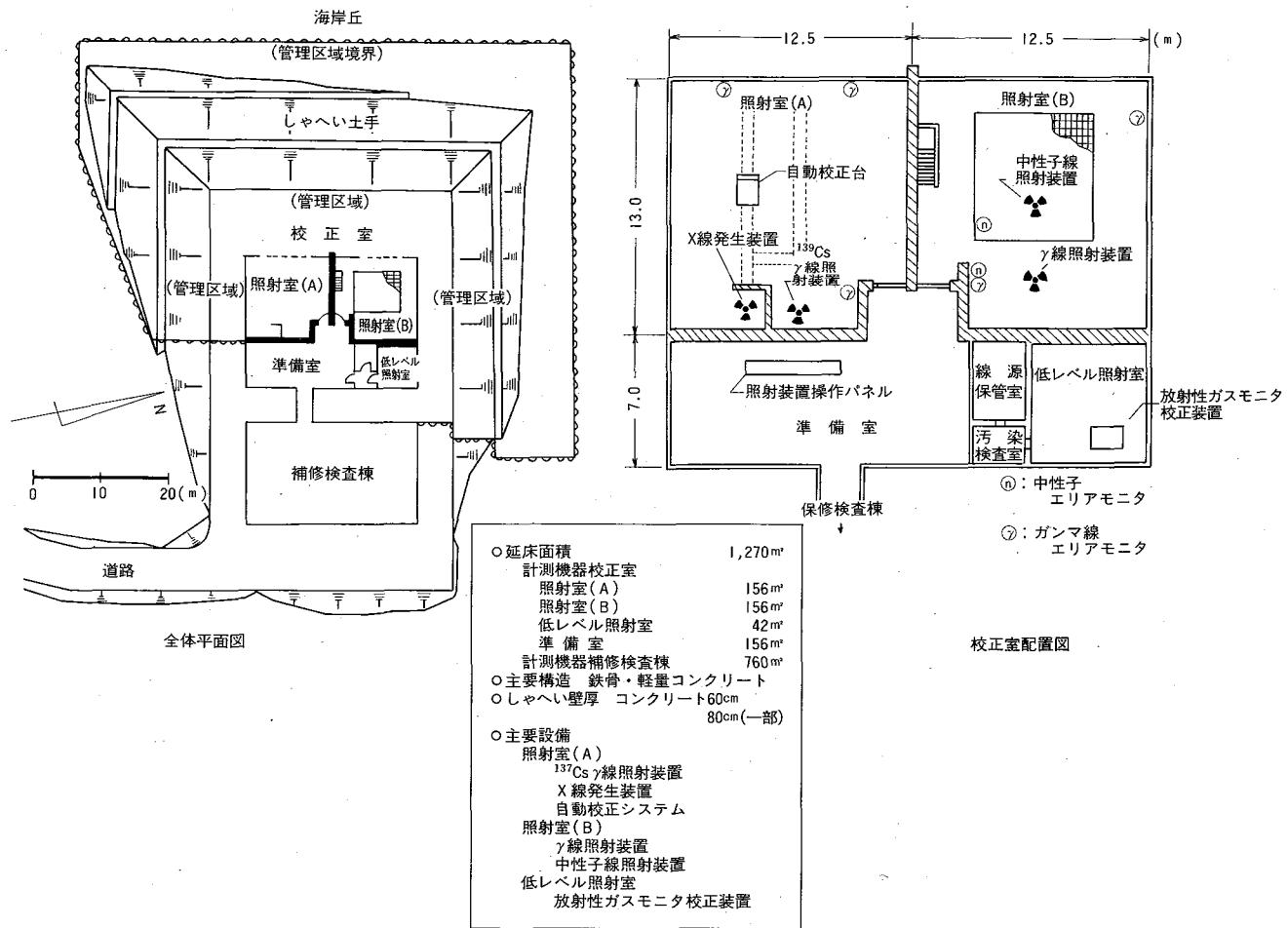


図1 計測機器校正施設概要

の照射を行う校正室と電子回路の検査及び故障修理等を行う補修検査棟に分かれている。このうち校正室には放射線の種類と線量レベルに応じた3室の照射室が設けられている。図1に施設概要と校正室配置図を示す。照射室(A)と照射装置操作パネルのある準備室を区切るしゃへい壁は高さ5.6m、厚さ60cmのコンクリート製である。照射室(A)と照射室(B)間の壁は高さ4.2m厚さ60cmである。また、照射室(B)と低レベル照射室間の壁厚は、低レベル照射室の線量率が照射室(B)の影響を受けないよう配慮し80cmとなっている。本施設の設計にあたっては、校正の条件として好ましくない放射線照射中の散乱放射線によるエネルギースペクトルの乱れをできる限り低減化するために壁及び屋根、天井材等に軽い材質の建材を採用した。即ち、建屋外壁は鉄骨構造で、壁材として厚さ10cmの軽量発泡コンクリート(A L C板: 絶乾比重0.5)を使用している。床から天井までの高さは、照射室(A)、(B)において4.0m、低レベル照射室において2.6mで天井材質は厚さ6mmの石綿板である。このようにしゃへい壁が片面のみの

ため、放射線の放出される方向の大部分は床面を除き散乱体の少ない条件となる。校正室建屋外周は海岸丘を方状に切り通した土手となっており、しゃへい用の土手として利用されている。

2.2 照射設備

照射室(A)にはX線発生装置と¹³⁷Cs γ線照射装置があり、いずれもビーム状に放射線を放出させることができる。本照射室では、特に定常的な校正作業の省力化や校正精度の向上を図る目的で自動校正システムが設置されており、¹³⁷Cs γ線照射装置と自動校正台とをコンピュータで制御することにより、短時間のうちに多数の放射線測定器を校正することができる。

照射室(B)には²³⁸Pu-Be、²⁴¹Am-Be、²⁵²Cfを内蔵した中性子線照射装置及び⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²²⁶Raを内蔵したγ線照射装置があり、いずれも4π方向の照射が行える。中性子線の床面による散乱の影響を防ぐため、室内中央には6.0×6.0×2.0mの地下ピットが設けられ、このピットの天井部、即ち照射室

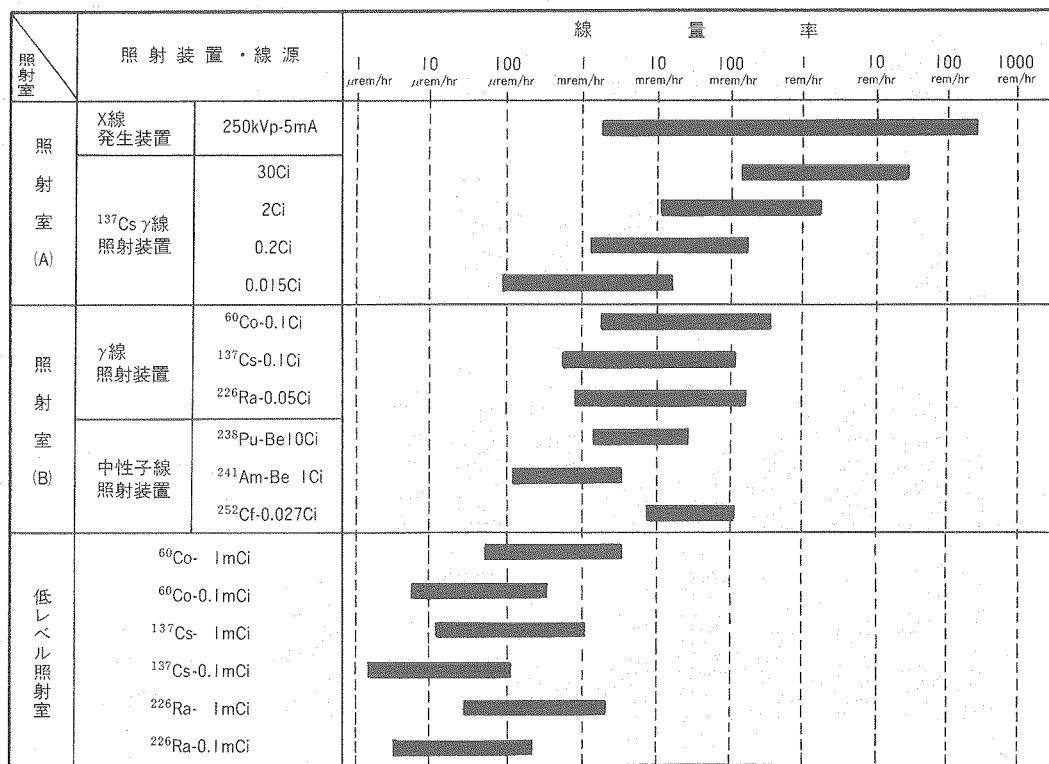


図2 主な基準線源と線量率範囲

(B)の床面には鉄製グレーチングが敷かれている。グレーチング中央には中性子線照射装置の照射筒が固定されており、中性子線源が地下ピットからグレーチング床上1.2mの高さにエアシャータで送り出され、照射筒上限で電磁石により保持される構造となっている。

低レベル照射室には、環境モニタリング用機器の校正等を行うための比較的放射能の弱い線源が準備されている他、非密封の放射性ガス(^{85}Kr 、 ^3H 、 ^{14}C)を用いてガスマニタの校正を行うための基準測定器、ガス循環装置、フード、排気設備等が設置されている。なお、この照射室では非密封の放射性同位元素を取扱うことから、入口に汚染検査室が設けられている。

校正室で保有する主な線源と得られる線量率の範囲を図2に示す。

3. 自動校正システムの概要

計測機器校正施設の諸設備のうち、その中心となる自動校正システムについて、 $^{137}\text{Cs} \gamma$ 線照射装置を組合せて使用した場合の性能について述べる。

3.1.1 装置概要

自動校正システムは $^{137}\text{Cs} \gamma$ 線照射装置と自動校正台、操作パネル等から構成されている。 $^{137}\text{Cs} \gamma$ 線照射装置の線源格納容器は直径580mm、高さ360mmの鉛製で、厚さ10mmの鉄製外枠で囲まれている。線源の放射能は30Ci、2Ci、200mCi、15mCiの4種類である。照射口前面に鉛厚155mm相当の円筒形シャッタがあり、照射時にはこのシャッタが開き、鉛製コリメータにより中心軸から開き角度11.3°(1mの距離において照射半径20cm)の円錐状に γ 線が放射される。床から照射野中心までの高さは通常1.5mに設定される。得られる照射線量率の範囲は、線源の放射能と照射距離の選択により0.1mR/h～40R/hの範囲である。但し自動校正台を使用した場合、距離設定が0.9m以上となるため、最大線量率は10R/h程度となる。

自動校正台は縦1.5m×横1.4mで、巾1.2m、長さ10mの軌道上を照射軸方向へ前後に移動する。自動校正台の校正用テーブルは1m×1mで床からの高さは通常1.3m(照射野中心の下方20cm)に設定されている。本テーブルは、照射軸に対し直角方向へ左右に40cm以内で移動可能なため、テーブル上に並列に配置された5台の被校正測定器を順次、短時間内

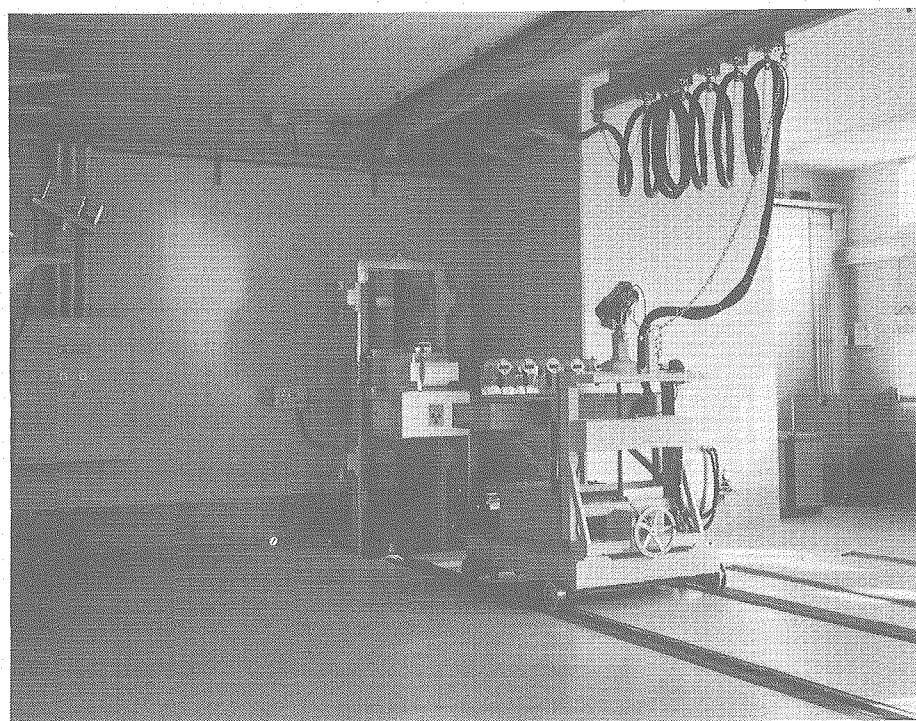


写真1 137Cs γ線照射装置と自動校正台

に校正することができる。また、線源からの距離の測定方法は、ラックアンドピニオンを利用したエンコーダによる機械的計測と、レーザ光を利用した計測法を独立して併用しており、その位置決め精度は1 m～9 mの範囲で設定値に対していずれも±1 mm以内である。また、この自動校正台は、X線発生装置を用いた校正作業に対しても使用できるようになっており、レールトラバースにより両照射装置用軌道間を移動することができる。これらの装置の概要を写真1に示す。

137Cs γ線照射装置及び自動校正台の動作制御は、準備室の操作パネルにおいてマイクロコンピュータによる対話形式で行い、照射する線量率に適した線源の選択、照射距離の計算、自動校正台の移動等を行うと共に、校正結果の処理や線源使用記録作成も可能である。本システムにより、校正作業のみに着目した場合、作業に要する時間は距離設定等人手を中心とする従来の作業方法に比べ約1/4～1/5に短縮できることを見込まれる。

3.2 自動校正システムの放射線的特性

大部分の被校正測定器は、検出器の有感部の大きさが照射野の面積と比べて点と見なすことができないため、校正を行う場合の照射野の線量率分布は均一であることが望ましい。また、散乱放射線の寄与によ

り照射するγ(X)線の線質が変化するため、線源と検出器、散乱体の位置関係が校正精度に影響を与える場合がある。これらのことから照射野均一性、自動校正台及び壁、床による散乱放射線の寄与について評価した。測定に用いた基準線量計は空気等価壁電離箱で、主な構成及び検定結果を表1に示す。

3.2.1 照射野均一性

前述のように137Cs γ線照射装置からのγ線ビームは円錐型鉛コリメータによりコリメートされており、照射ビームの開き角度は1 mの位置で半径20 cmである。しかし、実際に得られる照射野は線源容器の形状、コリメータ端における放射線の散乱等の影響により同一距離でも照射線量率が均一とはならない。図3及び図4に、自動校正台上で線源からの距離が2 mの位置における水平方向及び垂直方向の線量率分布の測定結果を示す。図中、点線は散乱

表1 基準線量の構成及び検定結果

構成	
検出器	Victoreen 550-3 (330cc 空気等価壁電離箱) ビルトアップキャップ使用
測定器	Victoreen 500 (MOSFET 入力オペアンプ)
国家標準による検定結果	
検定日	昭和61年7月31日～8月5日
校正定数	1.00 (137Cs γ線)
検定精度	±3% (試験品の再現性を含まない)

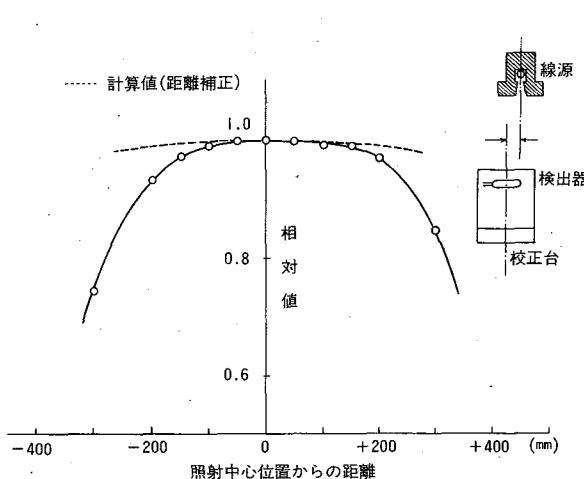


図3 線源から2mの位置における
照射線量率の分布(水平方向)

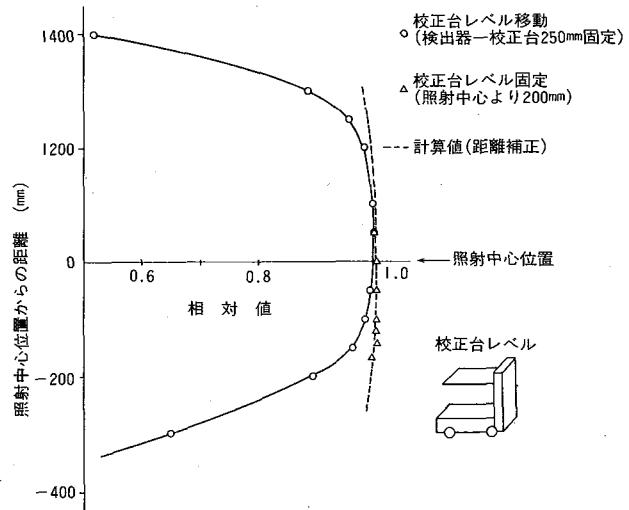


図4 線源から2mの位置における
照射線量率の分布(垂直方向)

等を考慮しない場合の計算値である。本結果から、まず水平方向について照射野中心の線量率から1%以内の領域は中心から左右約10cm内で、20cm～40cmの間では中心部線量率の約80%、40cmの位置では50%以下となることがわかった。また、垂直方向について、図4中○印で示した実線は、線量計を校正台の上方25cmに固定し、校正台レベル（床から校正用テーブルまでの高さ）を変化させた場合の測定結果であるが、水平方向と同様に照射野中心に対し上下約10cm内で均一であった。また、本図中▲印で示した実線は校正台レベルを照射野中心から20cm下に固定した場合の校正用テーブル上の線量率分布であるが、校正台レベルを変化させた場合と比べ、分布が一様になった。本結果は、校正用テーブルからの散乱放射線により、テーブル近傍の線量率が増加し、直接放射線の減少分を補完したものと考えられる。この場合、散乱放射線による照射線量率への寄与は、校正用テーブルより5cmの位置で約4%であるが、20cmの位置ではほとんど無視できると考えられる。

3.2.2 照射室内散乱放射線の影響

室内散乱放射線の評価方法として、遮蔽体を用いて線源からの直接放射線をカットする方法が知られているが、各距離における照射線量率の測定値と、ある点を基準として距離の逆二乗則から求められた各距離における計算との比により、評価を行うことが可能である。即ち、直接放射線による線量率は、空气中での吸収及び散乱を無視すれば、正

確に線源からの距離の二乗に反比例するのに対し、散乱放射線による線量率は、散乱体との位置関係により決まるため、逆二乗則には従わないことが知られている。照射室(A)において¹³⁷Cs γ線照射装置を用いた場合の各位置における照射線量率の測定値と計算値の比を線源から1mの距離での測定値を基準として示す。本結果において1mから2mまでの間で測定値が計算値より約2%程度大きくなっているが、これは散乱放射線による線量率の増加ではなく、照射野均一性によるものと考えられる。即ち、3.2.1.の結果から1mの位置における均一な照射野は半径5cm程度となるのに対し、基準線量計の検出部の大きさは円筒形で56mmφ×176mmLと、これを上まわるため測定値が低下したものと考えられる。また、2mから3mの付近を頂点として測定値の割合が減少するが、これはγ線の空気による吸収及び散乱の減衰効果と、校正台等の散乱による線量増加効果が重なった結果と考えられる。なお、線源から11mの位置に大型物品搬入口があり、ここにはスチールシャッタが設置され後方壁となっているが、それによる散乱の顕著な効果は表われなかった。

以上のことから本照射装置では逆二乗則計算値で校正を行う場合でも誤差は最大3%以内となることが確認された。本結果は、2.1で述べた散乱放射線に対する配慮が有効であること、及びコリメータにより照射野が十分に絞られていることを示すものと考えられる。

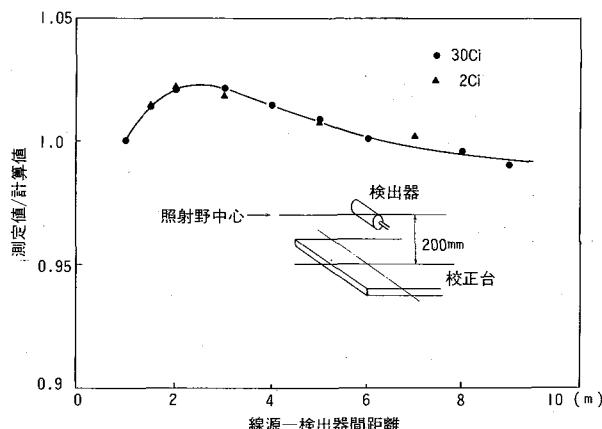


図 5 ^{137}Cs ガンマ線照射装置による照射線量率の測定値と逆自乗則計算値との比

表 2 基準線量計による ^{137}Cs ガンマ線照射装置の照射線量率測定結果
(1986. 9. 1 現在)

線源名	距離(m)	照射線量率(mR/h)
^{137}Cs 30Ci	2	$2,400 \pm 7.0$
^{137}Cs 2Ci	2	189 ± 7
^{137}Cs 200mCi	2	15.4 ± 0.5
^{137}Cs 15mCi	1	4.9 ± 0.2

3.2.3 基準照射線量率測定結果

表 1 に示す基準線量計を用いて ^{137}Cs ガンマ線照射装置に内蔵している各線源の 1 m または 2 m の位置における照射線量率を測定した。結果を表 2 に示

す。本結果における精度には、国家標準による検定精度 3 % と測定器の再現性による精度が含まれる。本線量計の再現性は、測定時間の適切な設定と測定時のノイズ、リーク電流及びゼロ点ドリフトに対する補正の結果、180mR/h以上の線量率の測定には 0.5 % (3σ) 以下であったが、10mR/h付近では 2 % (3σ) 程度となった。従って 10 m R/h 付近の領域の基準線量場設定の際の精度は 4 % となる。

4. 放射線管理用機器保全の現状

計測機器校正施設では、東海事業所内各施設の放射線管理用機器に対し年 2 回の定期検査を実施し、保守管理に努めている。過去 3 年間の主な機器の故障率を図 6 に示す。サーベイメータ類は、1 台あたり年間約 0.5 件の故障が発生しているが、 α 線測定用ハンド・フット・クローズモニタでは、検出面の破損等により約 20 件となっている。それぞれの故障率は、使用頻度が極端に変化しなければほぼ一定しており、点検頻度や予備品の数量等を決定する上で有用である。

さらに、昭和 60 年度の保全データに基づき、サーベイメータ及びハンド・フット・クローズモニタに発生した故障等を、故障部位別に図 7 にまとめた。本図において、斜線部分は機器使用期間中に発生した故障で、白ぬき部分は定期点検により発見された故障、または点検基準に入らなかったも

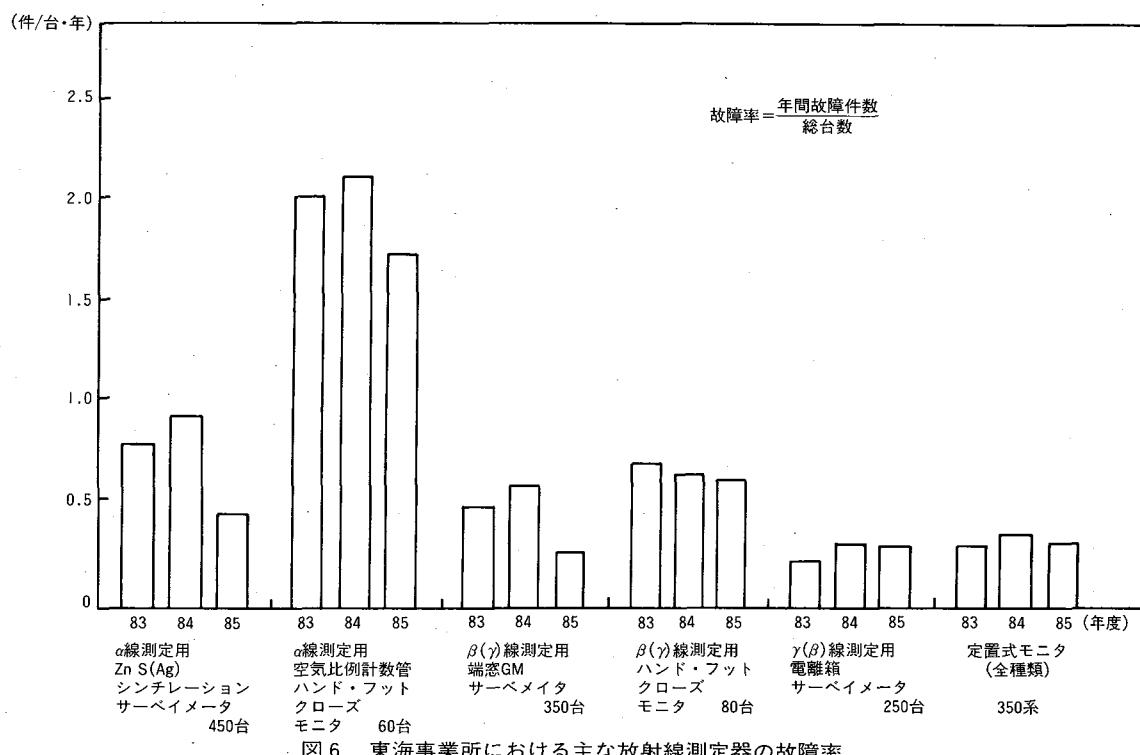


図 6 東海事業所における主な放射線測定器の故障率

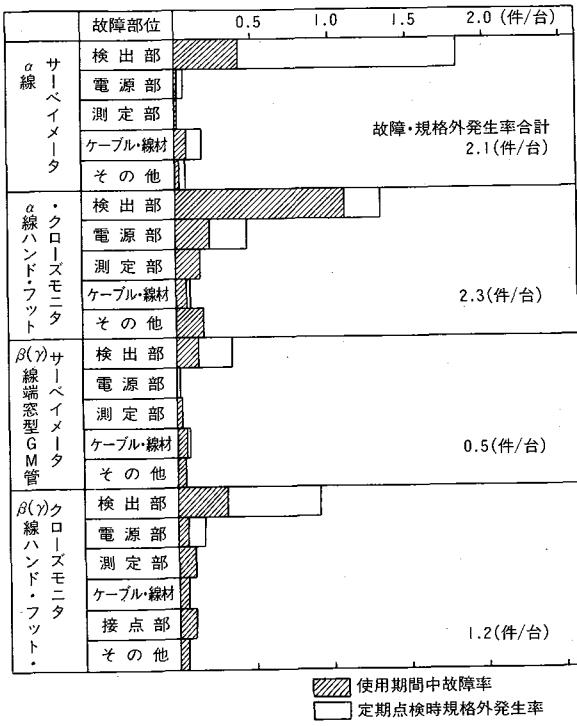


図7 故障等発生部位の内訳（昭和60年度）

のである。本結果において、検出部の故障に注目すると、定期点検により発見された割合が多く、予防的な保全の効果が認められる。また、いずれの機種についても、検出部の故障が全体の2/3以上を占めており、これらの機器の故障の特徴となっている。本結果は、検出部の定期交換方式の導入等保全管理の内容を検討する上で有用である。

また、表3に各機種毎の点検、修理に要する平均的な作業時間をまとめた。本数値は、昭和59年度と昭和60年度に専任の保全作業担当者が点検及び修理に要した時間に基づき算出したものである。機種毎に作業所要時間が異なる理由は、点検の内容が異なることの他に、点検場所の作業条件、即ちモニタの設置現場での作業か、あるいは専用作業室での作業かどうかが異なっているためである。

表3 放射線管理用機器の平均点検所要時間及び修理時間
(昭和59~60年度実績)

機種	点検所要時間 (時間/台)	平均修理時間 (時間/件)
α 線サーベイメータ	1.5	
$\beta(\gamma)$ 線端窓型GM管 サーベイメータ	2.0	0.8
$\gamma(\beta)$ 線電離箱 サーベイメータ	3.0	
α 線ハンド・フット・ クローズモニタ	5.5	
$\beta(\gamma)$ 線ハンド・フット・ クローズモニタ	7.0	2.6
定置式モニタ (ダストモニタ エリアモニタ ガスモニタ 他)	23	4.4

5. まとめ

本稿では計測機器校正施設の概要と照射設備の諸性能について報告した。特に、 ^{137}Cs γ 線照射装置と自動校正台を用いた場合の散乱放射線の影響に関する評価を行い、2次基準線量計等を校正するための基礎データを得た。また、放射線管理用機器の保全について現在の年2回の定期検査体制下で発生する故障の実態について定量化した。

今後の課題として、基準照射設備、基準照射技術の強化があげられる。これは、ICRP勧告等で提案され法令にも取り入れられると予想される被ばく線量評価に関する新しい概念や方法に積極的に対応できる校正技術の確立を進めていくことを目的とするもので、当面の具体的な計画としては、軟X線に対する照射線量基準の整備、 β 線に対する基準照射設備の整備等がある。また、放射線管理用機器の効率的な保全を推進していくために、点検、校正作業の自動化やコスト評価に基づく点検内容及び点検頻度の合理化を進めていくことが必要である。計測機器校正施設を拠点として放射線管理用機器の管理に関するこれらの諸課題の検討を進めていく。



ウラン資源探査エキスパート システムの開発

石堂 昭夫

中部事業所技術開発課

資料番号：60-12

Expert System for Uranium Exploration

Akio Ishido

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

ウラン資源探査のプロジェクトの評価を目的としたエキスパートシステムを開発した。このシステムは、代表的な4つのウラン鉱床タイプに関する知識を推論ネットワーク型データ構造で記述した推論部とエディタより成っている。パソコンコンピュータ上のc言語で開発したため、容易に利用でき移植性も高い。また、エディタによってシステムの修正、新規構築も容易である。ウラン探査分野における実用化にあたっては、さらに柔軟な知識の記述方法を検討してゆく必要があろう。

Key Words : Expert System, Uranium, Exploration, Computer.

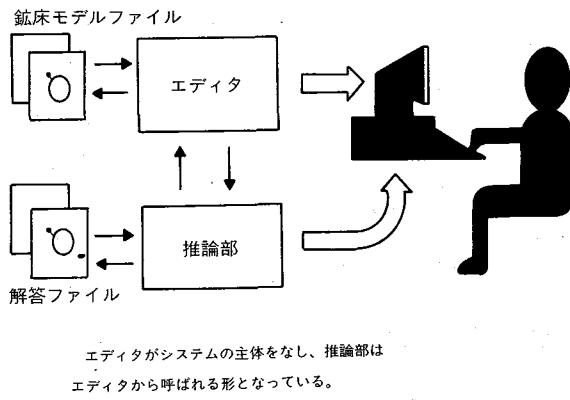
環境資源部は、我が国の核燃料サイクルの基盤であるウラン資源の安定供給を計るため、国内を初めカナダ、オーストラリア、ニジエール、中国など7ヶ国15地域でウラン資源の探査を実施している。現在ウラン価格は低い水準にあるため、各国の探鉱活動は低調であるが、動燃は自前で探鉱を進めるかたわら、積極的に有望鉱区や権益の取得などに取り組んでいる。しかし、こうした探鉱プロジェクトの評価や、鉱区・権益の価格の査定を的確に行うのは容易ではない。ボーリングによってある程度鉱量の把握されているようなプロジェクトは採算性によって評価できる。しかし探査が十分進んでいないプロジェクトでは、鉱量等そのプロジェクトの効用面に関する具体的な情報に欠け、経験を積んだ探査技術者が地質など間接的な情報に基づいた、どちらかといえば定性的な評価を行っていた。我々は、こうした未だ初期段階にあるようなプロジェクトをできるだ

け数量的に評価しようと以前より検討を進めているが、その過程で注目したのがエキスパートシステムであった。資源探査分野におけるエキスパートシステムの利用では、「Prospector」がよく知られており、本エキスパートシステムもこれを手本として開発したものである。

1. システムの目的

このシステムは、ウラン資源探査の理論や経験をもとに地質学的情報から探査対象地域のウラン鉱床タイプの有望度を数量的に評価することを目的としている。ウランは地球化学的な挙動が複雑で変化に富み、このため現在発見されているウラン鉱床について様々な生成のメカニズム（鉱床生成モデル）が考えられている。従って、対象地域の地質学的状態に基づいて、ターゲットとする鉱床生成モデルを設定し、そのモデルによって探鉱作業の内容を決定

ハードウェア PC9801 (MAX 512KB以上)
 ソフトウェア MS DOS Ver. 2.0 以降
 VJE- α 等の日本語入力フロント
 プロセッサがあれば便利。



する。このシステムは、作業の過程で得られた地質学的な情報を受け入れ、作業仮説としている鉱床成因モデルに照らして、その地域がモデルの要求している地質学的要件をどの程度満たしているかを数量的に表現する。このシステムはこれまでに動燃が探し出したウラン鉱床のうち代表的な4つのタイプのウラン鉱床の成因に関する地質学的知识を収納している。

- ①ニジエールタイプ砂岩型ウラン鉱床
- ②人形・東濃タイプ砂岩型ウラン鉱床
- ③ロールタイプ砂岩型ウラン鉱床
- ④不整合関連型ウラン鉱床

2. システムの概要

図1参照。

(1) 特徴

- ① 推論ネットワーク型データ構造で知識を表現する。
- ② 知識を入力するエディタを持つ。
- ③ システムが行った推論についての説明を受けることができる。
- ④ パーソナルコンピュータ上で動作し、取り扱いが容易。
- ⑤ c言語で記述されており処理が早い。また他のハードウェアへの移行性がよい。

(2) 作成

各鉱床モデルごとに、そのモデルに精通した地質技術者を選びインタビューによってその知識をネットワーク（後述）化していく。エキスパートシステムの可能性（あるいはその限界）を探るというプロトタイプとしての位置づけのため、それほどガッちりした開発体制を取ったわけではない。システムの具体的な開発は株情報数理研究所に依託した。システムの規模は各鉱床モデルによって異なるが、ノード（後述）化された知識数がそれぞれ90前後、ユーザへの質問が60前後である。

(3) エディタの機能

- ① 推論ネットワーク（ツリー構造）の新規作成。
- ② 推論ネットワークの表示・編集（①で作成したもの）を対象とする。
- ③ 推論パラメータの設定、表示、変更。
- ④ コンテキストの設定、表示、変更。
- ⑤ 説明文・質問文の設定、表示、変更。
- ⑥ 知識データのファイルからのセーブ。
- ⑦ 知識データのファイルからのロード。
- ⑧ 推論部の呼び出し、実行。

(4) 推論部の機能

- ① 説明機能 (why) なぜそのような質問をするかの説明。
- ② 状況説明 (how) どうしてそういう結果になったのかの説明（推論が打ち切られたときを含む）。
- ③ 推論の打ち切り、やり直し。
- ④ 入力した答えのキャンセルおよび再入力。

3. システムの構造

ひとつのウラン鉱床生成モデルに関する知識は、推論ネットワークと呼ばれるデータ構造で記述されている。例えば図2は、「ニジエールタイプ砂岩型ウラン鉱床を評価するためには、①対象地域の地質構造、②ウランを供給する源岩、③ウラン鉱床の胚胎する母岩、④ウラン鉱化作用（源岩から浸出・運搬されたウランが種々の作用で母岩に濃集する）」という4つの要因を、この順に評価すべきである」というある鉱床生成モデルについての最も基本的なレベルの知識と、その下位のレベルで第一の要因である「地質構造」についての知識のネットワークによる表現を示している。こうして表現した知識の全体を推論ネットワークと称している。この推論ネットワークの一般形式は図3のようになる。箱をノード、矢印をアークと呼ぶ。ノードのうち末端のものを特にリーフとも呼ぶ。推論の方法は、推論ネットワーク内の各ノードの推論順序をどのように制御するか

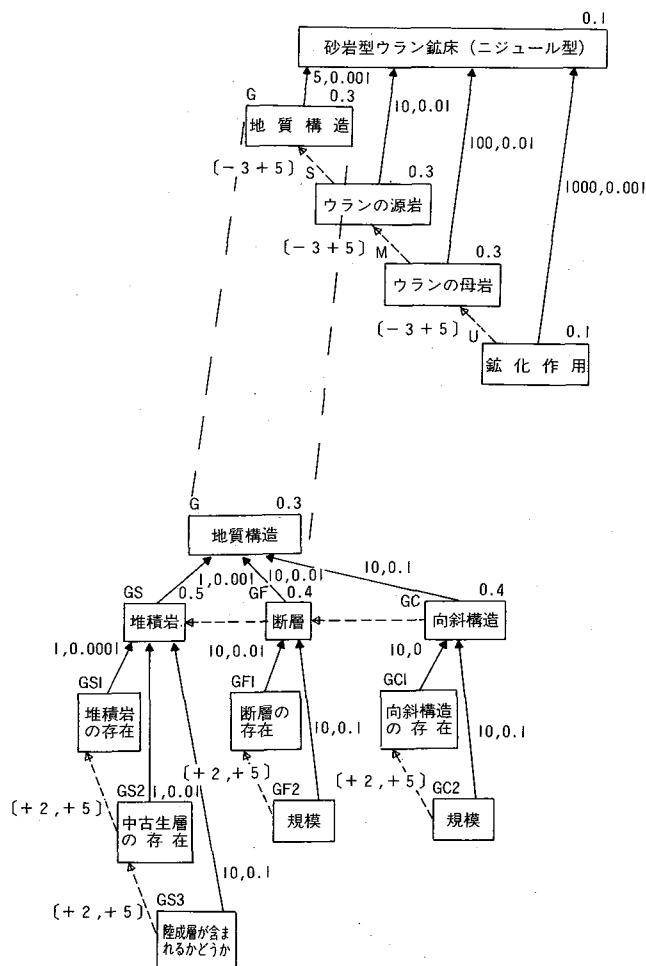


図2 ネットワークによる知識表現の例

(制御戦略の問題)、またユーザから得た得点をどのように伝播するか(得点の伝播の問題)とに分けられる。制御戦略は後ろ向き推論であり、得点の伝播は前向きに実行される。推論制御は、基本的には推論ネットワークの各ノードとアーカーに添ってのトレースを行うことで実行される。図3の場合、条件が特に無ければ、A→B→C→D→E→Fの順で推論制御が移る。ただし、A→B、A→Eの選択は、各ノードの可能性(0dds)を評価してなされる。ユーザへの質問は推論ネットワークの末端であるリーフに制御が移ったときに与える。推論ネットワークの各ノードには、ユーザへの質問および説明、推論制御における初期確率、事後確率および推論制御のための各種フラグがその属性として定義されている。推論ネットワークの各アーカーには推論手続きが与えられており、ルール結合および理論結合およびコンテキストの3種類からなるそれぞれ異なる得点の伝播手法、制御戦略が実行される。ルールを示すア

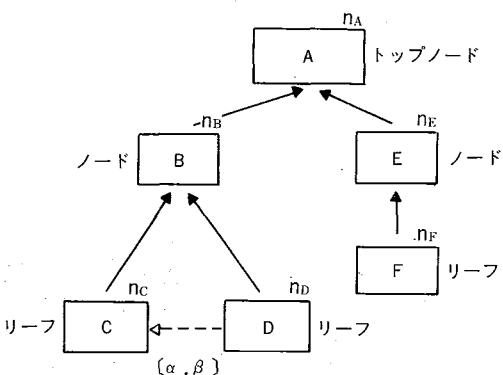


図3 ネットワークの一般的形式

ークは、そのルールの強さに関する数値 $L_n \cdot L_s$ が与えられている。 L_n はルールの前提部(事実部)が否定されたときの、結論部への期待度の影響を与える、 L_s はルールの前提部(事実部)が肯定されたときの、結論部への期待度の影響を与えている。論理結合はAND、OR、NOTの3種が使用されており、各論理結合により、それぞれ事前確率および事後確率がその前提部のノードによりそれぞれ異なった手法で計算される。ノードを示す箱の左上文字はノードの名前、右上の数字はそのノードの事前確率を表している。また子ノードどうしを結ぶ破線矢印はコンテキスト制御といい、この2つのノード間の推論制御を行う。例えば、 $D^{[\alpha, \beta]} \rightarrow C$ であれば、推論制御がDを評価しようとするとき、まずCがすでに評価(処理)されたかどうかを調べ、評価済みであればその得点が α 、 β 間にあるかどうかをチェックし、そうであればDを実行する。

4. システムの実行

推論および編集の実行例を以下に示す。まず初期メニュー画面で上記エディタあるいは推論部のどの機能を使用するか決める。推論を実行するとき主記憶上にロードされた複数の鉱床生成モデルからどれか一つを選択する。推論実行の最初の画面では推論の進め方の大きな流れ(図2の基本的知識に対応している)を説明する。図4は、ある程度質問(従って推論も)が進んだ段階を示している。右上の窓にそれまでのユーザの返答に基づいて推論した有希望度についての得点(-5から5の範囲)がネットワークの各階層毎に計算されている。

次にエディタの機能を紹介する。図5は木構造をなすネットワーク化された知識の編集画面である。

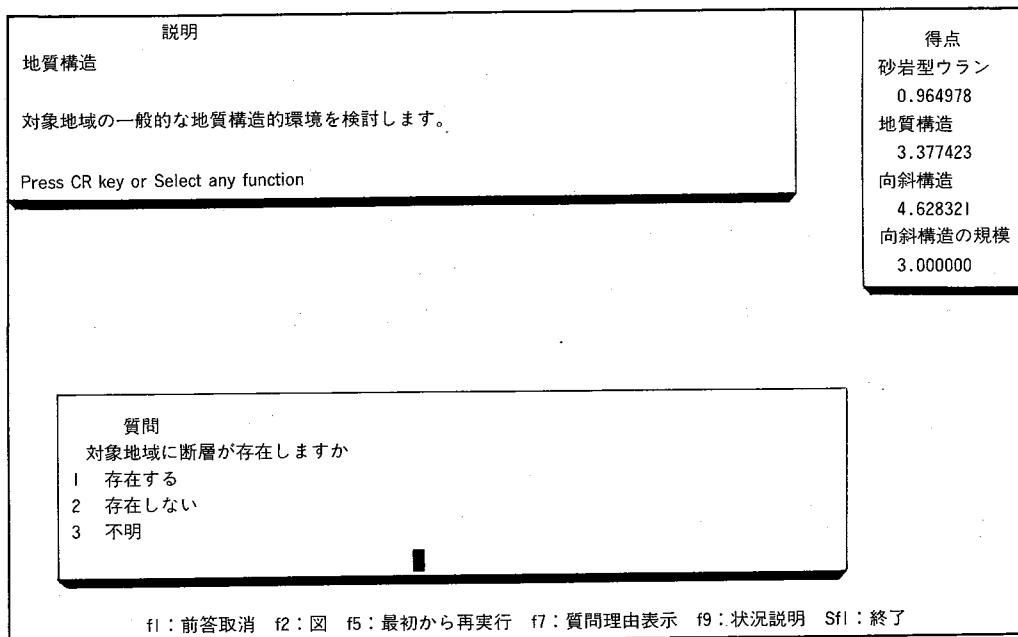


図4 推論途中の画面

先に述べたニジェール型鉱床の生成（親ノード）に関するもっとも基本的な4つの要因（小ノード）と、その親子関係（アーチ）がルールの関係であることを設定している。現在設定中の階層のレベルは右上にグラフィカルに示される。同様に制御パラメータの設定、説明文やコンテキストの編集の画面をもつ。

5. まとめ

現在、各鉱床モデルについて推論制御の各種パラメータを調整し、システムの与える評価点が、システムを作成した各エキスパートの「感じ」と合うようにチューニングを行っている。プロトタイプとはいえエディタなど十分な機能を備えており、適用分野によっては実用システムとして利用できる。しか

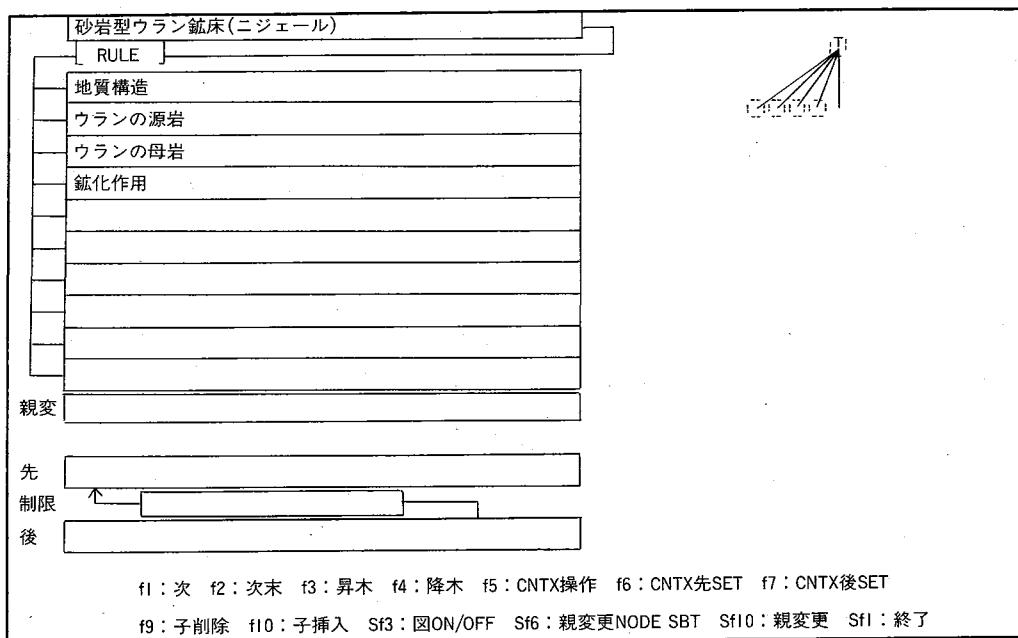


図5 エディタ（ネットワークの設定）

しこのシステムのネットワーク型知識表現は、効率に優れている半面、対象分野の知識についての体系化がエキスパート自身の内部で完成されていなければならぬという制約を持つ。これは、経験豊富な地質技術者のいわば「勘」が重要な意味を持っている探鉱の分野での適用性を考える際に小さからぬ問題である。こうした点を克服するには、ウラン鉱床生

成モデルの知識の構造をさらに深く検討することによって、例えばフレームやオブジェクトなどといったより適切な知識表現方法を見つけて行く必要がある。将来の名前通りの「ウラン資源探査エキスパートシステム」への展開は、このような柔軟な知識表現の方法とそれを高速で処理できる言語およびコンピュータを得て可能にことができる。



国際会議

海外派遣等

昭和61年7月から9月にわたって行われた国際会議・海外派遣・留学及び動燃事業団本社・各事業所への主要外国人の来訪は次のとおりである。

(1) 国際会議

期日	開催場所	会議名	参加者
7月2日～4日	PNC/本社	PNC/DOE JUPITER-III 計画会議	日本側： 20名 米国側： 2名
7月14日～18日	米国/HEDL	日米原子力協定燃料WG燃料製造に関する打ち合せ	日本側： 2名
7月21日～22日	PNC/本社 大洗	CABRI 共同プロジェクトの次期フェーズ及びPNC/CEA安全性協力に関する会議	日本側： 20名 仏国： 3名
7月28日～31日	PNC/東海	日米高速炉燃料再処理技術協力会議	日本側： 20名 米国側： 3名
8月20日～21日	西独/INTERATOM	第2回日独合同調整会議	日本側： 3名
8月27日～28日	ニジエールニアメイ	ニジエールプロジェクト管理委員会	日本側： 4名
9月8日～12日	米国/ORNL	日米/遠隔技術専門家会議	日本側： 4名
9月9日～12日	PNC/大洗	ENEA/PNC 情報交換会議	伊国： 5名 日本側： 15名
9月22日～26日	米国/ORNL	日米未臨界渡測定専門家会議	日本側： 3名

(2) 海外派遣・留学関係

各種協定・契約に基づいて下記のとおりに海外派遣・留学をさせた。

派遣先	期間	人数	目的的
米、アルゴンヌ国立研究所	昭和61年7月28日～昭和62年7月26日	1名	プルトニウム航空機輸送用器開発

(3) 主要外国人の来訪

訪問日	訪問先	訪問者
7月7日～23日	中部・人形	中国核工業部 工程師 余 広基 他5名
7月8日	人形崎	中国核工業部 鉱冶局 副総工程師 朱 燕安 他6名
8月11日～19日	本社・東海	米国原子力規制委員会 委員長 L.W. Zeck, Jr 他6名
8月18日～12月19日	東海	西独、DWK 原子力及び化学生技術問題担当 Ramm
9月2日～11月15日	本社・東海	韓国科学技術庁 原子力安全室室長補佐 Lee-Ho-Young
9月30日	本社	米国 バッテル記念研究所 副社長 D.E. OLESEN



外部発表

特許・実用新案

■ 外部発表

昭和61年7月から9月において外部発表を許可されたものは次のとおりである。

件 名	発 表 機 間	発 表 者	
		所 属	氏 名
MOX燃料製造加工技術	エネルギー評議会	動 燃	菊池 三郎
原子炉における熱流動数値解析の現状	日本原子力学会誌	(社)日本原子力学会	正本 実閑
原子力設備・機器実績紹介パンフレット	原子力設備・機器実績紹介パンフレット	日立造船㈱	大山 真一
「ブルトニウム燃料第三開発室品質管理工程設備製作」	東芝府中工場 電力総合カタログ	東芝㈱	亀田 晃之
東芝カタログへの放射線管理設備写真の使用許可について	東芝原子力計装機器	同 上	岩崎 誠
高速炉“常陽”的開発・建設と溶接	日本溶接協会 原子力研究委員会三十周年記念誌	動 燃	市野 市郎
東海再処理工場における腐食と材料開発について	IAEA	同 上	石黒 信治 山之内種彥 他
軽水炉使用済燃料の再処理	プロメテウス第54号	"	杉山 俊英
フルイディックポンプモデルの出品	CHEMTEC TOKYO '86	三井造船㈱	久保田 雄 長原 聰 他
耐放射線イメージファイバのフォトブリーチ効果	住友電気	住友電気工業㈱	千種 佳樹 林 正太郎 他
大リーカナトリウム-水反応解析コード-SWACSについて	核燃料施設安全解析コード調査研究W.G.	動 燃	板橋 靖
JASPAS JD-6 ELMO 8mm監視カメラの開発	核質管理センターニュース	同 上	高橋 三郎 川本 速雄
岩盤内の物質移行の評価解析	日本原子力学会 昭和61年秋の分科会	大成建設㈱	下茂 道人 坪谷 隆夫 他
再処理回収ウランのUF ₆ 転換における超ウラン元素(Pu, Np)等の挙動試験	同 上	動 燃	油井 三和 安田 式郎 他
再処理回収ウランのUF ₆ 転換工学試験	"	同 上	持地 敏郎 安田 式郎 他

件 名	発 表 機 間	発 表 者	
		所 属	氏 名
再処理回収ウランのUF ₆ 転換反応性基礎試験	日本原子力学会 昭和61年秋の分科会	動 燃	吉村 忠宏 安田 式郎 他
UF ₆ 転換工程における流動床技術	先端技術分野における流動層	同 上	永崎 隆雄
探鉱現場における試錐資料の電算機処理法—ニジエール柱状図作成システム—	情報地質	"	青木 和弘 小山 和俊 他
X線回析用薄片の作製	日本岩石鉱物特殊技術研究会	"	大塚 保夫
Naエアロゾル用多層式エアフィルタ試験(3)	19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conf.	日本無機㈱	野崎 雄幸
高温を受けるコンクリート構造物に関する設計手法の提案	9th Structural Mechanics in Reactor Technology	東電設計㈱	大松澤恭一 大池 助 他
高温を受けるコンクリート構造物の挙動と耐力	同 上	大林組㈱	山口 恒雄 大池 助 他
高温を受ける原子炉建物の内部コンクリート構造体の挙動と耐力	"	大林組㈱	吉岡 研三 大池 助 他
高速増殖原型炉「もんじゅ」流量調節機構の開発	日本原子力学会 昭和61年秋の分科会	三菱原子力工業	大木 義久 佐藤和二郎 他
「常陽」照射用炉心の性能試験解析とバイアスファクタの評価(2)	同 上	三菱原子力工業	池田 一三 溝尾 宣長 他
高速炉安全性に関する国際会議	日本原子力学会誌	動 燃	羽賀 一男
Parameter-and Model-Uncertainty in PSA for an LMFBR Plant.	Technical Committee Mtg on Advances in Nuclear Power Plant Risk Analysis.	同 上	相澤 清人
径方向非均質大型高速炉心における中性子結合度の評価	日本原子力学会 昭和61年秋の分科会	"	山本 敏久
鉄/ナトリウム多重層体系の中性子透過実験解析	同 上	"	大谷 駿夫 他

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
遅発中性子法燃料破損検出系の計数率変動特性解析	日本原子力学会 昭和61年秋の分科会	日本原子力 事業協 動 燃	玉置 哲男 羽賀 一男 他
高速炉セル均質化手法の検討	同 上	阪 大 動 燃	竹田 敏一 山本 敏久 他
半挿入制御棒をもつ高速炉の3次元輸送効果	"	阪 大	栗坂 健一 竹田 敏一
科技庁長官に対する業務状況報告書(61年度第1四半期)	科技庁長官に対する業務状況報告書	動 燃	明石 征利
"Shock Structural Response in a Reactor Vessel of an FBR under HCDA.	SMIRT-9 国際会議	川崎重工業 動 燃	吉江 伸二 齊藤 正樹
二次系削除プラントの概要	日本原子力産業会議 原子動力研究会	動 燃	土屋 每雄
原子力発電所の確率論的安全評価(PSA)	日本原子力学会誌	同 上	可児 吉男 他
Two-dimensional Cell Heterogeneity Effect in Analysis of Fast Critical Assemblies.	ANS Topical Meeting on Reactor Physics & Safety	動 燃 阪 大	山本 敏久 竹田 敏一 他
三菱重工技報 "もんじゅ" 小特集号	三菱重工技報	三菱重工業	植手 敏泰
「常陽」照射用炉心の設計	三菱原子力技報	三菱原子力工業	宝珠山 健
Experimental Study of Large Scale Axially Heterogeneous LMFBR Core at FCA.	Int. Topical Mtg. on Advances in Reactor Physics Mathematics and Computation.	日立製作所	早瀬 保 他
高速増殖炉における配管短縮技術	原子力工業	動 燃	土屋 每雄 目森 和之
An Improved Cell Calculation Method for LMEBR Blanket Analysis.	ANS Topical Meeting in September 1986	動 燃 阪 大	山本 敏久 竹田 敏一 他
ISI for Monju Plant	日独仏高速炉協定に基づく伊 ENEA/PNC高速炉のISI及びメンテナンス技術会議	動 燃	榎原 安英
高速増殖炉「もんじゅ発電所」の建設状況	電気評論	日本原子力発電	田中 好雄
Analysis of Global Neutron Streaming in a Large System with a Three-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code, ENSEMBLE.	An International Meeting on Advances in Reactor Physics, Mathematics and Computation.	三菱原子力工業 動 燃	佐々木研治 中島 文明 他
Development of a Code System Supporting Core Operation and Management of Fast Breeder Reactor "Monju".	Int. Topical Mtg. on Advances in Reactor Physics, Mathematics and Computation.	動 燃 日立製作所	小森 栄治 金戸 邦和 他
JASPER: A JOINT U.S. JAPAN PROGRAM OF EXPERIMENTAL SHIELDING RESEARCH.	ANS Topical Mtg. on Shielding 1987.4.	動 燃 ORNL	大谷 輝夫 D.T.Ingersoll
特集号「本格的実用期を迎える原子力発電」(仮題)	電気学会誌	動 燃	岡林 邦夫
Argon Cover Gas Purity Control on LMFBR	IWGFR SM on Fast Reactor Cover Gas Purification.	同 上	前田 太志

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
新型転換炉ふげん発電所の圧力管内ガンマ線線量率(その2)	日本原子力学会 昭和61年秋の分科会	動 燃	安藤 康正
「ふげん」原子炉本体廻り遮蔽解析	同 上	日立エンジニアリング 動 燃	半田 博之 川太 徳夫 他
新型転換炉実証炉シールリング応力緩和試験	"	富士電機 動 燃	児玉 健光 林 健一
新型転換炉実証炉遮蔽シールプラグの構造	"	富士電機 動 燃	高橋 浩 池田真輝典 他
新型転換炉実証炉ほう酸急速注入弁の開発	"	日立エンジニアリング 動 燃	長谷川敏彦 下村 和生 他
ATR用圧力管の製造技術開発	ジルコニウム30年史	神戸製鋼所	田中 義郎
新型転換炉の開発	昭和60年度年報	動 燃	吉田 亮造
低レベルTc-99分析法の検討(第1報)	理工学における同位元素研究発表会	同 上	園尾 好宏 大峰 守 他
動燃におけるレーザー加工技術開発	日本原子力学会「レーザー」研究専門委員会	"	小島 久雄
放射性廃棄物ガラス固化処理技術	第6回ニューガラスフォーラムセミナー「生体用・化学用ニューガラス」	"	佐々木憲明
US DOE-PNC Fuel Fabrication Technology Exchange Meeting -PNC Presentation	日米燃料製造技術交換会議	"	石橋 隆 大谷 哲雄 他
FBR燃料拳動解析コード	第1回核燃料夏季セミナー	"	鹿倉 栄
東海再処理施設の環境モニタリングの目標と実際	日本保健物理学 会勉強会	"	石田順一郎
Motion of Dispersed Drops and Mass Transfer in Pulsed Column.	J. of Nuclear Science and Technology Vol.23 No.7 P.633~642	"	権田 浩三 松田 照夫
動燃東海再処理工場におけるニアリアルタイム計量管理のフィールドテストについて	核物質管理センターニュース Vol.15, No.6 P.4~6	"	三浦 信之
東海村周辺大気中のトリチウム濃度について	エネルギー特別研究(核融合) 第2回成果報告会	"	石田順一郎
FBR核燃料再処理施設での光ファイバ利用の現況	昭和61年電気・情報関連学会連合大会シンポジウムパネル討論	"	阿部 則雄 権原英千世 他
Some Chemical Aspects of Solvent Extraction Performance in the Tokai Reprocessing Plant.	ISEC '86 International Solvent Extraction Conference	"	小山 兼二 小沢 正基 他
Advances in Vitrification Techniques in Japan.	ANS International Meeting	"	虎田真一郎 山本 正男 他
Development of HLLW Vitrification OFF-GAS Treatment Process in Japan.	同 上	"	萩原 実 山本 正男 他

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
Treatment of Plutonium Contaminated Waste at MOX Fuel Fabrication Facility.	ANS International Meeting	動 燃	鈴木 正啓 山本 正男 他
Advances in Remote Maintenance in The Tokai Reprocessing Plant	同 上	同 上	大谷 吉邦 山之内種彦 他
Progress in The Remote Handling Equipment.	"	"	藤田 雄二 樺原英千世 他
Immobilization of Medium-Level Waste at Tokai Reprocessing Plant.	"	"	田中 憲治 山之内種彦 他
高レベル放射性廃棄物の処理・処分	日本原子力産業会議・原子動力研究会再処理・廃棄物グループ年会	"	山本 正男
受入貯蔵区域における使用済燃料のリアルタイムアイテムアカウンティングシステム(RIAS)	核物質管理センターニュース Vol.15, No.8, P.8~10	"	岡本 弘信 福原 純一
高速炉燃料の高性能化	原子力工業	"	甲野 啓一 榎戸 裕二
原子力研究委員会設立三十周年記念誌「隨想」	原子力研究委員会設立三十周年記念誌	"	二瓶 煉
パソコンコンピュータを用いた原子炉異常診断用エキスパートシステムの開発	日本原子力学会会誌	東京工業大学	亀山 高範 上形 知通 他
「話題」ソ連 Chernobyl事故にまつわるデンマークの事情	日本保健物理学会誌	動 燃	古田 定昭
「隨想」(原子力研究委員会設立30周年記念誌)	日本溶接協会 原子力研究委員会設立30周年記念誌	同 上	高荷 智
安全解析技術の現状と問題点	FBRシステム研究会熱流動グループ60年度報告書	"	二ノ方 寿
人工知能的プログラムの高速実験炉「常陽」への応用	日本機械学会非線形有限要素法応用研究分科会	"	村松 寿晴
FBRにおける試験検査技術の研究開発の現状と動向	日本原子力学会誌	"	荒 邦章 龟井 满 他
FBR材料開発の現況	日本学術振興会原子炉材料第122委員会	"	二瓶 煉
高速炉長寿命燃料の開発	日本原子力学会「燃料高性能化」研究専門委員会	"	榎戸 裕二
「談話室」デンマークにおけるソ連原発事故の影響	日本原子力学会誌	"	古田 定昭

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
第7回日本地震工学シンポジウムにおける地震観測結果と埋設効果の評価に係る発表について	日本学術会議地震学会	(財)電力中央研究所 動 燃	矢島 浩 沢田 誠
第7回日本地震工学シンポジウムにおける建屋振時動特性と地盤の動的抵抗係数の評価に係る発表について	同 上	同 上	上島 照幸 沢田 照誠 他
Recent Progress in Sodium Boiling Calculations Using the SABENA Code.	12th Meeting of Liquid Metal Boiling Working Group(LMBWG)	動 燃	二ノ方 寿
Creep-Fatigue Strength Evaluation of Thick-Walled Vessel Under Thermal Transient Loading.	9th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology.	動 燃 CCS	渡辺 克己 小出 昭雄 他
Creep-Fatigue Test of Thick-Walled Vessel Under Thermal Transient Loadings	同 上	動 燃	渡辺 克己 金沢 誠一 他
構造物強度試験施設(TTS)が完成	Science and Technology in Japan.	同 上	渡辺 克己
Thermal Impact of $\text{Na}_3(\text{U}-\text{Pv})_2\text{O}_4$ Formation on a Breached FMR Fuel Element	1986 ANS Winter Meeting	動 燃 ANL	柴原 格 M.J.Lee 他
Thermal Analysis of LMR Fuel Pins Operated with Defect in Upper Plenum.	Nuclear Engineering and Design	同 上	同 上
Program for LMFR severe accident Analysis including Debris/Concrete Interaction at PNC Japan.	OECD/CSN1 Specialist Meeting on Core Debris/Concrete Interaction	動 燃	三宅 収 島野 国男 他
System Dynamics Analysis for Mitigating ATWS Consequences of a 1000 MWe Loop-Type LMFR.	29th Meeting of the OECD/NEA Committee on Reactor Physics	同 上	山口 勝久 遠藤 寛
PNC/ENEA Information Exchange Meeting on Maintenance and ISI for FBRs.	PNC/ENEA Information Exchange Meeting on Maintenance and ISI for FBRs.	"	瀬戸口 啓一 奈良 義彦 他
Measurement and Calculation of Radiation Sources in Primary Cooling System of JOYO.	ANS Topical Conference on Theory and Practices in Radiation Protection and Shielding	"	鈴木 惣十 飯沢 克幸 他
Analysis of Nuclear Characteristics of Chernobyl Reactor by WIMS-ATR Code.	第29回OECD/NEA 炉物理委員会	"	若林 利男 福村 信男

■特許・実用新案

昭和61年7月1日より昭和61年9月30日までに登録又は承継された特許・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	1279431	60. 8. 29 (61. 3. 24)	黒鉛粉塗付被覆管の製造方法	佛日立製作所より承継
特許	1172084	58. 10. 17 (61. 3. 24)	原子炉用ポイズンチューブ	佛日立製作所より承継
特許	1432765	59. 5. 14 (61. 5. 26)	反転ホッパー	久保田鉄工佛・佛TDKより承継
特許	1137332	58. 2. 28 (61. 5. 20)	粉粒体処理装置	久保田鉄工佛・佛TDKより承継
特許	1322084	61. 6. 11	弾性力を利用した直接接触式分割型冷却器	
特許	1319122	61. 5. 29	金属表面の欠陥検査方法	
特許	1313630	61. 4. 28	超音波探傷器における自動条件設定方法	
特許	1312796	61. 4. 28	流体圧を利用した圧接式分割型冷却装置	
特許	1312672	61. 4. 11	プルトニウムの還元方法	
特許	1319157	61. 5. 29	冷却材漏洩音模擬音源	
特許	1313645	61. 4. 28	グリッパアダプタ	
特許	1319156	61. 5. 29	クロム・モリブデン鋼の耐脱炭処理方法	
特許	1314795	61. 4. 28	放射性物質含有製品の保管設備	
特許	1320911	61. 6. 11	液体金属付着物の洗净法	
特許	1321151	61. 6. 11	超音波式計測装置	
特許	1321152	61. 6. 11	超音波式計測装置	
実用新案	1625996	61. 1. 31 (61. 5. 26)	マイクロ波加熱炉用チューナー	佛神戸製鋼所より持分承継
フランス	8008836	85. 11. 15 (86. 4. 10)	APPAREIL DE FUSION PAR MICRO-ONDES (パッチ溶解式マイクロ波溶解炉)	佛神戸製鋼所より承継
フランス	7920489	85. 12. 27 (86. 4. 21)	PROCÉDÉ POUR GAINER UNE TUYAUTERIE A SODIUM DANS UN REACTEUR SURREGE NERATEUR RAPIDE. (高速増殖炉ナトリウム配管用被覆工法)	朝日石綿工業佛より持分承継
アメリカ	4591454	86. 5. 27 (86. 5. 27)	APPARATUS AND METHOD FOR MELTING AND TREATING METAL WASTES (金属廃棄物の溶融処理装置・方法)	佛神戸製鋼所より持分承継
アメリカ	4565670	86. 1. 21	HEAT TREATING APPARATUS USING MICROWAVE. (環状槽型マイクロ波加熱装置)	
アメリカ	4563335	86. 1. 07	APPARATUS FOR CONTINUOUSLY CONCENTRATING AND DENITRATING NITRATE SOLUTION BY MICROWAVE. (マイクロ波による連続濃縮・脱硝装置)	
アメリカ	4579711	86. 4. 1	FUEL ASSEMBLY SPACER (核燃料用集合体用スペーサ)	
アメリカ	4582671	86. 4. 15	FAILED FUEL LOCATION DETECTOR (破損燃料位置検知装置)	
アメリカ	4581200	86. 4. 8	METHOD AND APPARATUS OF REMOVING HYDROGEN FROM SECONDARY COOLING SYSTEM FOR FAST BREEDER REACTORS. (高速増殖炉二次系からの水素除去方法)	
アメリカ	4581198	86. 4. 8	DOUBLE-CYLINDER SELECTOR VALVE FOR DETECTING AND LOCATING FAILED NUCLEAR FUEL ASSEMBLIES. (二重円筒セレクタバルブ)	
カナダ	1197027	85. 11. 19	FUEL ASSEMBLY FOR PRESSURE-TUBE REACTOR. (圧力管型原子炉用燃料集合体)	
カナダ	1197026	85. 11. 19	POISON SOLUTION INJECTION TUBE. (ポイズン注入管)	
カナダ	1204851	86. 5. 20	AUTOMATIC ULTRASONIC FLAW DETECTOR FOR TUBES. (管壁の自動超音波探傷装置)	
カナダ	1205584	86. 6. 3	METHOD AND APPARATUS FOR INSPECTION OF A PRESSURE TUBE IN A PRESSURE TUBE TYPE NUCLEAR REACTOR. (原子炉圧力管の検査方法)	
オーストリア	543507	85. 10. 25	SEALING METHOD USING HEAT-SHRINKABLE FILM. (熱収縮性フィルムによる封印方法)	
イタリア	1112898	86. 1. 20	METHOD PER IL MONTAGGIO DI UNA GUIDA DI ONDE ACUSTICHE AD ASTA. (音響導波棒の取付方法)	

注：登録年月日欄の()は承継登録日

動燃技報 1986. 12 No.60
昭和61年12月1日発行

©1986 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
技術管理部 技術情報室
東京都港区赤坂1-9-13
(三会堂ビル) T107
Tel. 03 (586) 3311(代)

印 刷 株式会社 菜根出版
東京都千代田区平河町1-8-13

動力炉・核燃料開発事業団

本 社	東京都港区赤坂1-9-13 三会堂ビル	〒107	Tel. (03) 586-3311
人形峠事業所	岡山県苫田郡上齋原村 1550	〒708-06	Tel. (086844)-2211
中部事業所	岐阜県土岐市泉町定林寺園戸 959-31	〒509-51	Tel. (05725)4-1271
東海事業所	茨城県那珂郡東海村大字村松 4-33	〒319-11	Tel. (0292)82-1111
大洗工学センター	茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002	〒311-13	Tel. (0292)67-4141
新型転換炉 ふげん発電所	福井県敦賀市明神町 3	〒914	Tel. (0770)26-1221
高速増殖炉 もんじゅ建設所	福井県敦賀市白木2丁目1番地	〒919-12	Tel. (0770)39-1031
敦賀事務所	福井県敦賀市清水町2丁目3-4	〒914	Tel. (0770)23-3021
福井連絡事務所	福井県福井市大手2丁目1-11南部ビル	〒910	Tel. (0776)25-3040

<海外事務所>

WASHINGTON	P N C Washington Office #715, 2600 Virginia Avenue, N.W., Washington, D.C., 20037 U.S.A.	Tel. 202-338-3770 Tlx: 123-089-2777
PARIS	P N C Paris Office 4-8, Rue Sainte-Anne, 75001 Paris France	Tel. 4260-3101 Tlx: 42-240750
SYDNEY	P N C Exploration (Australia) Pty. Ltd. 16th Floor, Royal Exchange Bldg., 56 Pitt Street, Sydney, N.S.W., 2000 Australia	Tel. 241-1594 Tlx: 71-25912
PERTH	P N C Exploration (Australia) Pty. Ltd. Perth Branch 14th Floor, St. Martin's Tower, 44 St. George's Terrace, Perth, W.A., 6000 Australia	Tel. 325-3033 Tlx: 71-93640
VANCOUVER	P N C Exploration (Canada) Co. Ltd. 2401-650, West Georgia Street, Vancouver, B.C., V6B 4N8 Canada	Tel. 604-681-6151 Tlx: 21-4507862
ZAMBIA	P N C Office P.O. Box 50541, Lusaka Zambia	Tel. 250434 Tlx: 902-43210
NIGER	Bureau de P N C B.P. 11577, Niamey République du Niger	Tel. 73-58-03 Tlx: 975-5378