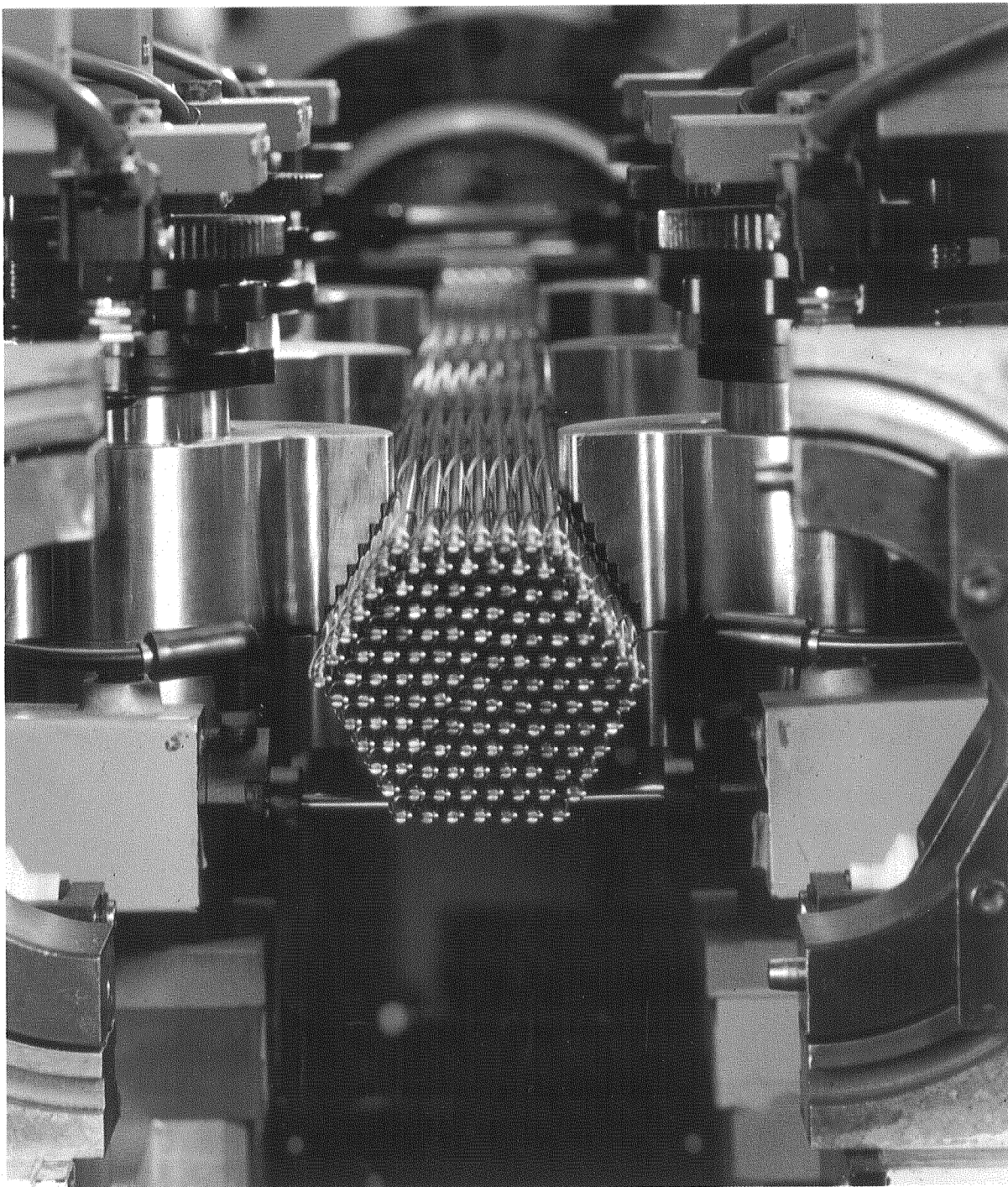


動燃技報

PNC Technical Review



新型炉核燃料サイクル特集

1986.9

No. **59**

新型炉核燃料サイクル特集

新型炉核燃料サイクル特集号によせて	1
-------------------------	---

理事 植松 邦彦

新型炉核燃料サイクル開発の状況	3
-----------------------	---

企画部長 竹之内一哲

MOX燃料の開発

1. MOX燃料の開発経緯	8
2. 高速炉用燃料の開発	12
3. 新型転換炉用燃料の開発	18
4. プルトニウム燃料第三開発室の建設	25
5. プルトニウム取扱い技術開発	31
6. 関連技術開発	37

転換技術開発

1. 混合転換技術開発	41
2. 回収ウラン転換技術開発	46
3. 湿式回収技術開発	50

再処理技術開発

1. 高速炉燃料再処理の特徴	56
2. 工程技术開発	58
3. 高レベル放射性物質研究施設(CPF) における技術開発	69
4. 新型転換炉燃料再処理	74

放射性廃棄物の処理

1. 放射性廃棄物対策の概要	78
2. 高レベル廃棄物対策	
2.1 ガラス固化技術開発施設	81
2.2 CPFにおけるホット試験	86
2.3 プロセス技術開発	89
3. 低レベル廃棄物対策	
3.1 TRU廃棄物処理技術開発	93
3.2 プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF)の建設	98
3.3 固体廃棄物前処理施設(WDF) における大型廃棄物の処理	101

概 況

新型転換炉の開発	105
高速増殖炉の開発	108
核燃料サイクルの開発	112
再処理技術の開発	114
ウラン資源および廃棄物処理処分の開発	118
ウラン濃縮技術の開発	121
安全管理技術の開発	122
保障借置業務	125

国際協力

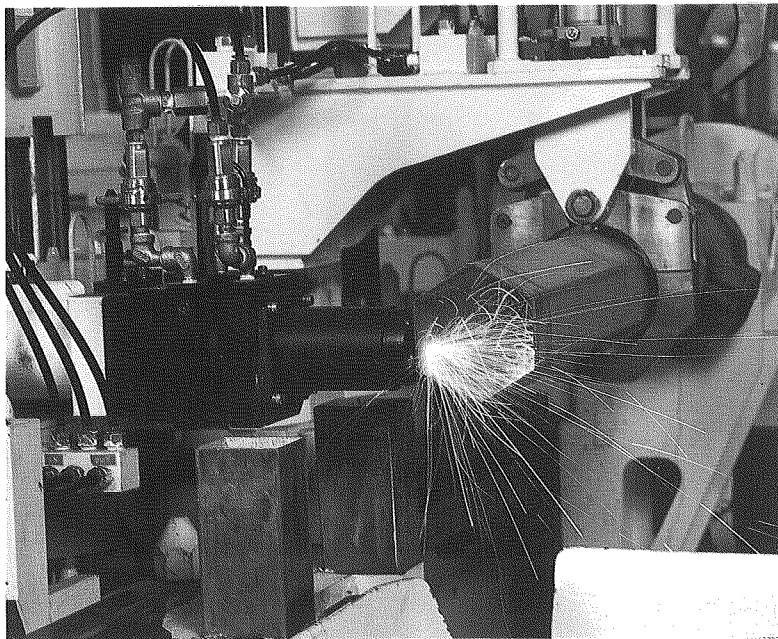
国際協定、国際会議等	128
------------------	-----

活 動

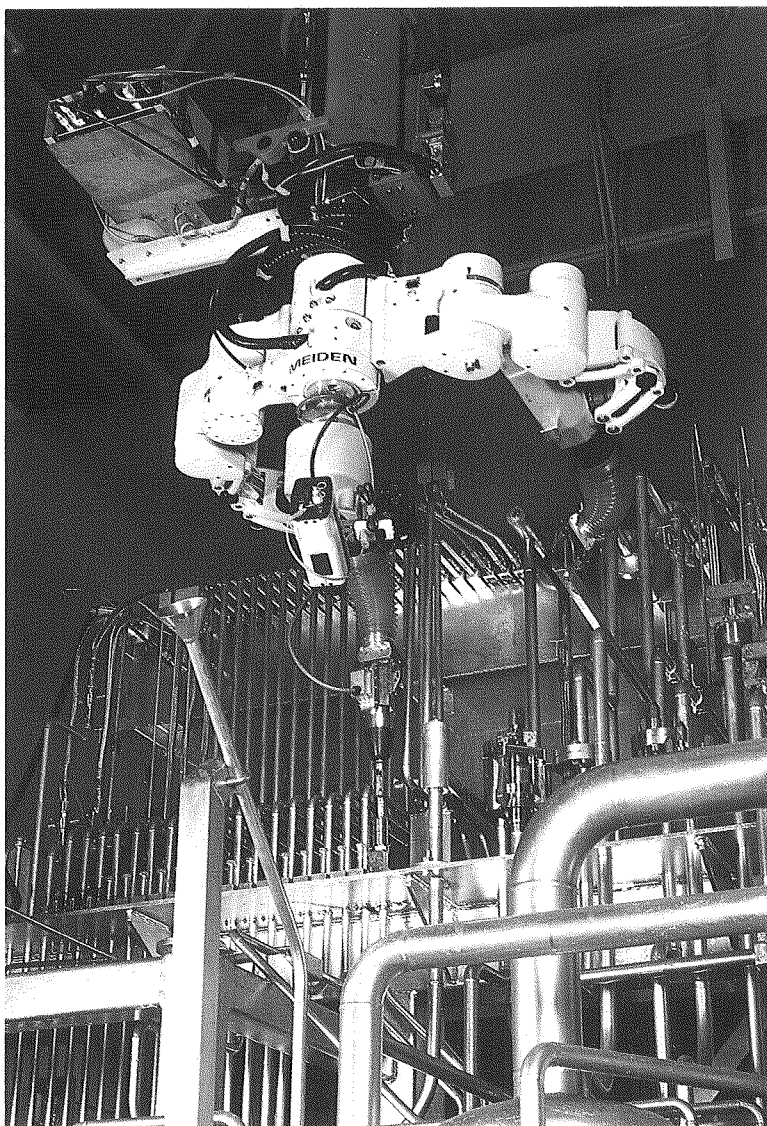
外部発表、特許・実用新案	130
--------------------	-----

表紙：高速実験炉「常陽」MK-II燃料の
集合体組立最終工程

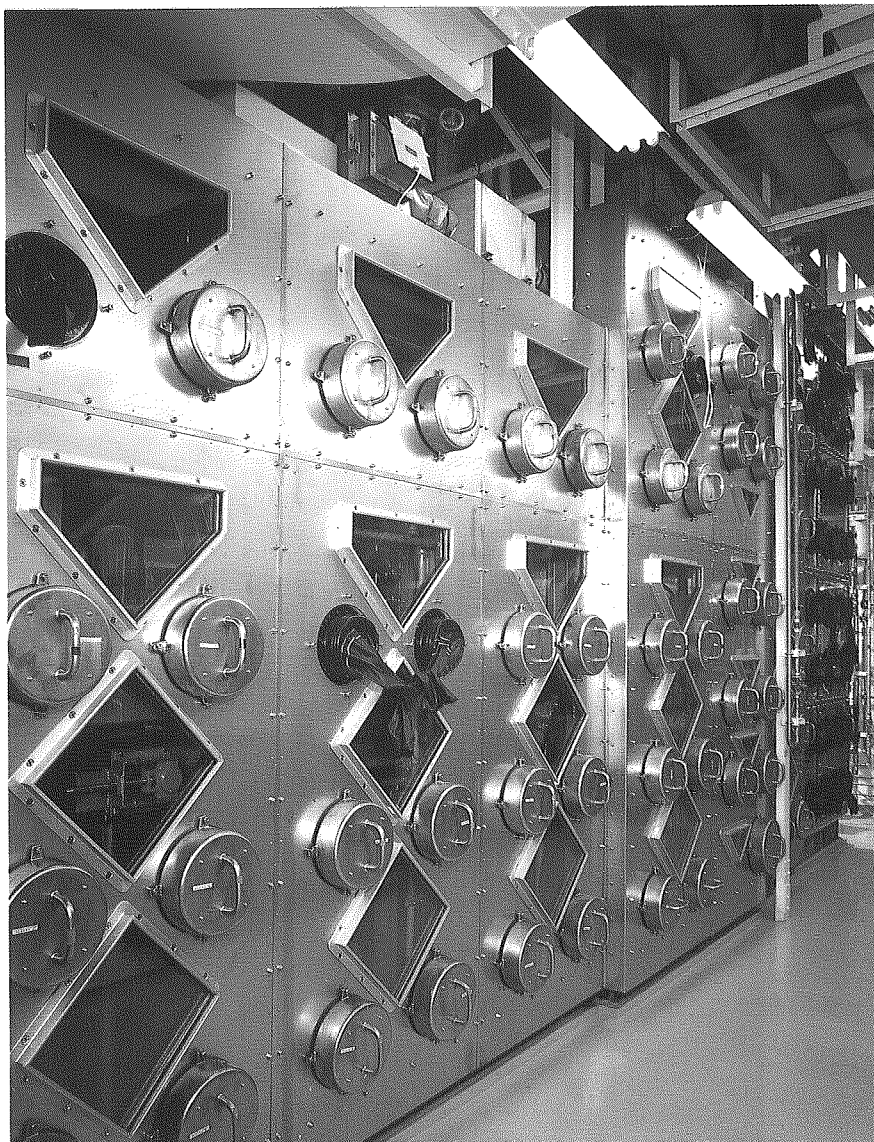
写真のように127本の燃料棒をまとめて、ラッ
パ管と呼ばれる六角形のステンレス管をかぶ
せて溶接すれば、燃料集合体ができあがる。



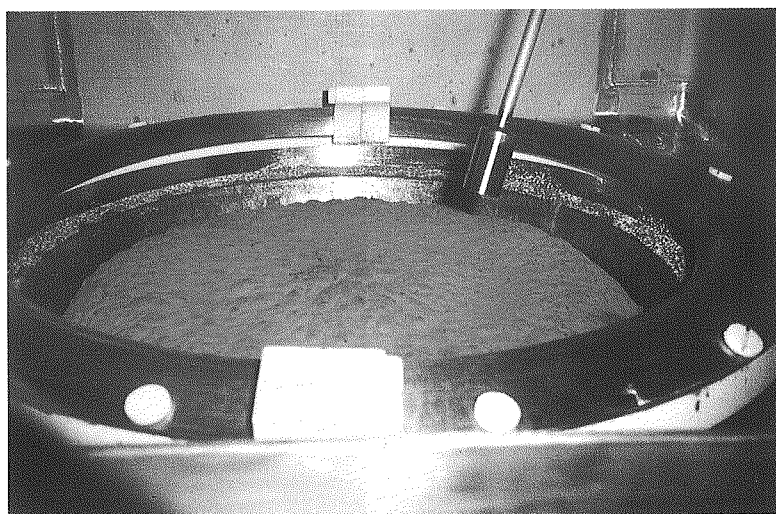
▲レーザービームによるラップ管の切断
Cutting of the Wrapper Tube with Laser Beam



両腕型マニピュレータによる▶
遠隔操作性試験
Remote Handling Test with
Advanced Servo Manipulator

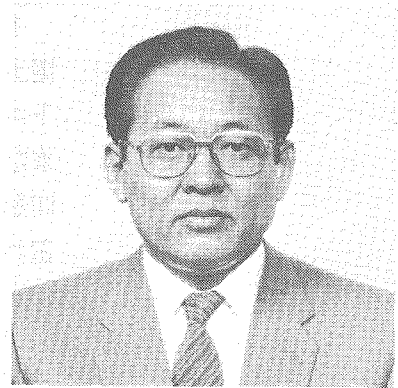


▲プルトニウム転換技術開発施設 (10kg MOX/day)
Conversion Technology Development Facility (10kg MOX/day)



▲製品 (ウランとプルトニウムの混合酸化物)
Products (mixed oxide of Pu and U)

新型炉核燃料サイクル 特集号によせて



理事 植松邦彦

我が国の原子力の長期利用計画においては、プルトニウムの利用を前提とした新型炉の時宣を得た開発が重要であることを明示している。プルトニウムを利用する体系においては、軽水炉における再処理の位置づけが核燃料サイクルのバックエンドであるとの理解に対して、プルトニウムを利用する新型炉へのプルトニウムの供給源として再処理をとらえるべきであると考ええる。即ち、プルトニウム利用体系においては再処理は核燃料サイクルのフロントエンドであるとの発想の転換が必要である。

動燃では、新型炉核燃料サイクルの技術開発において、自主開発を行うことを大前提としてこれに取り組んで来た。しかし、同時に自主開発という基本路線を妨害せず、これを促進する可能性のあるものについては、積極的に国際協力を行い、場合によっては、一部技術及びハードウェアの導入を行うことも心掛け、独善に落ち入らぬよう努力して来た。また、自主技術の開発に当っては、基礎研究にも力を入れると同時に、徹底したモックアップ路線を歩むことにより、自主技術への自信を深める努力を行って来た。

新型炉核燃料サイクルの中心をなすものは、何と言っても軽水炉よりも高い燃焼度の燃料を取り扱うことと、大量のプルトニウムを取り扱うことにある。

この点に関して、重要なことは、安全第一を基本とすることである。動燃が当初プルトニウムの取り扱いをはじめた頃は、プルトニウムは、コールダーホール型炉から発生するプルトニウムであり、取り扱いも安全対策も容易であった。しかしながら、より高燃焼度の使用済燃料から得られる高次化したプルトニウムの取り扱いへと移行するに当たり、安全対策上のハードウェア、ソフトウェア共に著しく変化して来たことが言える。動燃では今日までに、各種のプルトニウムを大量に取り扱う経験をつむことにより、安全対策上のノウハウも蓄積して来た。

また、大量のプルトニウムを取り扱うという観点からは、保障措置上の問題も重要である。しかも、保障措置に対する要求は、プルトニウムの大量取り扱いの歴史とともに、より厳しい方向に変化して来た。これは軽水炉用ウラン燃料の大量取り扱いとは大幅に異なる問題である。動燃は大量のプルトニウムの取り扱いを通じて保障措置技術の開発、改善にも大きな貢献をして来た。

さらに、高燃焼度の使用済燃料の取り扱い、高次化されたプルトニウムの取り扱いにおいては、従業員被曝の低減が重要である。このため動燃においては、自動化、遠隔化の広範な技術開発について積極的に取り組んで来た。また、経済性の観点からも新技術の積極的な開発と導入に努力し、新しい概念による設計、装置、新材料、分析技術の開発、プロセスにおいても、イノベーティブなプロセスの試験などに心をくばり、技術の高度化につとめて来た。

これらの技術開発の中で、プルトニウム燃料の製造、高速実験炉「常陽」での照射、高放射性物質試験施設でのプルトニウムの抽出、このプルトニウムを使用する照射試験試料の製作、照射、照射後試験の一連の作業が進行している。

新型炉にとどまらず核燃料サイクルの開発において、常に心をくばる必要がある重要事項の一つには、廃棄物問題がある。この点についても動燃は、この問題の解決に力をつくして来た。

動燃技報において、動燃の取り組んで来た、新型炉核燃料サイクル開発の成果の一端をまとめて御紹介出来るようになったのは、まことに幸と考えている。

プルトニウムの大量取り扱いについては、安全性と経済性を踏まえた上での事業化の時期が次第に近づきつつある。動燃がこれまで蓄積して来た技術と経験が実用化のために、積極的に役立つ機会を得たいと考えているし、また今後とも、ニーズに答えられる技術開発を実現して行き、お役に立ちたいと考えている。

皆様の今後の一層の御支援をお願いする次第である。



新型炉核燃料サイクル開発 の状況

竹之内 一哲

企画部部長

資料番号：59-1

The Status Quo of Nuclear Fuel-Cycle Development
for Advanced Reactor.

Kazuaki Takenouchi
(General Planning Division.)

核燃料サイクルの技術開発を昭和31年から昭和57年迄の「原子力開発利用長期計画」上の位置付けと対比しながら、開発の歴史を説明する。

また、ATR、FBR開発の現状を燃料、材料の開発を中心に説明する。さらに、プルトニウム第三開発室等の動燃における核燃料サイクル施設の建設スケジュール及び今後我が国で要求されるMOX燃料製造量について説明する。

Key Words: Nuclear-Fuel-Cycle, Power Reactor & Nuclear Fuel Development Corp,
Development, History, ATR, FBR, Construction Schedule, MOX Fuel,
Radioactive Waste, Production Target.

1. 原子力長計と核燃料サイクル

少資源国である我が国にとって、エネルギーの安定確保は、経済的にも社会的にも極めて重要であり、原子力開発利用もエネルギー・セキュリティをいかに確保するかという観点から進められてきた。中でも、準国産エネルギーに位置付けられるプルトニウムを有効利用することとし、そのために、核燃料サイクルを確立することを我が国の原子力開発利用の中心として進めてきている。

原子力委員会が定めた原子力開発利用長期計画(以下「原子力長計」という)は、昭和31年に内定されて以来5回の改定が行われており、軽水炉再処理より下流のMOX燃料加工、放射性廃棄物の処理・処分、FBR再処理等の新型炉核燃料サイクルについても、時宜を得た開発方針を示している。(表-1参照)

昭和42年原子力長計において、核燃料サイクルという考え方が初めて示されたが、既に昭和31年段階

でプルトニウムの基礎研究を進めることとし、昭和36年段階では、実用化を目指して原子燃料公社等で研究開発を進めることとなった。原子燃料公社は昭和40年にプルトニウム第一開発室を操業させ、MOX燃料加工に係わる研究開発を進めた。

昭和42年10月に原子燃料公社を前身とする動力炉・核燃料開発事業団(以下「動燃」という)が設立され、プルトニウムを効率よく利用する新型炉(ATR、FBR)をナショナル・プロジェクトとして自主的に開発することとなり、動力炉開発と核燃料サイクル開発が一体化して進むようになった。

その後、第一次・第二次のオイル・ショック、カーター米国大統領の原子力政策、INFCE等の国内外からの政治的・経済的な大きなインパクトが与えられたが、エネルギー・セキュリティを確保する我が国の原子力開発利用方針には大きな変更も見られず、核燃料サイクル開発に関して、原子力長計では、高レベル廃棄物処理・処分(昭和47年、53年、

表一 核燃料サイクルの原子力開発利用長期計画上の位置付け

年 度	主 な 記 述
昭和31年	○原子燃料の有効利用等の見地からウラン、トリウム及びプルトニウムについて十分な基礎研究を行うこととする。
昭和36年	○プルトニウムの核燃料としての利用開発に重点を指向し、…… ○原子力発電の進展に伴い、生成されるプルトニウムは、かなりの量に達する見込みであり、この実用化の可否は、原子力発電の将来に大きな影響を及ぼすので、プルトニウム燃料の開発を原子燃料公社及び日本原子力研究所の共同プロジェクトとして促進する。
昭和42年	○核燃料の安定供給と有効利用をはかるための核燃料の確保と国内における核燃料サイクルの確立につとめなければならない。 ○我が国に適した核燃料サイクルの確立をはかる必要がある。
昭和47年	○経済的でかつ我が国の自主性を確保できるような核燃料サイクルの確立に努める必要がある。 ○高レベルの放射性廃棄物については、当面慎重な配慮のもとに保管しておくものとする。

年 度	主 な 記 述
昭和47年	○放射性廃棄物の処分を行うに必要な研究開発を進めるにあたっては、安全性の確保と環境の保全を第1とし、……
昭和53年	○準国産エネルギーとしてのプルトニウム利用の必要性…… ○高速増殖炉の核燃料サイクルを確立する必要がある、……使用済燃料の再処理等の必要な研究開発を進める。 ○高レベル放射性廃棄物は、……、安定な形態に固化処理し、一時貯蔵したのち処分するものとする。
昭和57年	○核燃料サイクルについての外的な制約を極力少なくするとともに、自主的な原子力技術体系及び原子力産業の確立を目指すこととする。 ○処分技術について、2000年以降でできる限り早い時期に確立することを目標に地増処分及びこれに関連した研究開発を進めることとし、…… ○TRU廃棄物は、……、その処理処分に関する研究開発を進めるものとする。

57年)、FBR再処理(昭和53年)、TRU廃棄物処理・処分(昭和57年)等の開発方針を着実に示し、「自主的な核燃料サイクルの確立」を図るようにしている。

1970年(昭和45年)核拡散防止条約が62ヶ国の署名で成立後、原子力平和利用を進める一方で核拡散を防止するために、ロンドンガイドライン(1978年)、米国核不拡散法(1978年)等の措置が取られている。この中でプルトニウムは、その製造・利用技術を含めて濃縮ウラン製造技術と同様に機微な物質・機微技術として厳重な取り扱いが求められている。特に近年、国際的なテロ活動が活発化していることもあり、プルトニウム利用に当っては、核不拡散の観点からの国際的理解が必要とされている。

新型炉核燃料サイクル技術は、MOX燃料加工のように昭和40年から研究開発を着実に進め、加工実績も世界のトップレベルにある技術から、FBR再処理のように、まだ研究開発の段階にある技術まで幅広い技術レベルにあるとすることができる。現在原子力委員会では、「プルトニウム利用体系の確立を目指して」原子力長計改定作業が進められているが、そのためには核燃料サイクルを形作る各技術がMOX燃料加工と同一レベルまで技術力の向上を図るとともに、さらに経済性向上をも含んだ技術の高度化を図ることが求められるものと思われる。

動燃は、昭和60年には動力炉部門、昭和61年には

核燃料部門の組織再編を実施し、原子燃料公社以来蓄積された技術・施設・人材を横断的に活用するとともに、核不拡散に関連する保障措置・核物質防護技術及びこれまでのプルトニウム取り扱い実績から、プルトニウム利用体系の確立に寄与しようとしている。

2. 高速増殖炉及び新型転換炉の開発計画

2.1 高速増殖炉の開発

高速増殖炉は消費した核燃料以上の核燃料を生産することができる原子炉であることから、動力炉開発懇談会の中間報告(昭和40年)を受けた原子力委員会は、高速増殖炉開発を国のプロジェクトとして自主的に行うこととした。

動燃は大洗工学センター内に実験炉「常陽」(熱出力5万キロワット)を昭和45年に着工し、昭和52年4月に臨界に至らしめた。「常陽」は実験炉としての必要なデータを取得後、燃料及び材料の照射用炉心(熱出力10万キロワット)へ移行し、順調な運転を継続している。

原型炉「もんじゅ」(電気出力約28万キロワット)は、発電プラントとしての性能・信頼性・安全性等を確証し、技術的見通しを得るために、福井県敦賀市にて昭和60年10月に着工し、昭和67年度臨界を目標に建設が進められている。

高速増殖炉の燃料・材料開発は、大洗工学センターにある照射燃料集合体試験室(FMF)、照射材

表—2 FBR及びATRの開発スケジュール

年度		56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71
FBR	実 験 炉 「常 陽」																
		MK-I 炉心		MK-II 移行		MK-II 炉心											
		設計・安全審査		設置許可		着工		建設						性能試験・運転			
ATR	原 型 炉 「ふ げ ん」	54.3															
		建設	運 転														
		調整設計・合理化設計				基本設計			安審準備			安審・工認			建 設 ・ 試 運 転		

料試験室（MMF）、照射燃料試験室（AGF）を中心に進めるとともに、日米・日英・日独仏の高速炉協力協定を通じて国際的な協力も進めている。

高速増殖炉の実用化時期は、2010年頃を目標として進められているが、我が国における軽水炉の定着化、ウラン需給の緩和及び技術開発に要する期間等から実用化時期は若干の遅れ傾向にある。

2.2 新型転換炉の開発

新型転換炉は軽水炉よりもプルトニウム利用効率が優れ、高速増殖炉よりも早期に実用化が期待されるとともに、プルトニウム本格利用に向けての取り扱い経験を得ることを目的に開発が進められている。

原型炉「ふげん」（電気出力16.5万千瓦ワット）は、福井県敦賀市にて昭和45年に着工し、昭和54年3月から運転を開始した。それ以後順調な運転を継続し、その成果を実証炉に反映している。

実証炉（電気出力60.6万千瓦ワット）は、昭和71年度に運転開始を目標に青森県大間町に建設すべく、電源開発㈱が建設計画を進めている。動燃は合理化設計等を電源開発㈱へ技術移転するとともに、研究開発及び燃料設計を行っている。

新型転換炉の燃料・材料開発は、「ふげん」「SGHWR（イギリス）」「ハルデン炉（ノルウェー）」等での照射試験を中心に進めている。また、「ふげん」の使用済燃料の再処理を今秋に行う計画である。

3. 核燃料サイクル施設の建設計画

プルトニウム利用に係る核燃料サイクル技術は、MOX燃料加工技術のように十分な経験を蓄積しているものから高速炉燃料リサイクル技術のように研究開発の初期段階にあるもの迄幅広い技術開発段階にあるが、その建設計画を表—3に示す。

MOX燃料加工の技術開発は、昭和40年にプルトニウム燃料第一開発室が運転開始して以来着実に進められ、プルトニウム燃料第二開発室（昭和47年運転開始：「常陽」「ふげん」用）での実績を踏まえて、「もんじゅ」「ATR実証炉」用に自動化・遠隔化技術を大幅に導入したプルトニウム第三開発室の建設が進められている。FBRライン（5tMOX/年）は昭和57年に着工し、昭和63年度運転開始を目標に急ピッチに建設が進められている。ATRライン（40tMOX/年）は昭和66年度運転開始を目標に建設準備が進められている。

高速炉燃料の再処理技術開発は、実験室規模の試験研究を高レベル放射性物質研究施設（CPF）にて高速実験炉「常陽」の使用済燃料を用いて行い、再処理して得られたプルトニウムを59年9月に再装荷した。また、原子力委員会の高速増殖炉開発懇談会・高速炉燃料再処理小委員会の検討結果を踏まえ、国際協力を活用しながら応用試験棟等にて自主技術開発を行っている。

放射性廃棄物の処理処分技術開発は、原子力委

表一 3 核燃料サイクル施設建設スケジュール

年度	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70
プルトニウム燃料 第三開発室 ・FBRライン ・ATRライン															
	設 計		建設・試運転						運 転						
	設 計		安全審査		建設・試運転				運 転						
プルトニウム転換技術 開発施設	設計	建 設	試運転	運 転											
ガラス固化技術開発施設	設 計		建 設		試運転		運 転								
プルトニウム廃棄物処理 開発施設	設 計		建 設			運 転									

員会の放射性廃棄物対策専門部会での検討結果を踏まえ、再処理によって生ずる高レベル放射性廃液をガラス固化することとし、動燃では、ガラス固化技術開発施設を昭和65年度に着工し、昭和65年度には運転を開始させるべく現在設計を進めている。

プルトニウム等のTRU (Trans-Uranium) を含んだ廃棄物の処理技術を開発するため、プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) を昭和58年に着工し、昭和62年度に運転を開始させるべく建設が進められている。

昭和52年の日米再処理協議によって開発を進めることになったプルトニウム転換技術開発施設は昭和58年より順調な運転を継続している。また、再処理より得られた回収ウランをMOX燃料の母材に利用するための二酸化ウラン (UO₂) 転換技術は、小規模な連続脱硝試験設備 (3 tUO₂/年) が昭和58年より運転を開始し、データの取得を行いつつ、ATR用燃料の原料としている。廃棄物処理施設関連では、TRU元素で汚染された機器等の大型の固体廃棄物を処理する固体廃棄物前処理施設 (WDF) が昭和58年より運転を開始している。

4. MOX燃料加工需給量

我が国のMOX燃料加工需要量は、高速増殖炉及び新型転換炉の開発計画に依存するとともに、2010年頃迄の供給量は、国内再処理工場の稼動状況及び海外からの返還プルトニウム量によって制約されるとい

うウラン燃料にはない特徴を持っている。

電気事業者による使用済燃料海外再処理委託予定分はガス炉が約1100トン、軽水炉が約4800トンであり、総委託量は約6000トンである。一方、国内は、動燃東海再処理工場が90～140トン/年程度、日本原燃サービス㈱が青森県下北半島の六ヶ所村に建設する計画を進めている再処理工場 (1955年頃運転開始予定) が800トン/年の再処理量であり、これから得られるプルトニウム量がMOX燃料加工供給量の上限となる。

一方、高速増殖炉では、実験炉「常陽」が約1トンMOX/年、原型炉「もんじゅ」が約3トンMOX/年 (初装荷約8トンMOX)、実証炉が約10トンMOX/年程度である。新型転換炉では、原型炉「ふげん」が約10トンMOX/年、実証炉が約23トンMOX/年 (初装荷約110トンMOX) である。

現時点における高速増殖炉及び新型転換炉の開発計画並びに再処理によって得られるプルトニウム量に基づいて、2010年迄プルトニウム・バランスから試算すると、軽水炉によるプルスーマル利用は約100トンMOX/年 (100万KWe級、PWR、BWR各6基) 程度と評価されている。この本格利用段階に先立ち、少数体実証、実用規模実証の二段階の実証計画が進められている。

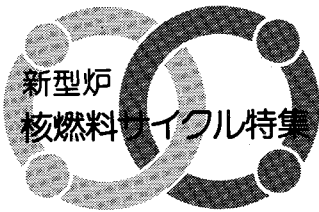
少数体実証は、BWR、PWR各1基で2～4体のMOX燃料を照射する計画であり、BWR用MOX燃料2体は動燃のプルトニウム燃料第二開発室で

加工し、今年4月に原電敦賀1号炉へ発送した。なお、このMOX燃料は、5月から6月にかけて装荷され、7月から照射されている。

実用規模実証は、80万KWe級のBWR、PWR各1基で行い、実証計画の最終には炉心装荷量の1/4程度をMOX燃料とする計画である。この計画に必要なMOX燃料加工量は、全体で約50トンMOX程度である。

表一 4 MOX加工需要量

プラント名		加工数量	装荷時期
高速増殖炉	実験炉「常陽」 原型炉「もんじゅ」	取替：～ 1tMOX/年 初装荷：～ 8tMOX	毎年 昭和67年～ (1992年)
	実証炉	取替：～ 3tMOX/年 初装荷：～ 30tMOX 取替：～ 10tMOX/年	未定 未定
新型転換炉	原型炉「ふげん」	取替：～ 10tMOX/年	毎年
	実証炉	初装荷：～ 110tMOX 取替：～ 23tMOX/年	昭和71年～ (1996年)
軽水炉	実用規模実証 (BWR、PWRとも 80万KWe級1基)	約50tMOX	BWR:昭和67年(1992年)頃 から4サイクル PWR:昭和69年(1994年)頃 から3サイクル
	本格利用 (BWR、PWRとも 100万KWe級6基)	約100tMOX/年	昭和72年(1997年)頃～



MOX燃料の開発

1. MOX燃料の開発経緯

東海事業所プルトニウム燃料部

資料番号：59-2

1. Development of MOX Fuel Technology

Plutonium Fuel Division, Tokai Works.

東海事業所プルトニウム燃料部は、20年間にわたりプルトニウム燃料技術の開発を行ってきた。第1期は、第一開発室を中心とした基礎技術研究開発期である。第2期は、第二開発室を中心とする国産燃料製造技術の確立期であり、「常陽」及び「ふげん」に安定して燃料を供給することができた。第3期は、現在建設中の第三開発室を中心とした、安全性と経済性を踏まえた産業界の要望に応えるMOX燃料の開発期である。

Key Words : Plutonium Fuel, Plutonium Fuel Development Facility, Plutonium Fuel Fabrication Facility, Plutonium Fuel Production Facility, Fuel Supply, Automation, Remote Operation.

1. MOX燃料の開発経緯

1.1 経緯

原子番号94番の元素が米国シーボルク博士らによって発見されたのは1940年のことである。新しい元素の特性は、天王星(Uranus)や海王星(Neptune)にちなんで名付けられたウランやネプツニウムの特性と似ていることから冥王星(Pluto)にちなんでプルトニウムという名称がつけられた。人類の見出したこの人工元素は、特殊な核的特性と化学的特性を備えており、今日核燃料として重要な位置を占め、各国が利用技術の開発に取り組んでいる。

我が国においては、昭和36年に原子力委員会の長期計画のなかで、プルトニウム燃料開発計画の大綱が示された。動燃事業団の前身、原子燃料公社においては、昭和36年プルトニウム燃料研究施設(現在の東海事業所プルトニウム燃料第一開発室)の予備設計を開始し、日本におけるプルトニウム利用技術開発の幕あけとなった。昭和42年動燃事業団の発足とともに、原子燃料公社時代の開発が引き継がれ現在に至っている。

今日までのプルトニウム燃料開発の20年を振り返

ると3つの段階を経た展開をしてきている。

第1期は米国からの技術導入によって、昭和40年11月に完成した第一開発室を中心に、プルトニウム取扱い技術の習得とともに燃料製造、検査、性能評価をしてきた段階である。昭和41年1月からプルトニウムを使用し、プルトニウムとウランの酸化物を機械的に混合し、混合酸化物(MOX)ペレット燃料とする製法を主体に開発を行ってきた。当初は、共沈法によるMOX燃料ペレットやゾル・ゲル法と呼ばれる方法で高密度塊状(U、Pu)O₂粒を作り、振動充填燃料とする技術の開発も行われた。また、MOX燃料の物性や核特性の測定等も行われた。

第2期は昭和47年1月に完成した第二開発室を中心に、重水臨界実験装置(DCA)用燃料や新型転換炉(ATR)原型炉「ふげん」及び高速実験炉「常陽」の炉心燃料製造を始めた段階である。第二開発室の建設は、第一開発室での外国導入技術を完全に消化したことにより、国産技術で完成することができた。ATR用工程は当初DCA燃料製造から開始し、昭和49年に「ふげん」用に設備増強を図り製造能力を10トンMOX/年とし、「ふげん」用MOX燃

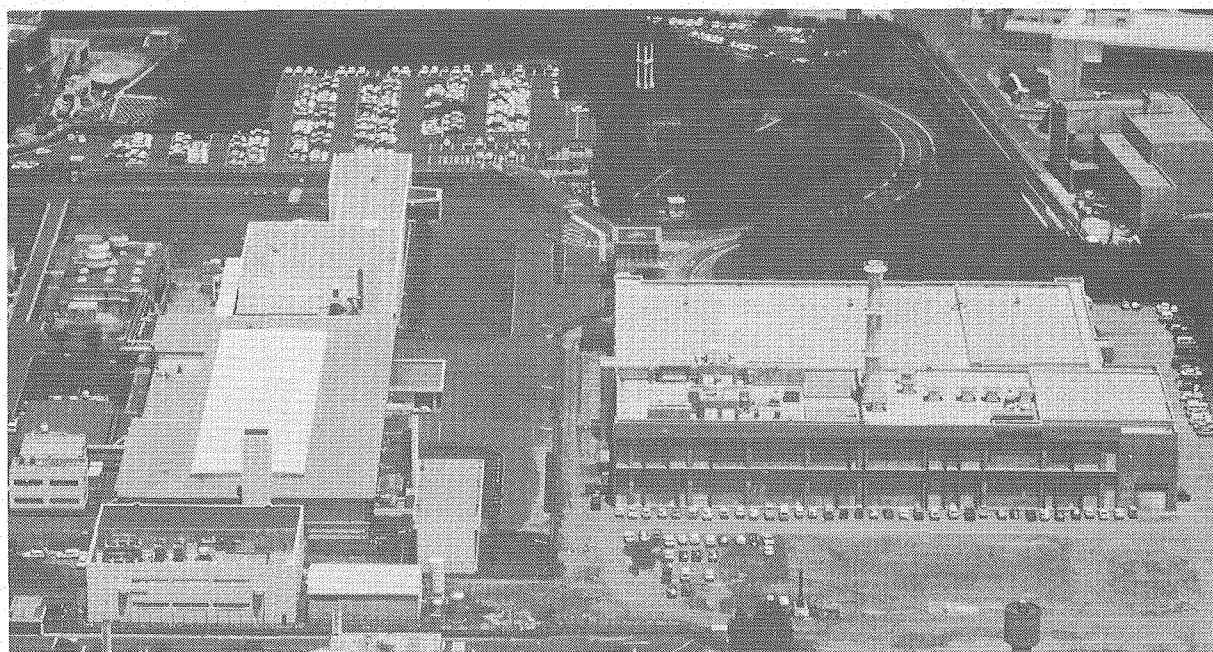


図1-1 プルトニウム燃料開発施設

料の製造をはじめ、昭和53年3月に「ふげん」臨界を達成し、取替燃料の製造を続けて現在に至っている。また、FBR用工程は1トンMOX/年の製造能力をもち、「常陽」MK-I炉心燃料119体を製造し、昭和52年4月に「常陽」初臨界を達成した。その後、MK-II炉心燃料製造のため、大巾な工程の改造を行い、自動化や機械化をとり入れ被曝低減を図った。MK-II初装荷燃料の製造は昭和55年より開始され、昭和57年11月にMK-II炉心での臨界を達成し、取替燃料の製造を続けて現在に至っている。

第3期は現在建設中の第三開発室を中心として、FBR原型炉「もんじゅ」やATR実証炉の炉心燃料の製造を始めようとしている段階である。グローブボックスでの手作業に依存した従来の製造方法では、生産性や外部被曝の点から限界があり、第三開発室ではこれまでの技術を結集し、遠隔自動化技術を取り入れた製造工程となっている。FBR用工程は5トンMOX/年、ATR用工程は40トンMOX/年の製造能力である。

この間プルトニウムの取扱い量は大中に増大しているが、順調に施設運転が続けられてきている。

図1-1にプルトニウム燃料開発施設を示す。図1-2に開発経緯を図示する。

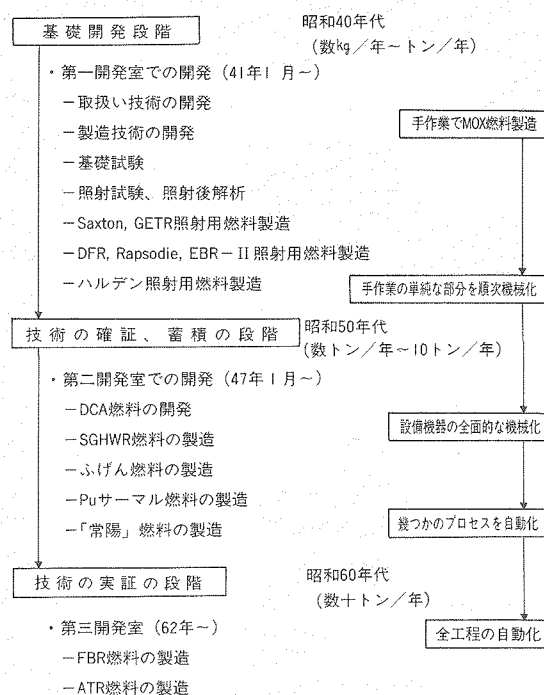


図1-2 MOX燃料の技術開発経緯

1.2 技術開発の現状

現在までのMOX燃料製造実績は図1-3に示すように約80トン（昭和61年3月末現在）であり、世界のトップレベルにある。この中には東海再処理工場で回収したプルトニウムやウランを燃料に加工し、

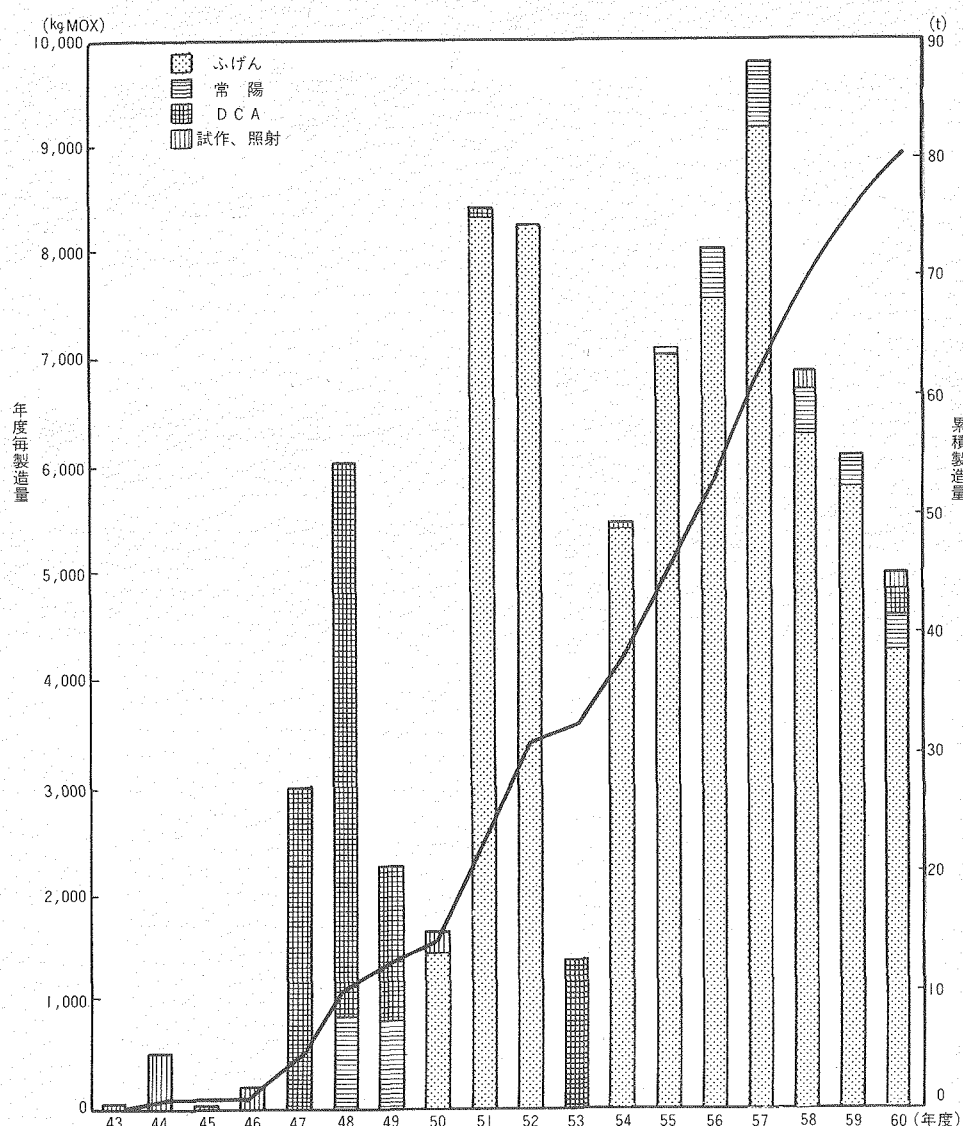


図 1-3 MOX燃料製造量

「常陽」や「ぶげん」に装荷したものが含まれており、動燃が開発したマイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換粉を用いた製造技術の確立が実証されている。また、「常陽」の使用済燃料から回収したプルトニウムを「常陽」にリサイクルし、FBR燃料サイクルの輪を閉じさせている。最近では高速炉用燃料の中心温度やFPガス圧測定用の計測線付燃料要素を製作し、昭和60年12月から「常陽」で照射中データを取得している。

これまで照射されたMOX燃料要素数は約37,000本になる。「ぶげん」では約8,500本の燃料要素が照射され、最高線出力450W/cm、集合体平均最高燃焼度は18,000MWd/Tに達している。「常陽」MK-I炉心では10,010本、MK-II炉心で約18,000本の

照射が行われ、最高線出力380W/cm、集合体最高燃焼度45,000MWd/Tに達している。また照射試験用には、FBR用が約600本、ATR用約200本の照射が行われ、燃料要素の最高燃焼度110,000MWd/Tまで達している。これらの燃料要素はいずれも健全で優れた炉内特性を示し、燃料設計の妥当性や製造技術、品質管理、品質保証技術等の信頼性の高いことを示している。

軽水炉へのプルトニウム利用技術についても、開発当初から炉物理実験や物性測定、国内外の原子炉を利用して各種照射試験を実施し、MOX燃料設計法の開発や性能評価を行ってきた。昭和45年には、SAXTON炉を用いて68本の燃料要素からなる集合体照射試験を行い、優れた性能と健全性を確認できた。

最近では共同研究により、原電敦賀一号炉(BWR)に装荷するMOX燃料2体の製造を行っている。軽水炉へのプルトニウム利用にあたっては、これまでの「ふげん」でのMOX燃料使用経験が大きく反映できるものと考えるが、今後とも関係各界と協力を図り、プルトニウム利用の技術開発を進めていきたい。

プルトニウム取扱技術や安全研究等についての、長年の技術開発の結果、安定した施設の運転管理を行っている。プルトニウム取扱上の特徴は包蔵性があり、密封性を保ったグローブボックス内で取扱う必要がある。そのための安全研究も進められている。

そのほか臨界管理、保障措置、被曝管理等の技術開発も行っている。

以上自主技術の確立をめざし、20年にわたって開発してきた技術は実証化段階を迎え、その経済性が大きな課題となってきた。これらの課題は開発した技術を実証するための新しい施設を十分に活用し、経済性と安全性を踏まえた技術の確立をめざし、産業界の要望に応え、かつ国際的にも競合できる信頼性のあるMOX燃料の開発を推進していきたいと考える。



MOX燃料の開発

2. 高速炉用燃料の開発

東海事業所

プルトニウム燃料部製造第一課，設計開発課

資料番号：59-3

2. Development of Fast Breeder Reactor Fuel

FBR Fuel Fabrication Section and
Fuel Technology Development Section,
Plutonium Fuel Division, Tokai Works.

「常陽」炉心燃料の概略仕様と製造工程の概要をまとめた。「常陽」燃料は第二開発室で製造され、MK-I燃料、MK-II燃料とも良好な使用実績を示してきた。

また、「もんじゅ」炉心燃料の概略仕様と製造計画をまとめた。高速炉用燃料開発のため、海外炉や「常陽」を用いた照射試験が実施され、燃料の照射挙動の解明がなされるとともに、製造技術や設計手法に成果が反映された。

Key Words: Fast Breeder Reactor, JOYO, Core Fuel, MONJU, Fuel Specification, Irradiation Test, Irradiation Behavior, Fuel Design.

2. 高速炉用燃料の開発

2.1 「常陽」燃料の製造

高速実験炉「常陽」は増殖炉心（MK-I）としての運転の後、照射炉心（MK-II）に改造されてからも順調な運転を続け、所要の成果が達成されつつある。「常陽」の炉心燃料は全量MOX燃料でありこれらは東海事業所、プルトニウム燃料部プルトニウム第二開発室で製造された。MK-I、MK-II用燃料とも、これまでの運転及び照射後試験において1本の破損も認められず、健全であることが確認されている。

(1) 「常陽」燃料の仕様

「常陽」燃料はプルトニウム富化度の高い燃料ペレットをステンレス鋼製の被覆管に密封し、その上にステンレス鋼ワイヤを巻き付け、正六角形のステンレス鋼製ラッパ管に収めた構造となっている。図2-1にその概略図を示す。MK-I炉心からMK-II炉心への移行に伴い、高速中性子束密度の増加、炉心出力密度の増大、中性子束の平坦化を目的とし

て燃料仕様が大幅に変更された。その主なものは①プルトニウム富化度が上がったこと②燃料ピンの直径が小さくなり、ピン本数が増えたこと③炉心部高さが小さくなったこと④上、下部ブランケット燃料がステンレス鋼の反射体に置き変わったことである。表2-1にMK-I及びMK-II燃料の仕様を示す。

(2) 「常陽」燃料の製造工程

MOX燃料製造工程は、ウラン燃料製造工程と比べ①毒性の強いプルトニウムを使用するため、グローボックスなどの閉じ込め設備の中で取扱う必要があり、工程設備などの形状が制約を受ける。②外部被曝対策としての設備の自動化、遠隔化等が必要である。③臨界管理上の制限が大きい。などの特徴がある。その他PuO₂粉とUO₂粉とを均一に混合する工程が必要となること、燃料ピンの汚染防止が必要となること、などウラン燃料製造とは製造技術面で異なる部分がある。以下に「常陽」MK-II燃料製造工程の概要を述べる。なお工程の製造能力は、1トンMOX/年である。

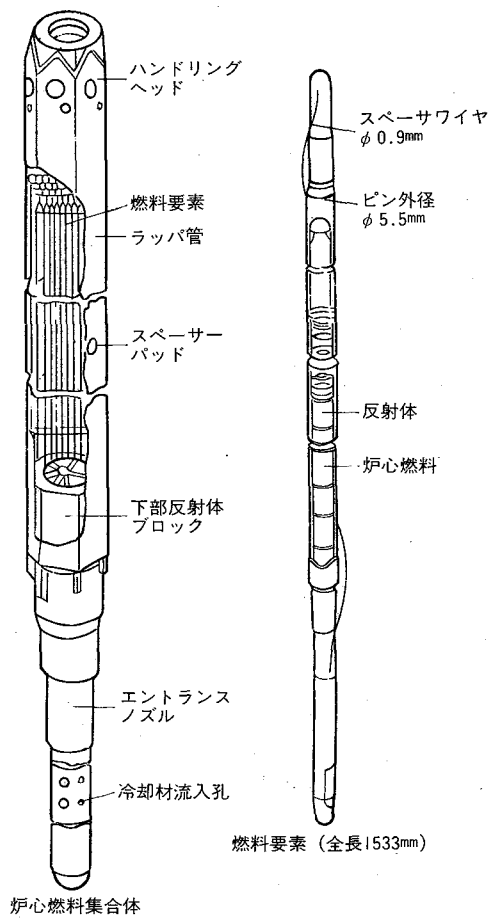


図 2-1 「常陽」MK-II 燃料概略図

表 2-1 「常陽」燃料の仕様

項 目		仕 様	
		M K-I	M K-II
燃料ペレット	$\text{PuO}_2 / (\text{PuO}_2 + \text{UO}_2)$	17 W/O	29 W/O
	^{235}U 濃 縮 度	23 W/O	12 W/O
	直 径	5.40mm	4.63mm
	密 度	93.5%T.D	93%T.D
	ス タ ッ ク 長	600mm	550mm
燃料要素	被 覆 管 外 径	6.30mm	5.50mm
	被 覆 管 材 質	SUS316、10% C、W材	SUS316相当、20% C、W材
	燃 料 要 素 全 長	1,910mm	1,533mm
	ラッピングワイヤ外径	1.2mm	0.9mm
	ラッピングワイヤ材質	SUS316、アニール材	SUS316、20% C、W材
燃料集合体	ワイヤ巻付ピッチ	266mm	209mm
	燃 料 要 素 数	91本	127本
	ピ ン 間 隔	7.6mm	6.47mm
集 合 体 全 長		2,970mm	2,970mm

① 燃料ペレット製造工程

MK-II炉心燃料ペレットの製造工程の流れを図2-2に示す。以下製造法の概要を述べる。燃料ペレットの原料として PuO_2 粉末、 UO_2 粉末、及び製造

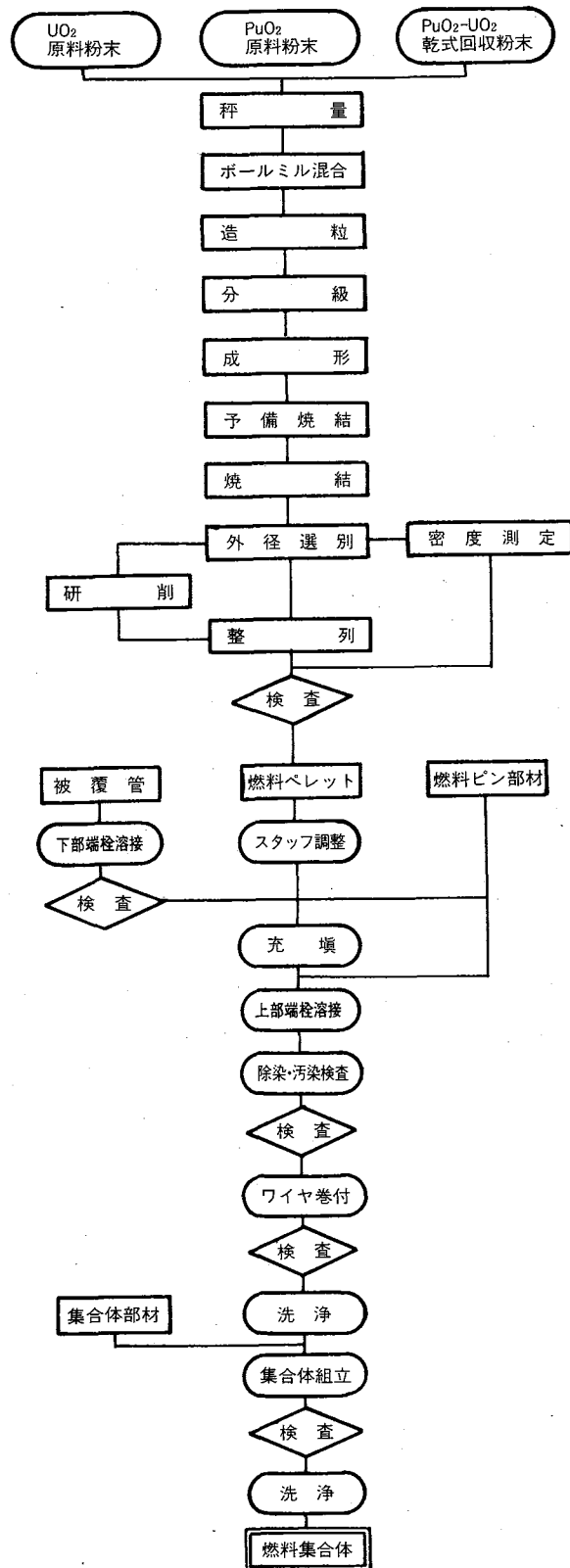


図 2-2 「常陽」炉心燃料製造フローシート

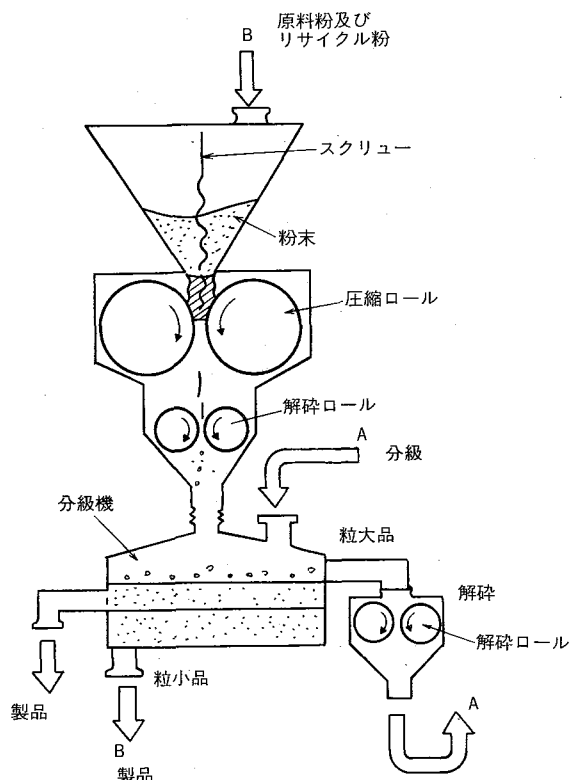


図2-3 ロール式造粒法概念

工程で発生したスクラップを回収した回収粉末の3種をそれぞれ必要量秤量し、回転ボール・ミルにより均一に混合する。この混合工程は燃料ペレット中の PuO_2 スポットが $100\mu\text{m}$ 以下という仕様を満たすため極めて重要な工程である。ついで、混合粉は成型時の粉末流動性を高める目的で造粒する。MK-I燃料製造時は湿式造粒法を採ってきたが、臨界制限の面から取扱い量が少なくなること、及び手作業のため作業員の放射線被曝量が增多するなどの点からMK-II燃料製造からは自動化の図れる乾式のロール式造粒法を採用した。この造粒法はバインダを混合した原料粉をロールで板状に圧縮し、これを解砕・分級して所要粒度の造粒粉を得るものである。造粒システムの概念図を図2-3に示す。造粒粉は潤滑剤を添加後成型し、グリーン・ペレットと呼ばれる圧粉成型体とする。成型後グリーン・ペレットは順次自動搬送されて、モリブデン製の焼結皿に並べられる。これを5% H_2 - N_2 雰囲気中で 800°C で予備焼結し、有機添加剤を分解除去する。さらに、 $1,600\sim 1,700^\circ\text{C}$ で焼結して焼結ペレットとする。焼結ペレットは抜取りによる密度検査を行い、ロットの合否を判定する。合格ロットはペレット直径と外観を全数検査すると共に、成分・不純物分析、アルファ・

オートラジオグラフによる PuO_2 スポット等の検査を行う。直径が仕様値以上のものは表面研削をする。これらの工程内検査の後、使用者側検査、使用前検査を合格した製品ペレットが燃料要素加工工程に払い出される。

② 燃料要素加工及び集合体組立工程

燃料要素加工及び集合体組立工程の流れを図2-2に示す。燃料ペレットを並べてスタック長さ（燃料長）を調整する作業から、充填・上部端栓溶接までは1気圧のヘリウム・ガス雰囲気にした一連のグローブ・ボックス内で行う。グローブ・ボックス内の各装置は自動化されており、約3分間で燃料要素を加工できる。燃料ペレットは1本ごとにスタック長さ、スタック重量が測定され、プレナム部材と共に下部端栓付の被覆管に充填される。被覆管の入口には燃料ペレットによる汚染を防ぐため管口マスクを装着しておく。上部端栓溶接は、TIG自動溶接で行うが、溶接電極と溶接部位との相対位置精度が、溶け込み深さやビード部外径を大きく左右するため、ITVを使用し約10倍に拡大して精度良く位置設定ができるようにしてある。密封溶接された燃料要素は、ガス置換チャンバを介してヘリウムガス雰囲気のグローブボックスに連結している空気雰囲気のオープンポート・ボックスに移され、表面汚染の有無を確認した後、グローブボックス外に取り出し、ヘリウムリーク、X線透過、外観等の検査が行われる。燃料要素へのワイヤ巻付け及び巻付けピッチの測定は、マイコン制御により全自動で行われる。径 0.9mm のワイヤを一定の張力をかけながら 209mm ピッチで巻付ける。上下端栓へのワイヤ固定は、玉止め方式を採っているが、これは巻付け不良があっても取り外して再巻付けができることと、溶着法に比べ、巻付けの自動化が容易であると判断したことによる。燃料要素は最後に全長、重量、曲り、ガンマ・スキャンなどの検査を行い、合格した燃料要素は洗浄した後、使用者側及び使用前検査を受ける。集合体の組立は燃料要素の組み込みまで自動化している。燃料要素を一層ごとに整列させ、楕円形のノックバーを下部端栓の角孔に挿入しエントランスノズルの組棒部に装着させる。これを繰返し、合計127本の燃料要素を六角形のバンドルとして組み上げる。ノックバーを組棒に溶接固定する工程は半自動で行う。組立てたバンドルに、横方向からハンドリングヘッド付のラッパ管を被せ、集合体を立ち上げてエントランスノズルとラッパ管の溶接を行う。溶接歪を防ぐ

ために3本のトーチから同時にアークを出し、集合体を回転させながら溶接する。完成した燃料集合体は、曲り、ねじれなどの検査を行い、最終洗浄の後、使用者側及び官庁使用前検査を受け炉側に出荷する。

(3)「常陽」燃料の製造実績

「常陽」燃料の製造は、プルトニウム燃料第二開発室において、昭和47年から開始され、昭和50年までにMK-I炉心用燃料集合体119体を製造した。その後MK-II燃料仕様に対応するために工程設備の改造を行い、昭和55年からMK-II炉心用燃料の製造を行っている。昭和61年3月末までのMK-I、MK-II燃料の製造実績は167体となっている。

2.2 「もんじゅ」燃料の開発

(1)「もんじゅ」燃料の仕様

炉心燃料は、炉心燃料要素169本を正三角状に配列保持し、上部にハンドリングヘッド、下部にエントランスノズルを接合したラッパ管内に収納したものである。

燃料要素は、MOX燃料ペレットを軸方向ブランケット用UO₂燃料ペレットと共に被覆管内に密封したもので、要素上部には核分裂生成ガスを溜めるガスプレナムが設けられている。燃料要素は下端のみ支持部材により固定されており、上方には自由膨張することができる。隣接する燃料要素間の間隔は、ワイヤスペーサによって保持される。

ラッパ管は燃料要素冷却のための流路を確保すると共に、燃料要素を保護する機能をもつ。

ハンドリングヘッドはラッパ管の上端に溶接固定されており、燃料交換等のグリッパによる燃料集合体のつかみが確実に行える形状をもち、またエントランスノズル部上方の形状とあいまって、炉心装荷時の集合体の自動方向決めが行える構造となっている。

ラッパ管の下端に溶接固定されているエントランスノズルには、炉心支持板側の構造とあいまって、冷却材の流量調節を行う冷却材流入孔が複数個設けられているが、これらは異物によって同時に塞がることのないようノズル円筒側面上、六方向に分散配置されている。

なお、燃料ペレット以外の主要構造部材には、高温での強度と耐食性の優れているSUS316ステンレス鋼を用いるが、特に被覆管、スペーサワイヤ及びラッパ管については、高速中性子の照射により誘発される耐スエリング性の改善を図ったSUS316相当

ステンレス鋼を使用する。

炉心燃料の仕様及び概略図を表2-2及び図2-4に示す。

(2)「もんじゅ」燃料の製造計画

燃料体として「もんじゅ」炉心を構成するのは、炉心燃料198体とブランケット燃料172体であり、このうちMOX燃料を使用するのは炉心燃料198体である。燃料交換のパターンは炉心燃料については、当初の間は4バッチ分散方式で年間2回の燃料交換を予定している。これら炉心燃料の供給は、プルトニウム燃料第三開発室のFBR燃料製造ラインを用いて実施される。

表2-2 「もんじゅ」炉心燃料の仕様

項 目	仕 様
1. 燃 料	
(1)炉 心 燃 料	
○種 類	(Pu, U)O ₂ 焼結ペレット
○核分裂性プルトニウム富化度 (内側炉心/外側炉心)	約16/約21w/o
○U-235 含有率	約0.3w/o
○ペレット 直 径	約5.4mm
○ペレット 高 さ	約8mm
○ペレット 密 度	約85%TD
(2)軸方向ブランケット燃料	
○種 類	UO ₂ 焼結ペレット
○U-235 含有率	約0.3w/o
○ペレット 直 径	約5.4mm
○ペレット 高 さ	約10mm
○ペレット 密度度	約93%TD
2. 被 覆 管	
○材 質	SUS316相当ステンレス鋼
○外 径	約6.5mm
○内 径	約5.56mm
○肉 厚	約0.47mm
3. 燃 料 要 素	
○全 長	約2.8mm
○重 量	約0.6kg
○炉心燃料長さ	約0.93m
○軸方向ブランケット長さ 上部/下部	約300mm/約350mm
○ペレット・被覆管内面間隙	約0.16mm (直径)
○封入ガス	ヘリウム約1kg/cm ² ・a
○プレナム 位 置	上部
○プレナム 有効体積	約25cc
4. 燃 料 集 合 体	
○集合体全長	約4.2m
○集合体全重量	約200kg
○ラッパ管材料	SUS316相当ステンレス鋼
○ラッパ管外対面間寸法	約110mm
○ラッパ管肉厚	約3mm
○ラッパ管パッド高 (中間)	約2mm
○燃料要素本数	169本
○要素配列 (ピッチ)	正三角形配列 (約7.9mm)
○スペーサ型式	ワイヤスペーサ型 (SUS316相当ステンレス鋼)
	直 径 約1.3mm
	巻付ピッチ 約310mm

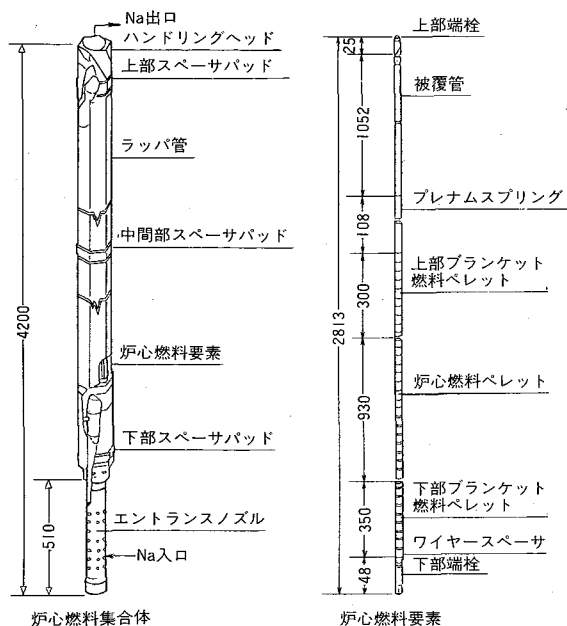


図2-4 「もんじゅ」燃料概略図

炉心燃料の製造計画は、「もんじゅ」の臨界（昭和67年10月頃）にむけて初装荷分については64年度当初より製造することを予定している。その後は、取り替え燃料体として年間約100体の割合で供給して行く予定である。

2.3 FBR燃料の照射試験

FBR燃料の使用条件は、温度、照射量共に厳しいものであり、実際の高速炉での照射試験は、極めて重要である。昭和42年10月動燃発足以来、「常陽」「もんじゅ」を対象とした照射試験を行っており、多くの貴重なデータと実績を有している。「常陽」の稼動以前は、主に海外の高速炉を用いた照射試験により、「常陽」「もんじゅ」の燃料設計・製作に必要なデータを得た。「常陽」の稼動後は、MK-I、MK-IIドライバー燃料が大量に照射されることにより、特に照射データの量の面での飛躍的な向上をもたらした。また、MK-II炉心に移行した後は、各種照射リグを利用した照射試験を実施すると共に、これを補完するため、それぞれの海外炉の特色を生かした照射試験も計画、実施されている。

(1) 海外の高速炉を利用した照射試験

「常陽」の稼動以前には、DFR(英)、Rapsodie(仏)、Phenix(仏)等の海外炉での照射試験が主であった。56年度までにこれらの炉で、燃料ピンとして照射した件数は13件、燃料ピン本数は約200本で、最高到達燃焼度は約130,000 MWD/MTM（ペレット

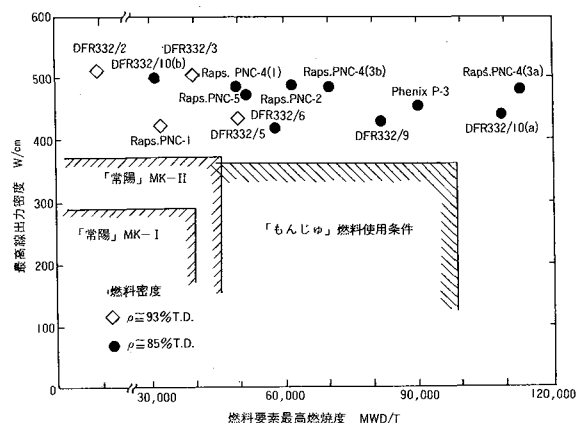


図2-5 国産高速炉用燃料要素の海外炉における照射実績

最高)であり、この照射実績と「常陽」「もんじゅ」燃料の使用条件とを合わせて図2-5に示す。なお、「常陽」の稼動後にも、国際協力の立場から、海外炉の活用を図っており、仏のPhenixや米のFFTFでは大型燃料バンドルの照射試験が、米のEBR-IIでは、破損燃料の継続照射、過渡照射試験が計画・実施されている。

(2) 「常陽」ドライバー燃料の照射実績

「常陽」は、昭和52年4月24日に初臨界を達成したあと、50MWtでの2サイクル、75MWtでの6サイクル運転を終え、57年1月10日に、MK-I運転を終了した。この間照射された炉心燃料集合体は、110体（燃料ピンとして10,010本）である。炉心燃料集合体の最大燃焼度は集合体平均41,000 MWD/MTM（ペレット最大48,300 MWD/MTM）、最大中性子照射量 $6.4 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)である。また、MK-II炉心に移行した後も多くの燃料集合体が照射されており、昭和60年度末までに、142体（燃料ピンとして18,034本）のドライバー燃料集合体が照射されている。最大燃焼度は集合体平均で45,000 MWD/MTM（ペレット最大50,000 MWD/MTM）に達している。この間、1本の燃料ピンからもFPガスのもれることなく健全に使用されており、その設計・製造技術の信頼性が確認されている。

(3) 「常陽」MK-IIによる照射試験

「常陽」MK-IIを利用した照射は、現在第1期照射計画にのっとりた照射を実施中であり、昭和62年から開始される第2期照射計画の準備を行っている。第1期照射計画では、最初は「常陽」MK-II用燃料・材料照射試験及び新しく開発した照射リグの確性試験から始まり、「もんじゅ」仕様の炉心構

表 2-3 「常陽」M K-II、燃料照射試験

リグ名	目的・内容	最高燃焼度 (MWD/TM)	最高フルエンス $E \geq 0.1 \text{ MeV}$ (n/cm ²)	照射サイクル (サイクル数)	備 考
A I M	「もんじゅ」型 燃料確性挙動 試験	28,000	5.2×10^{22}	5 ~ 8 (4)	照射完了
B O J	B 型特殊燃料集 合体の確性低出力 特性試験用	5,100	7.3×10^{22}	0 (1)	照射完了
B I J	M K-II 炉心 燃料照射挙動 試験	19,400	1.8×10^{22}	0 ~ 2 (3)	照射完了
B 2 M	標準型炉心燃 料の確性試験	52,000	7.8×10^{22}	3 ~ 10 (8)	
B 3 M	「もんじゅ」標準型 炉心燃料の確性試 験(高燃焼度)	79,000	1.2×10^{22}	11 ~ 22 (12)	
C I J	M K-II 型燃 料照射挙動試 験	30,000	4.6×10^{22}	1 ~ 4 (4)	照射完了
C 2 M	「もんじゅ」標準型 炉心燃料の確性試 験(低燃焼度)	58,000	8.7×10^{22}	3 ~ 11 (9)	
C 3 M	「もんじゅ」標準型 炉心燃料の確性試 験(高燃焼度)	90,000	1.4×10^{22}	12 ~ 25 (14)	
INTA -I	計装燃料	37,000	3.6×10^{22}	8 ~ 12 (5)	温度、中性子、 ガス圧、 Na 流量

成要素の「もんじゅ」初期炉心条件下での確性試験が主体である。第 2 期照射試験では、「もんじゅ」実機に使用する炉心構成要素の確性、最終目標炉心照射条件の達成、「実証炉」燃料・材料の照射等の確性試験、燃料集合体の製造コスト低減化照射試験、長寿命燃料開発のための材料・燃料照射試験、燃料ピンの溶融限界あるいは燃料ピンの破損限界等を調べる限界照射試験等を含んでいる。現在「常陽」では数種の照射リグが利用できる。燃料ピン用には、A 型、B 型特殊燃料集合体があり、高線出力あるいは、パラメトリックな照射が行える。燃料ピンバンドル挙動を調べるためや、同時に多数のピンを照射するためには、C 型特殊燃料集合体がいわれている。また、計測線付集合体 (INTA) を用いることにより燃料中心温度、ピン内圧や Na 温度・流量をオンラインで測定することが可能であり、燃料ピンの照射中の挙動を解明するための貴重なデータを得ることができる。表 2-3 に、これらの照射リグを用いた第 1 期照射計画中の燃料照射試験の一覧を示す。

2.4 FBR 燃料設計コードの開発

FBR 燃料設計コードを解析項目別に整理したものを表 2-4 に示した。

表 2-4 FBR 燃料設計コード一覧

解 析 項 目	コ ー ド 名
(1)燃料挙動解析コード	SIMPLE, CEDAR, DIRAD
(2)構造強度評価コード	FBRSTRESS, FINAS, SACCES
(3)局所性能解析コード	FEAPUS, PLASTIC
(4)燃料信頼性評価コード	BORNFREE
(5)熱流力解析コード	MAMUSY, SWIRL, SATURN PYTHON, FLOWER
(6)燃料要素束変形解析コード	SHADOW, MULTIBOW
(7)群振動解析コード	VIOLLON
(8)炉心湾曲変形解析コード	HI-BEACON

FBR 燃料の設計とは、燃料設計側から見れば上流側である炉心設計 (核・熱設計、炉心変形解析等がこれに含まれる) の結果を入力条件として、燃料要素及び燃料集合体の熱的及び機械的な観点からの健全性を評価することである。

同表に示したコードのうち、燃料設計コードとして現在開発もしくは改良を進めているコードについて、その開発または改良の状況について紹介する。

CEDAR コードは燃料ピンの照射挙動を出来るだけ詳細に解析することを目的に開発が進められたコードであり、日米協力のもとにその作業が進行している。定常計算ルーチンは数多くの照射データにより検証が終了しており、現在過渡計算ルーチンの開発を進めている。

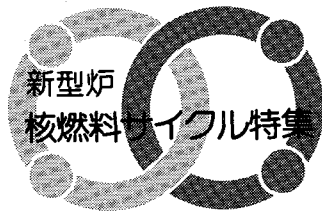
SIMPLE コードは CEDAR コードが詳細解析コードであるのに対し、設計ベースの挙動解析コードである。現在、PCMI 挙動及び被覆管応力挙動について、より合理的な設計が可能な様にコード改良を実施している。

FBRSTRESS コードは集合体及び要素の構造強度を評価する簡易解析コードである。現在、ASME 等の高温構造設計の考え方に準拠した手法の組み込み及び検証を進めている。

SACCES コードは群振動解析コード VIOLLON コードの結果を入力として地震時の集合体及び要素の強度を評価することを目的としている。現在その開発はほぼ終了している。

FBR 燃料設計コードの開発については、それぞれのコードを単体として取り出した場合、設計に十分使用可能な状態になっていると判断される。

今後は合理的な設計を進めて行く上でのモデルの改良や燃料設計全体をまとめた様な燃料設計コードシステムの開発が必要であろう。



MOX燃料の開発

3. 新型転換炉用燃料の開発

東海事業所

プルトニウム燃料部製造第二課，設計開発課

資料番号：59-4

3. Development of ATR Fuel

HWR Fuel Fabrication Section and Fuel
Technology Development Section,
Plutonium Fuel Division, Tokai Works.

「ふげん」燃料の概略仕様と製造工程の概要をまとめた。「ふげん」燃料は第二開発室で製造され、良好な使用実績を示してきた。また、ATR実証炉燃料の概略仕様と製造計画をまとめた。プル・サーマル燃料の製造も実施した。

熱中性子炉用燃料開発のため海外炉等を用いた照射試験が実施され、燃料の照射挙動の解明がなされ、製造技術や設計手法に成果が反映された。

Key Words : ATR, FUGEN, Demonstration ATR, Fuel Specification, Irradiation Test, Irradiation Behavior, Fuel Design, MOX Fuel for LWR.

3. 新型転換炉用燃料の開発

3.1 「ふげん」燃料の製造

「ふげん」燃料の製造はプルトニウム燃料第二開発室（製造能力10トンMOX/年）のATR燃料製造工程で「DC A」燃料製造から開始された。昭和50年7月からは「ふげん」初装荷燃料の製造を開始し、昭和53年5月にMOX燃料体100体を装荷して初臨界を達成した。その後の取替燃料製造に続いて、昭和60年度は第10回取替燃料を製造している。昭和53年度及び59年度には、ATR実証炉検討用の「DCA」燃料を製造した。昭和60年7月にはATR実証炉燃料の試験を目的とした「ふげん」照射用36本燃料4体を製造し、昭和60年8月から61年2月にかけて日本原子力発電㈱敦賀1号炉（BWR）用MOX燃料2体を製造した。

(1) 「ふげん」燃料の仕様

「ふげん」用燃料体はMOX燃料要素28本を内層4本、中間層8本、外層16本と同心円状に配列したバンドルで構成されている。上下タイププレート間には12個のスペーサを配し、燃料要素間の間隔を保持

している。「ふげん」燃料の概略図及び主要目を図3-1及び表3-1に示す。

(2) 「ふげん」燃料の製造工程

製造工程は、ペレット製造工程、燃料要素加工工程及び燃料体組立工程に分けることができる。以下にそれぞれの工程について述べる。

①ペレット製造工程

ペレット製造工程の流れを図3-2に示す。

秤量工程では、燃料ペレットのプルトニウム富化度の調整及びペレットの成型性、焼結性の調整を目的として各種原料粉末を量り取る作業を行う。予備混合は、量り取った原料粉末を粗混合する工程でV型ブレンダを使用している。PuO₂及びUO₂の粒子を粉碎し、精密混合するのが混合・粉碎工程であり、PuO₂スポット発生を抑える重要な工程である。混合・粉碎装置としてはボールミルを使用している。次にグリーンペレット成型時のペレット内圧力分布を平均化するために粒子間に潤滑作用を与え、合わせてグリーンペレット形状の保持を目的として、少量の潤

表 3-1 ATR実証炉及び「ふげん」燃料集合体主要目

項 目	仕 様	
	実証炉 (標準) 燃料集合体	「ふげん」(標準) 燃料集合体
(1) 燃料ペレット		
① 種 類	混合酸化物焼結体	同 左
② 形 状	両端面ディッシュ・ チャンファ付	同 左
③ 外 径	12.4mm	14.4mm
④ 高 さ	13mm	18mm
⑤ 密 度 (理論密度比)	95.0%TD	同 左
⑥ プルトニウム・ フィッサイル富化度 $\Sigma(Pu_{metal}) + \Sigma(U_{metal})$	(初装荷燃料) 外層1.10~1.75wt% 中間層、内層 1.35~2.85wt% (取替燃料) 外層1.10~1.60wt% 中間層、内層 3.40wt% 0.71wt% (天然ウラン)	(タイプB燃料) 外層 1.13wt% 中間層、内層 1.56wt% 0.7~1.4wt%
ウラン濃縮度		
(2) 燃料要素		
① 有効長	3700mm	同 左
② 初期ヘリウム圧力	3 kg/cm ² ・a	1 kg/cm ² ・a
③ 被覆管材質	ジルカローイ-2	同 左
④ 被覆管外径	14.50mm	16.46mm
⑤ 被覆管内径	12.70mm	14.70mm
(3) 燃料体		
① 全 長	4463mm	4388mm
② スペーサ数	12個	同 左
③ 燃料要素数		
・内 層	6 本	4 本
・中間層	12本	8 本
・外 層	18本	16本
④ 燃料バンドル外径	111.6mm	同 左

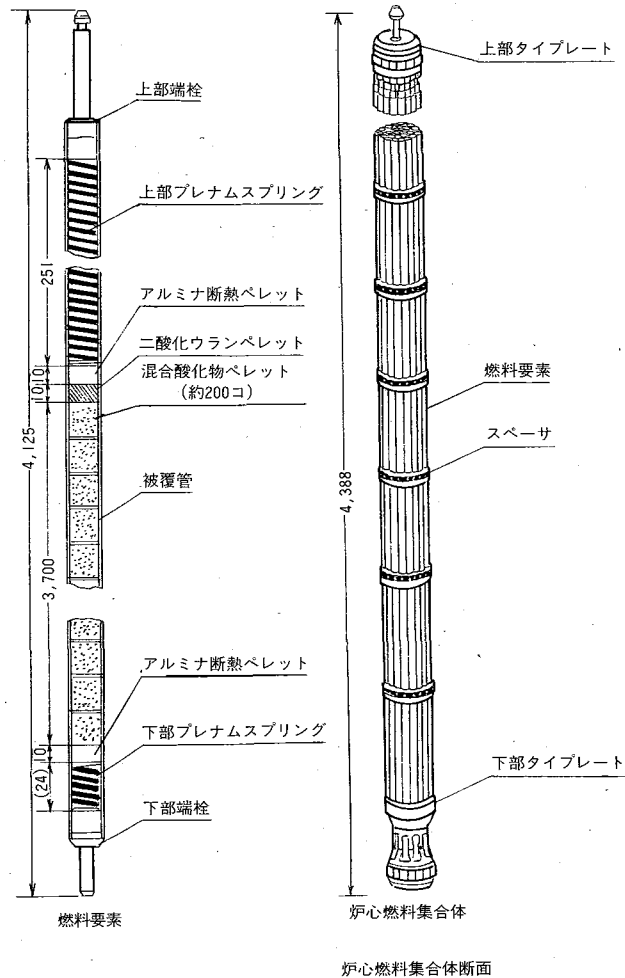


図 3-1 「ふげん」燃料概略図

滑剤兼結合剤を添加する。成型工程では、ペレット形状の圧粉体（グリーンペレット）に仕上げられる。予備焼結は、グリーンペレット内の潤滑剤を加熱によって除去することが目的であり、電気炉によって加熱する。PuO₂とUO₂の固溶化・均質化を行うのが焼結工程である。約1,650℃、2時間の加熱を行う。研削工程は、焼結ペレットの外径を所定の寸法に仕上げるのがその役割である。セントレス・ダイヤモンドグラインダでの研削中に冷却用として中性子減速材である水を使用するため、臨界上の配慮から研削機を含むグローブボックスの核燃料物質最大取扱量は乾式工程に比較して1/10程度の少量に制限されている。研削時に付着した水分を除去する工程が高湿乾燥工程である。これでペレットの製造を終了し、自主検査、社内検査及び官庁検査の合格後に製品ペレットとなり、燃料要素加工工程に移送される。

②燃料要素加工工程

燃料要素加工工程の流れを図3-3に示す。

下部端栓を溶接された被覆管の開放側に管口マスクを差し込む。これは、上部端栓溶接部のフィックス汚染を低減させるため、被覆管管口部とペレットとの接触を防止することが主目的である。この管口マスクを通してペレットを被覆管に詰め込む作業を行うのが充填工程である。ペレット保管庫からの搬送、スタック重量、長さの測定・記録及びペレット充填のすべての作業が自動充填装置によって行われる。管口除染・仮端栓取付工程は、ペレット充填時に被覆管管口部に付着した微量の核燃料粉末を拭き取り、次工程の脱ガス時に炉内及び被覆管表面の核燃料微粉末による汚染を低減させるために仮端栓を取り付ける。脱ガス工程は、ペレット取扱い中に吸着した微量の水分やガスを追い出すことが目的である。脱

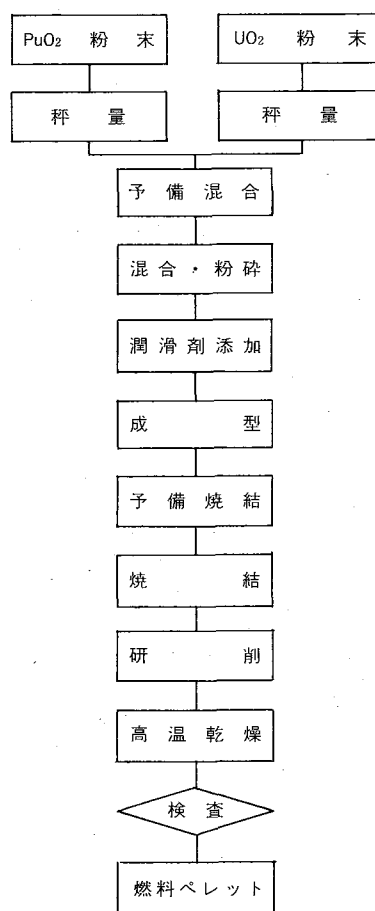


図3-2 「ふげん」燃料ペレット製造工程

ガス炉は次工程の上部端栓溶接チャンバーに直結（図3-4）されており、仮端栓付燃料要素に加熱真空雰囲気を与える。上部端栓溶接工程では、ヘリウムガス1気圧雰囲気中で被覆管と上部端栓をTIG溶接し密封する。溶接装置は燃料要素内のヘリウムガスの加圧も可能な構造となっており、「ふげん」照射用

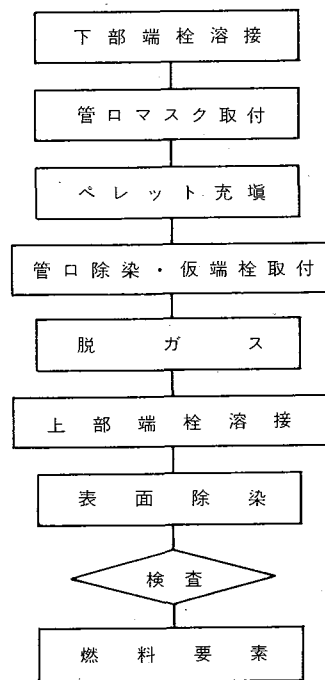


図3-3 「ふげん」燃料要素加工工程

36本燃料要素は 3 kg/cm^2 の加圧溶接を行った。この工程までがグローブボックス作業である。表面除染工程では、燃料要素表面の汚染密度を規定値以下に低減させるために燃料要素全面をアルコール含浸のフェルトリングやガーゼで拭き取る作業を行う。この工程はオープンポート作業である。ルーズ汚染及びフィックス汚染が規定値以下であることが確認されると、燃料要素は管理区域内の一般雰囲気中での取扱いが可能となる。これで燃料要素の加工を終了し、社内検査及び官庁検査の合格後に製品としての燃料要素となり、燃料体組立工程に移送される。

③燃料体組立工程

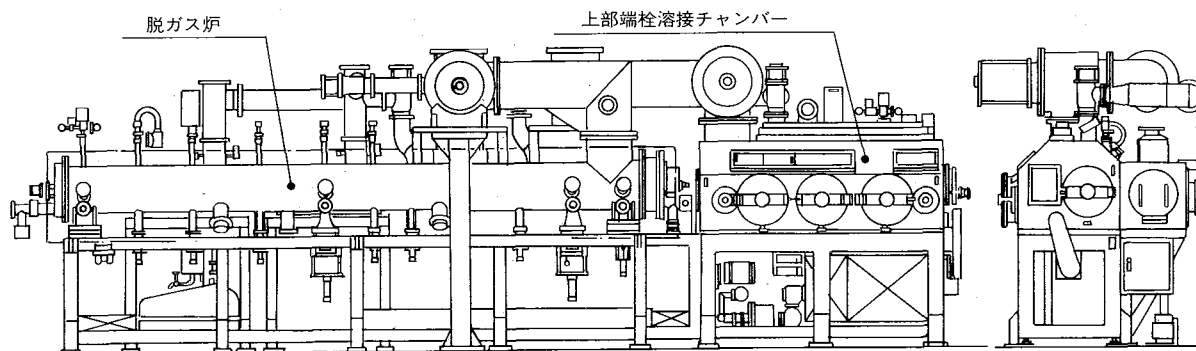


図3-4 脱ガス上部端栓溶接装置

燃料要素及びスペーサ等各種の部材を組み合わせ燃料体として仕上げる工程である。燃料体組立装置上に下部タイプレート及び12個のスペーサを固定治具によって固定し、28本の燃料要素を内層側から挿入する。そして最後に上部タイプレートを取り付ける。この工程は、作業者の放射線被曝低減のため、燃料要素配列位置の割出し、燃料要素挿入などの作業の遠隔操作化を図っている。

前述のBWR用MOX燃料(2体)は、組立装置の下部タイプレート固定治具及びスペーサ固定治具を専用のものに交換した後にウラン燃料集合体を固定し、中心部24本のダミー燃料要素をMOX燃料要素に組み替えた。ウラン燃料集合体はウラン燃料メーカーが製造した。この工程で燃料体が完成し、社内検査及び官庁検査の合格後に原子炉サイトへ輸送できる製品としての燃料体となるわけである。

(3)「ふげん」燃料の製造実績

プルトニウム燃料第2開発室ATRラインでは、核分裂性物質の含有率が比較的低い燃料、すなわち「ふげん」用燃料、「DCA」用燃料及びATR実証炉と軽水炉用MOX燃料開発に関連する照射試験用燃料の製造を行ってきた。

昭和61年1月31日現在の累計製造実績は、約74トンMOXであり、プルトニウム燃料部全体の製造実績の94%(MOX重量比)を占めている。燃料体としての製造実績は336体に達した。

3.2 ATR実証炉燃料の開発

ATR実証炉標準燃料集合体は、多数のウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットをジルカロイ-2製の被覆管に入れた燃料要素を組立てたものである。

燃料集合体は、36本の燃料要素と1本のスペーサ支持管からなり、同心円上の内層、中間層及び外層に各々6本、12本及び18本の燃料要素を配置した円筒型燃料である。燃料集合体は、上部タイプレート、下部タイプレート及び12個のスペーサによって燃料要素間の間隔が保持され、中間層の6本のタイロッド燃料要素を上部タイプレート及び下部タイプレートに連結固定して組立てる。タイプレートの側面円周上には、炉心に装荷された燃料集合体の振動を防止するとともに、圧力管内への燃料集合体装荷を円滑にするため、ピストン・リング型の案内ばねが設けられている。スペーサは、中央のスペーサ支持管にかしめることによって保持される。燃料集合体は、圧力管内では下部しゃへいプラグに連結されて下方

より支えられるので、下部タイプレートには、しゃへいプラグとのコレット方式による結合のためのハウジングが設けられている。また、上部タイプレートには、燃料集合体取扱い時の吊り下げ用の把手が設けられている。標準燃料集合体の仕様の概要を表3-1に、構造を図3-5に示す。

燃料要素の構造は、基本的には「ふげん」燃料及び軽水炉燃料と同様である。原料は、ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)である。燃料要素は、このMOXを円柱状に焼き固めたペレットを、長尺のジルカロイ-2製被覆管の中に多数入れるとともに上部及び下部にプレナム・スプリングを入れ、両端に端栓を溶接し、3気圧のヘリウムを加圧封入したものである。また、ペレットから放出される核分裂生成ガスを収容するため、燃料要素の上部及び下部には、プレナムが設けられている。

ATR実証炉燃料の製造は、プルトニウム燃料第3開発室において行う計画である。

3.3 ATR燃料の照射試験

「ふげん」及びATR実証炉燃料開発の一環として、燃料集合体及び燃料ペレットの照射下における挙動特性を把握するため、JMTR、ハルデン炉、英国SGHWR等において照射試験が実施された。

(1)「ふげん」燃料の基礎照射試験

「ふげん」燃料開発のために行われた基礎照射試験の一覧を表3-2に示す。

①JMTRでの照射試験

燃料照射の第1次試験、第2次試験及び第4次試験は原研のJMTRで実施された。第1次照射試験は、二酸化ウランペレットのディッシュ型ペレットとフラット型ペレットの照射挙動の差異を見るために、燃焼度が約2000MWd/tMまで照射した。第2次照射試験は、リング型スペーサと摩耗パッド型スペーサの挙動を見るために、集合体3体を照射した。また、第4次試験は、特殊燃料と同一の断面形状を有する短尺特殊燃料の照射挙動を確認するため、集合体2体の照射試験を行った。

②HBWRでの照射試験

第1回目の照射は、グリッド型スペーサの挙動を確認するため、第2回目の照射は摩耗パッド型スペーサの挙動を確認するため、二酸化ウラン燃料での照射試験が行われた。さらに、プルトニウム富化燃料の挙動を確認するため、第

表3-2 「ふげん」燃料基礎照射試験の一覧表

試験名称	照射場所	試験の目的	試料名
第1次試験	JMTR (照射孔)	Dish pellet と Non-dish pellet の照射挙動 の相違をみる。	68F-5P
			68F-6P
第2次試験	JMTR (OWL-1)	Grid 形スペーサと Wear-pad 形スペーサの挙動の相違を みるともに、照射中の腐 食の挙動をみる。	69L-5P
			69L-6P
			72LF-17P
第3次試験	HBWR (ノルウェイ ハルデン)	長尺燃料による Dish, Non- dish pellet 及び Grid スペ ーサ、Wear-Pad スペーサ の挙動をみる。	IFA-206
			IFA-207
		PuO ₂ -UO ₂ 燃料の照射挙動 をみる。	IFA-423
第4次試験	JMTR (OWL-2)	ATR 原型炉燃料と同一な 横断面形状と寸法をもつ燃 料集合体の核熱的照射挙動 をみる。	70L-8P
			74LF-12P
第5次試験	SGHWR (英国)	ATR 原型炉燃料と同一な 横断面形状と寸法を有する 実尺燃料集合体の総合的照 射挙動をみる。	Type-A
			Type-B
			Type-C
			Type-D

3 回目の照射として混合酸化物燃料の照射試験が行われた。

③SGHWRでの照射試験

燃料要素及び短尺燃料集合体の照射試験は、JMTR 及び HBWR を用いて行われ、基礎的なデータが得られたので、SGHWR においては、実尺燃料集合体の炉内における健全性を確認するための試験が行われた。照射試験は、4 回にわたって行われた。

第1回目の照射は、第2次設計に準じた標準ウラン燃料集合体であり、集合体平均で2,900 MWd/tM の燃焼度まで照射された。

第2回目の照射は、圧力管材料のモニタリングのため Zr-2.5%Nb 製の試験片を収納したキャプセルを有する特殊燃料集合体であり、集合体平均で8,580 MWd/tM の燃焼度まで照射された。

第3回目の照射は、標準ウラン燃料集合体であり、集合体の構造等は第1回目の照射燃料とほぼ同じであるが、より高い燃焼度までの炉内健全性を確認するため、集合体平均で8,050 MWd/tM まで照射した。

第4回目の照射は、プルトニウム燃料の炉内健全性を確認するため、実機プルトニウム燃料とほぼ同一仕様の燃料集合体で、集合体平均で6,420 MWd/tM の燃焼度まで照射された。

(2) ATR 実証炉燃料の照射試験

実証炉燃料のため、現在実施中及び計画中の照射試験は、以下に示すとおりである。

①SGHWRでの照射試験

実証炉燃料の炉内健全性を確認するため、実機プルトニウム燃料とほぼ同一仕様の燃料集合体1体を、昭和59年8月より照射中であり、昭和61年2月現在の到達燃焼度は、集合体平均で約7,500 MWd/tM である。現在の計画では、昭和62年度末まで照射を継続し、目標最高燃焼度は集合体平均で15,000 MWd/tM を予定している。

②「ふげん」での照射試験

「ふげん」において、実証炉燃料とほぼ同一構造のプルトニウム燃料集合体3体を、昭和60年12月より照射中である。この内1体は、約4年間の照射後、照射後試験を行い、残り2体はさらに約2年間照射し、照射後試験を行い、高燃焼度までの炉内健全性を確認する予定である。

また、高性能燃料開発の一環として、中空 MOX ペレット、ジルコニウム・ライナ被覆管を含むセグメント燃料集合体2体を昭和61年度末より照射を開始する予定である。この内1体は約3年間、残りの1体は約5年間の照射後、JMTR において出力急昇試験に供される予定である。

③HBWRでの照射試験

実証炉燃料及び改良型燃料の負荷追従運転時の熱的及び機械的挙動を評価するため、計装付きの燃料集合体2体を昭和60年11月より照射開始し、61年3月まで2回の負荷追従運転（1回の負荷追従運転は2週間）したが、何ら異常は発生していない。

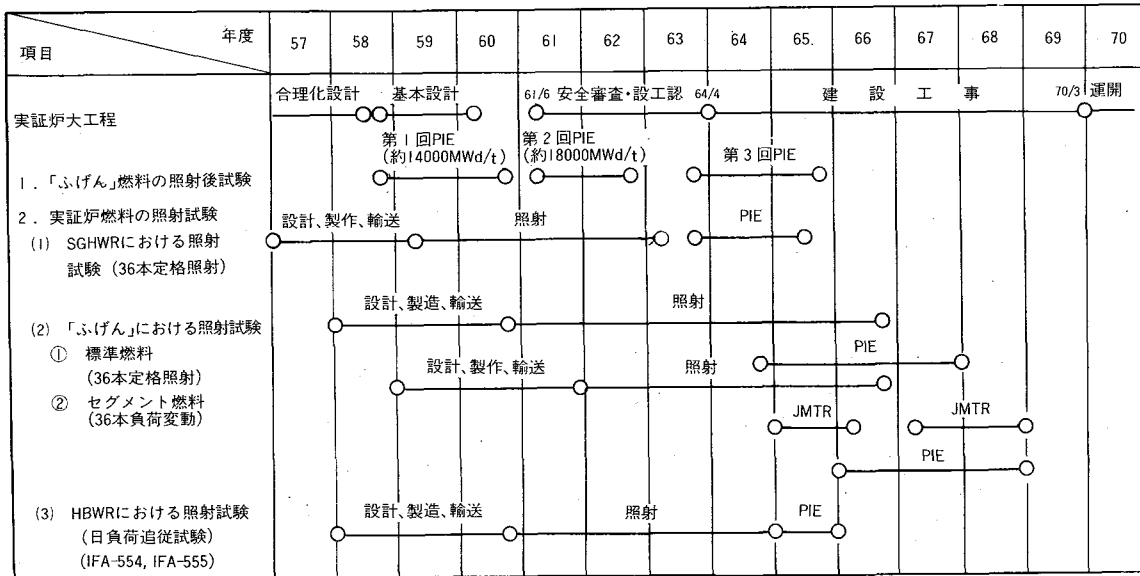
実証炉燃料のための照射試験スケジュールを表3-3に示す。

(3) 熱中性子炉用 MOX 燃料の照射試験

一方、動燃事業団では、ATR 燃料の開発と並行して、プル・サーマル用 MOX 燃料の開発も進め、その一環として HBWR、Saxton 炉及び GETR における照射試験を実施した。

動燃がこれまでに行った（現在照射中のものも含む）熱中性子炉用 MOX 燃料の照射実績を表3-4に示す。

表 3-3 実証炉燃料のための照射試験スケジュール



3.4 ATR 燃料設計コードの開発

「ふげん」及びATR実証炉の燃料設計に用いている設計用コードを図3-6に示す。

(1) 燃料性能評価コード

燃料要素の温度分布、内圧及び被覆管の歪を評価

する計算コードとして「ATFUEL」コードを用いている。さらに、その計算結果を基にして、被覆管弾性応力計算を「STRESS」コードで、被覆管疲労計算を「CYCLE」コードで行っている。また、燃料の局所的な性能を解析するために被覆管のPCMI

表 3-4 熱中性子炉用MOX燃料の照射実績

プラント名	炉型式	照射試験名	燃料集合体数	燃焼度 (MWd/t)		炉内時間 (年)	最大線出力密度 (KW/m)	Pu増化率 (wt%)
				ペレット最高	集合体平均			
HBWR	重水炉	IFA-159	1	12500	9420	1.8	34.8	2.3
		IFA-160	1	6070	5340	1	32.5	2.8
		IFA-423	1	6670	5000	1.4	49.5	0.91
		IFA-514	1	37000*	30880*	6.7*	50.0	4.64
		IFA-529	1	31000	24800	5.8	50.0	6.0
		IFA-554**	1		20000	4.5	49.2	3.4
		IFA-555**	1		20000	4.5	49.2	3.4
Saxton	PWR	Saxton (loose)	2	8750	5340	0.6	51.2	4.57
		Saxton (D5)	1	6680	2830	0.6	38.1	3.66
GETR	BWR	Saxton-GETR		38050	25370	4	47.2	4.0 5.0
SGHWR	重水炉	Type-D	1	9860	6420***	1.5	46.2	1.7
		Type-E	1	10800	7450	1.1	42.0	1.1
ふげん	重水炉	36本燃料**	3	50000	35000	6	49.2	1.0 ~2.5
		セグメント燃料***	2	43000	30000	5	39.4	1.5 ~3.0
		ドライバ燃料****	284	23330	17728	2.9	47.6	0.55~1.56

*) 1986年2月現在

**) 計画値

***) 1986年3月現在

****) 1985年7月現在

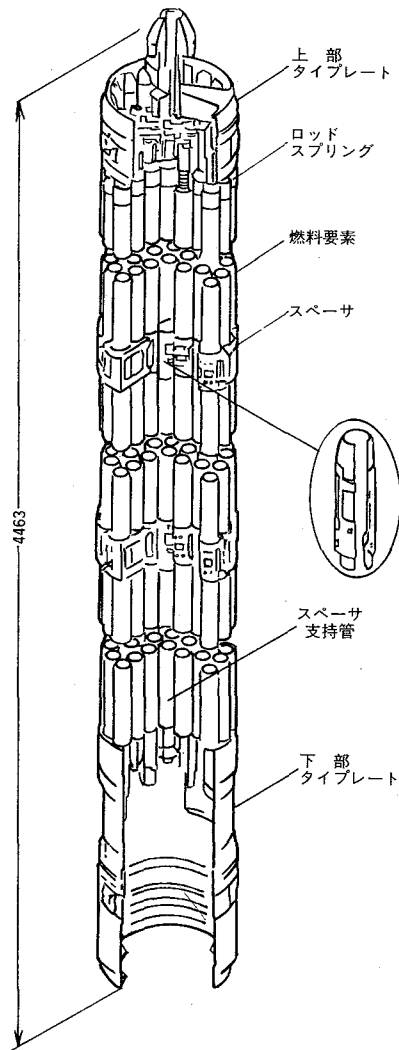


図3-5 ATR実証炉燃料集合体の構造

を評価する「FEMRZ」コード及び燃料ペレット中の
プルトニウム・スポット等による効果を評価する「F
EAPUS-II」コードを用いている。

(2) 燃料強度評価コード

燃料要素の強度を評価する計算コードとして、燃料要素の曲がりを計算する「SNAKE-A」コード、被覆管の外圧クリープによる楕円度進行を解析する「ELLIPSE」コード及び臨界座屈楕円度を計算する「COLLAPSE」コードがある。

燃料集合体の強度を評価する計算コードには、タイプレート等の集合体各部の強度を解析する「FINAS」コード、集合体の落下事故評価等の動的解析を行う「DYNA-3D」コード及び燃料の耐震解析を行う「CATFISH」コードがある。

(3) 燃料設計コードの検証及び改良

ATR燃料の設計用コードは、動燃がハルデン炉、SGHWR、「ふげん」において実施してきた照射試験のデータ等から、従来よりその検証がなされているが、現在新たに得られた「ふげん」初装荷燃料の照射後試験データに基づいてさらにその改良を進めている。

また、将来の燃料高燃焼度化に対応するための設計コードの改良を試みている。

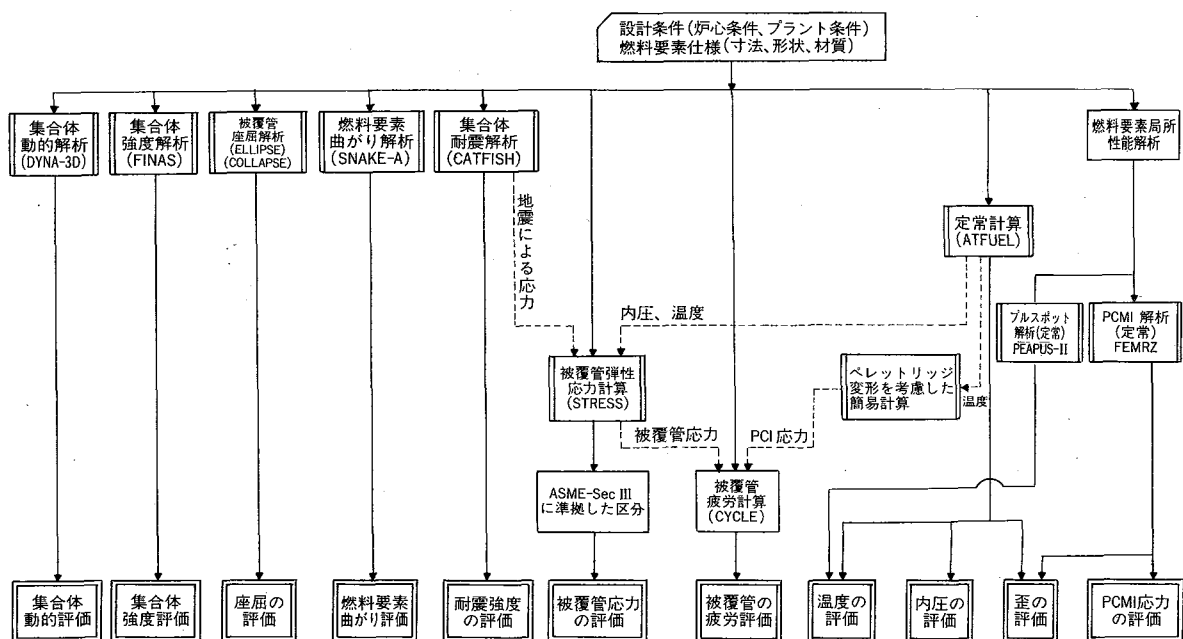


図3-6 ATR燃料設計コード体系



MOX燃料の開発

4. プルトニウム燃料 第三開発室の建設

東海事業所プルトニウム燃料部燃料製造施設建設室

資料番号：59-5

4. Construction of Plutonium Fuel Production Facility

Plutonium Fuel Production Facility
Construction Section, Plutonium Fuel
Division, Tokai Works.

プルトニウム燃料第三開発室の設計思想、特徴、機能をまとめた。第三開発室はFBR棟、ATR棟、共通棟からなり、FBR原型炉「もんじゅ」及びATR実証炉燃料を製造する。製造設備は自動化され、遠隔で中央制御するシステムとなっており、生産効率の向上を図っている。FBRラインは現在試運転中であり、ATRラインはまもなく着工の予定である。

Key Words : Plutonium Fuel Production Facility, MONJU, Demonstration ATR, Automation, Central Control System, Remote Handling.

4. プルトニウム燃料第三開発室の建設

4.1 概要

プルトニウム燃料第三開発室はFBR原型炉「もんじゅ」を始めとするFBR用燃料及びATR実証炉を始めとするATR用燃料を製造するとともに、技術的、経済的に将来のMOX燃料製造プラントを実証せしめることを目的とした施設である。施設はFBR棟、ATR棟、共通棟等から構成されている。FBR棟及びATR棟は各々ペレット製造工程、加工組立工程及び品質管理工程を有している。共通棟は主に中央管理室、原料調整工程及びプルトニウム貯蔵庫によって構成されている。第三開発室の運転は、中央管理システムを中枢に、集中管理方式によって行われる設計となっている。

第三開発室の完成予想図を図4-1に示す。

4.2 設計思想

第三開発室は、円滑操業及び操作員の被曝低減を目的とし、次の基本思想に基づいて行われている。

●20年にわたって蓄積されたMOX燃料製造技術

及び安全管理技術が集大成された施設とする。

- 操作員の被曝低減及び省力化を図るため、自動化された設備を採用し、集中制御方式とする。
- 操業を円滑にするため、物流を自動化し、MOX燃料加工施設の最大の特徴である計量管理及び臨界管理を集中管理化し、リアルタイム管理とする。
- 生産管理、品質管理及び施設運転管理を集中管理方式とし、生産計画及び品質保証活動をタイムリーに行い、MOX燃料の製造を円滑にする。
- メンテナンスを容易にするため、プルトニウムの閉じ込めは保守員が直接アクセスできるグローブボックス方式とし、また設備の更新、長期の修理の場合においても操業に及ぼす影響を最小限にする方式とする。
- 放射線管理員の被曝低減及び省力化を図るため、測定システムの集中化及びサンプリングを遠隔化する。
- 放射性廃棄物の発生量を低減するため、可能な限り乾式とし、放射性液体廃棄物量の発生を少なくする。また、バグイン・バグアウト等を最小

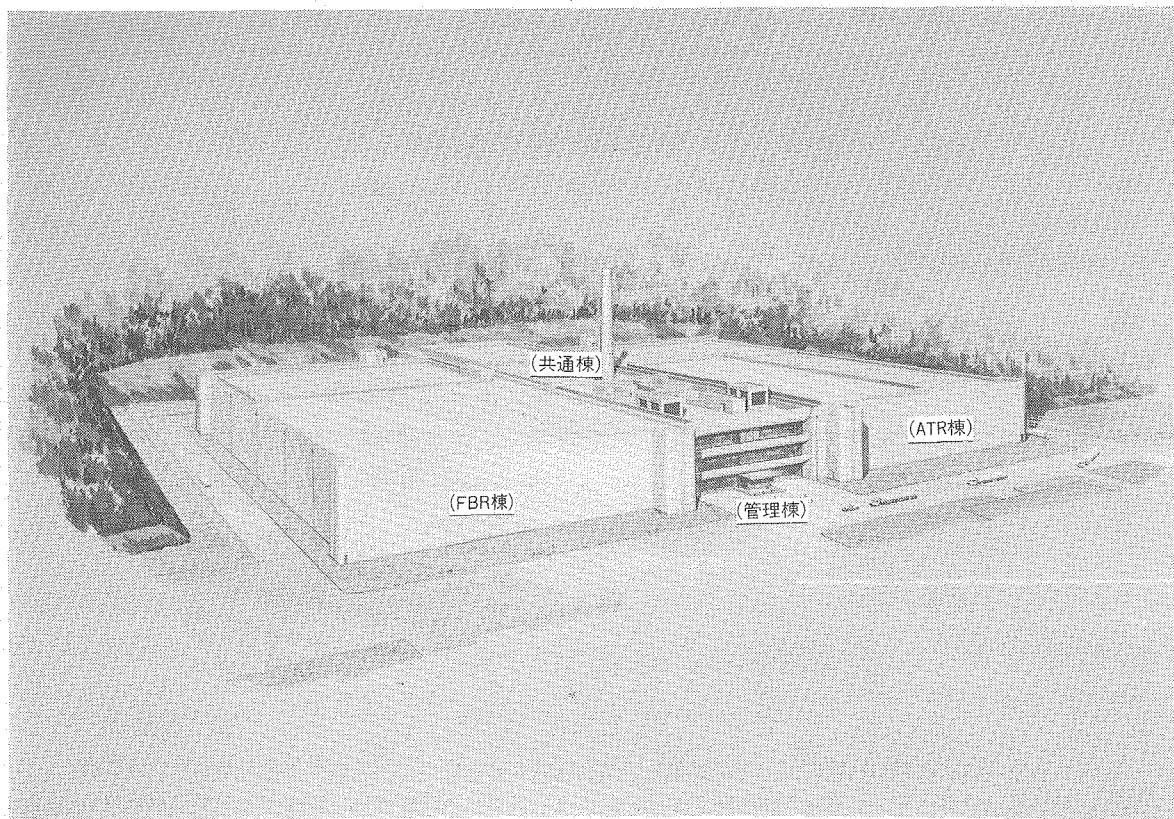


図4-1 プルトニウム燃料第三開発室 完成予想図

限とし、固体廃棄物の発生を極力少なくする。

4.3 特徴及び機能

第三開発室は、前述の設計思想に基づき設計され、これを実現することによって、既設のプルトニウム燃料第一開発室及び第二開発室に無い特徴及び機能を有することになる。以下にこれらの特徴及び機能の概要について、既にほぼ完成しているFBRラインを主体に述べる。

① 製造能力

第三開発室の製造能力は、FBRラインが5トンMOX／年、ATRラインが40トンMOX／年である。

② 物流

MOX燃料に関する物流は、プルトニウム貯蔵庫から原料調整工程、ペレット製造工程、加工組立工程を経て、集合体貯蔵庫に至る流れが基本となっている。また支流としては原料調整工程及びペレット製造工程から品質管理工程に繋がっている。これらの流れはグローブボックス、トンネルまたは気送管によって連結され、各工程設備を内包しているグローブボックスと気密上も一体となった閉じ込め機能を有する構造である。従って、グローブボックス

に燃料を出し入れする従来のバッグイン・アウト方式は、廃棄物のバッグアウト程度しか使用することがないようにになっている。このため、物流が非常に円滑となる。

③ 中央管理システム

中央管理システムは、共通棟に位置し、コンピュータにより施設運転管理、安全管理等の施設の安全運転に関わる情報及び生産管理、品質管理、計量管理等でMOX燃料の円滑な製造に不可欠な情報を集中的に処理できるようになっている。特に後者の場合は、次のような機能を有している。

計量管理は、各工程の計量管理区分毎の秤量値をオンラインで入力し、入荷、出荷及び在荷している量を計算により判断し、計量管理区分毎に燃料取扱許可を出すリアルタイムコントロールとしている。このため、従来の伝票による許可方式からペーパレス方式となったことにより、円滑なMOX燃料の移動が可能となるばかりでなく、人間の介入が皆無となり人為誤差に対する考慮が不要となり計量管理システムの信頼性が向上する。また、各工程の燃料製造及び品質に係る情報を収集し、検査に必要な図書のまとめ、品質保証活動のベースデータ

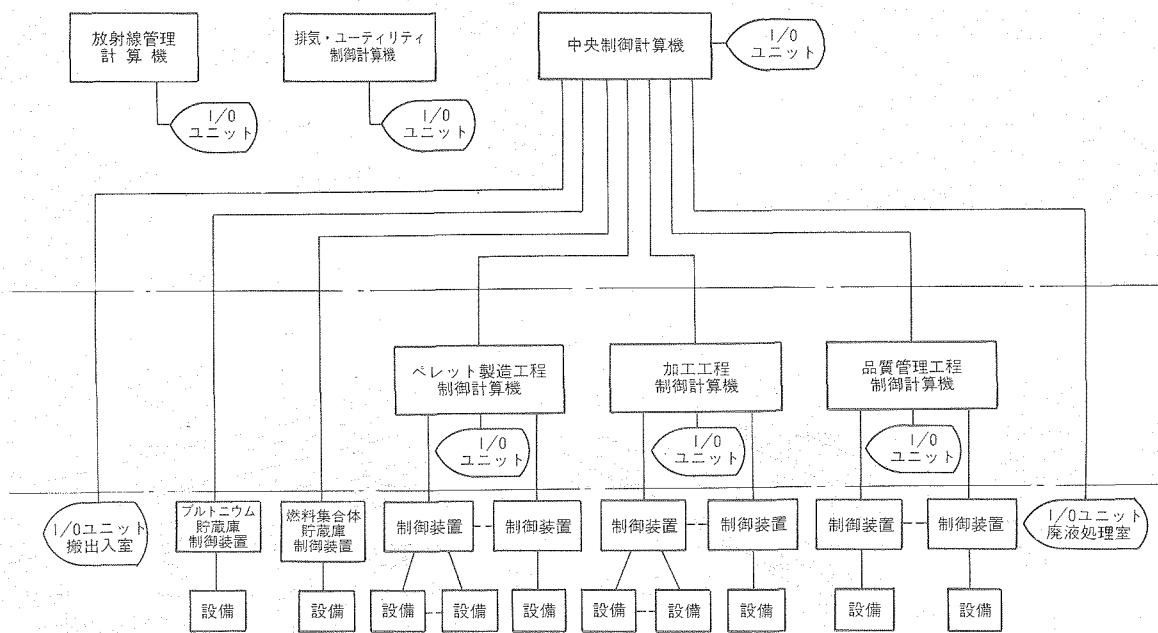


図 4-2 計算機システム概念図

の整理が行われるが、これらの情報を体系的、統計的に処理し、最適な燃料製造条件を適当に決めることができる。

コンピュータシステムの概念を図 4-2 に、また中央管理室を写真 4-1 に示す。

④ ペレット製造工程

本工程の物流は、中央の中間保管庫を介して櫛の歯状の搬送系を経て各製造設備に至る。これらは全てグローブボックスに内包されている。中間保管庫は、物流の中枢と MOX 燃料の中間品及び製品ペレットの保管を兼ねている。中間品の保管は、工程内のバッファ及び製造設備のメンテナンスを行う時の一時保管に使い、円滑な MOX 燃料の製造及び保守員の被曝低減を目的としている。また MOX 燃料の搬送は、専用容器を用いてバッチ搬送方式を採用している。これは、粉体の搬送法は一般に空気輸送、自然落下等の方式が利用されているが、MOX 燃料の酸化、搬送系内での滞留、不純物の巻き込み、回収率、臨界管理等の点で各方法とも困難さがあるためである。これらは、原料調整工程も同じである。図 4-3 にグローブボックスと中間保管庫の組合せ例を示す。

次に原料調整工程を含めて工程の特徴を述べる。本工程は、大別して原料調整工程、粉末調整工程、焼結工程及びペレット調整・検査工程に区分される。原料調整工程では、原料のロット調整、粉末特性の

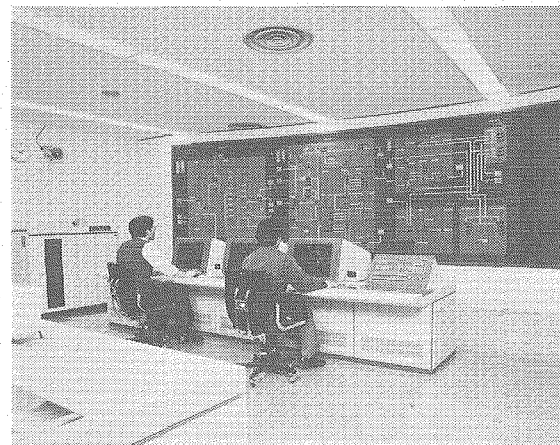


写真 4-1 中央管理室

調整及びプルトニウム同位体比の調整を行い、FBR 用工程及び ATR 用工程におけるキャンペーンに応じた原料を供給する。粉末調整工程では、粉末の混合、添加剤の混合、造粒、ペレット成型を行う。造粒設備は、溶液の処理及び臨界管理制限量で有利な乾式法を採用している。またペレット成型設備は成型しつつ、常に最適条件を次の成型にフィードさせるフィードバックシステムを付設して、品質の安定した成型体を得るようにしている。焼結工程では脱脂及び焼結を行う。焼結炉は連続炉を主体にしている。ペレット調整・検査工程では、ペレット外周研削、脱ガス、寸法・密度・外観検査を行う。ペレット外周研削は、臨界管理制限量で有利な乾式法を

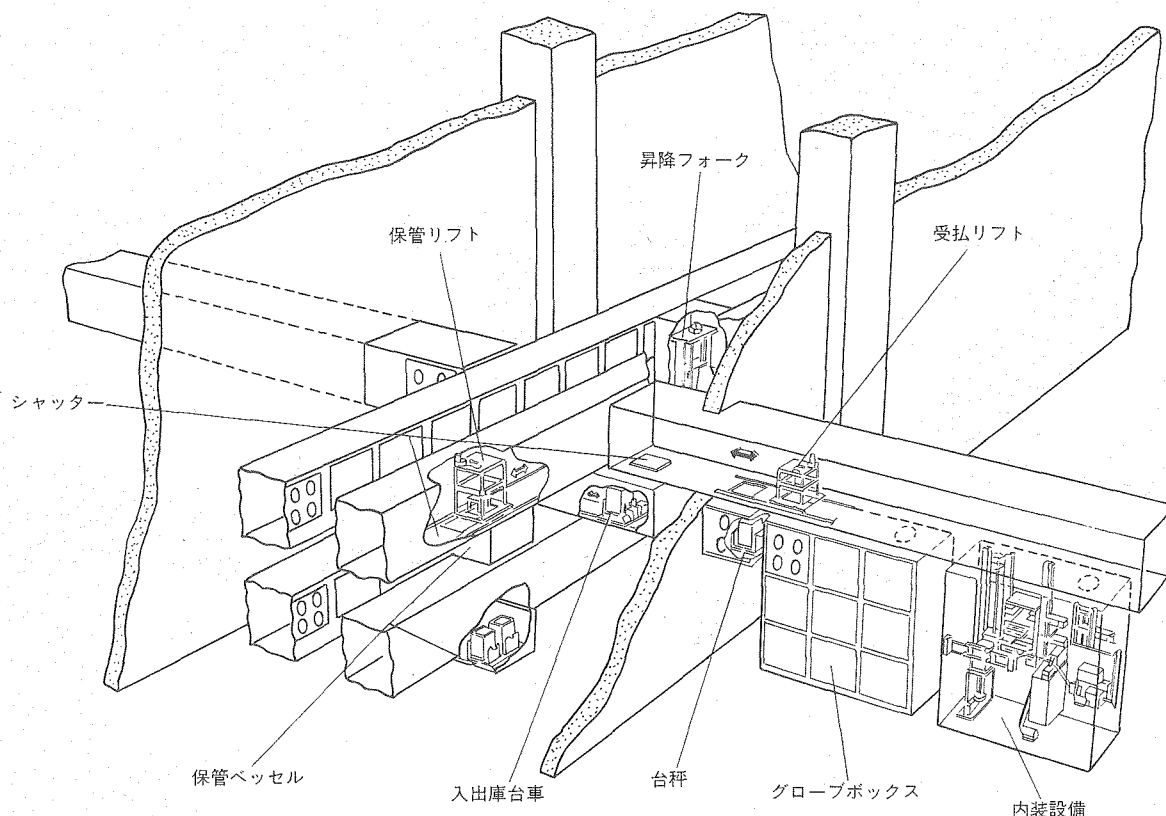


図4-3 ペレット製造工程設備組合せ図

採用し、また研削結果を次の研削条件にフィードさせて、常に一定な外径が得られるフィードバックシステムを付設している。

これらの工程の制御は、工程制御室において行われる。また現場において補修点検・条件設定を行うために下位のレベルに現場手動、またその上位に現場自動レベルの制御盤を設けている。工程制御室において制御に必要な信号は、現場自動制御盤から送られる。

工程の流れを図4-4に、自動化設備の一例を写真4-2に示す。

⑤ 加工組立工程

本工程の物流は、中央に配置した搬送設備を基本にしている。加工組立設備は、この左右に配置されている。ペレット製造工程より製品ペレットを受入れ、被覆管に充填し、端栓を溶接するまでの設備は、グローブボックス内に設置されている。

本工程は、大別して部材準備工程、ペレット充填・溶接工程、検査工程、集合体組立工程に区分される。部材準備工程では被覆管、端栓、ブランケットペレット、ラッパ管等の部材を自動化設備で加工し

易い組合わせと配列にする。ペレット充填・溶接工程では、MOXペレット及びブランケット、スプリング等の部材を決められた順序で被覆管に充填し、端栓溶接及び燃料要素の表面除染を行う。ペレットの充填は、管口部の汚染を低減するためマスキングを行う。検査工程では溶接部のX線検査、リーク検査、外観検査及びラッピングワイヤ検査が行われる。集合体組立工程では、集合体自動組立、集合体総合検査及び貯蔵を行う。集合体組立は、複雑な組構造及び燃料要素の組立て順に従って適確に行われる。

これらの工程の制御は、工程制御室において行われる。制御方式は、ペレット製造工程と同様である。工程の流れを図4-4に、自動化設備の一例を写真4-3に示す。

⑥ 品質管理工程

本工程は、ペレット製造工程と同様に、中央の配送設備に測定設備が櫛の歯状に連結されている。測定試料は、ペレット製造工程より気送設備によってサンプリングステーションに送られる。サンプリングステーションでは、MOXペレットの粉碎、試料

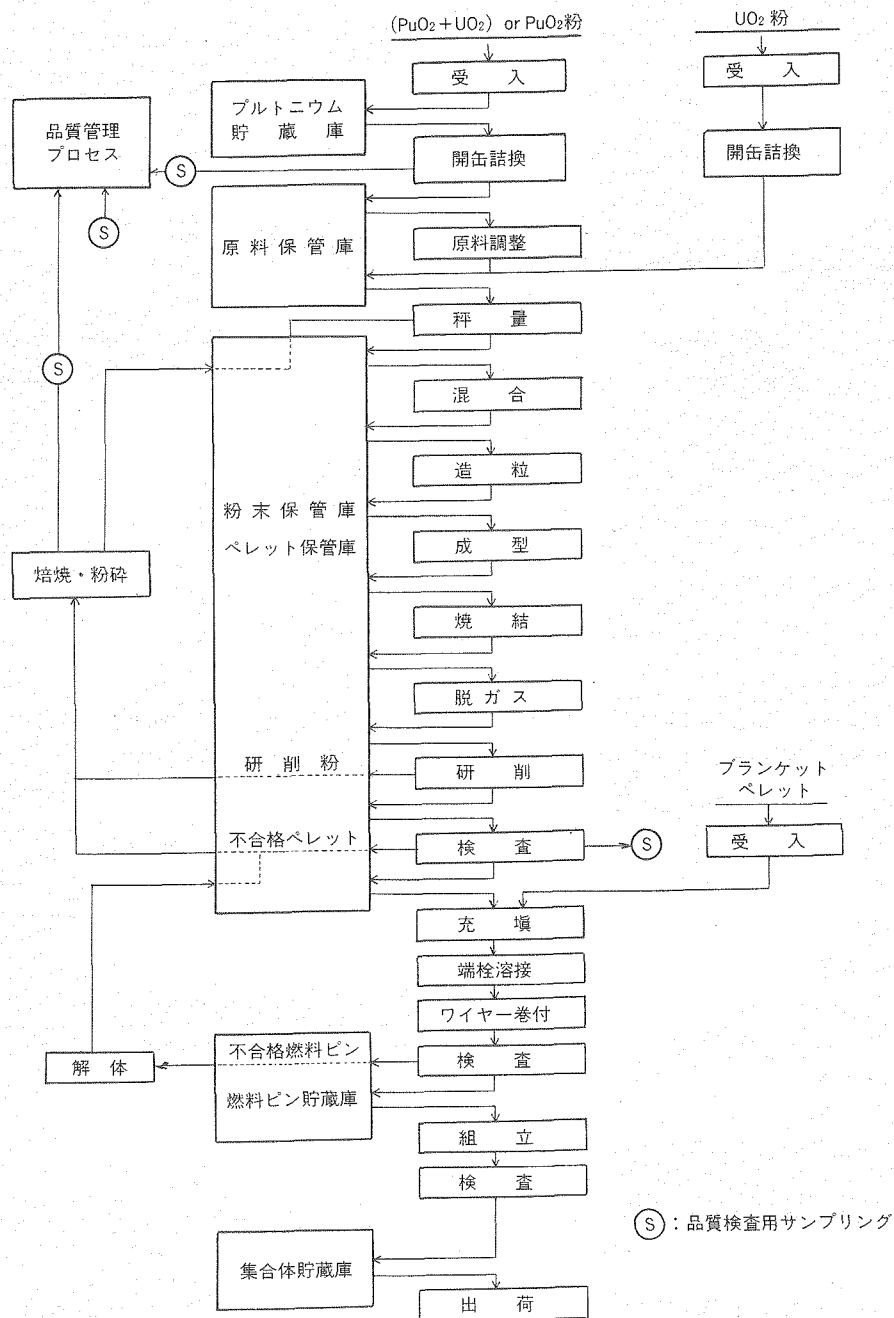
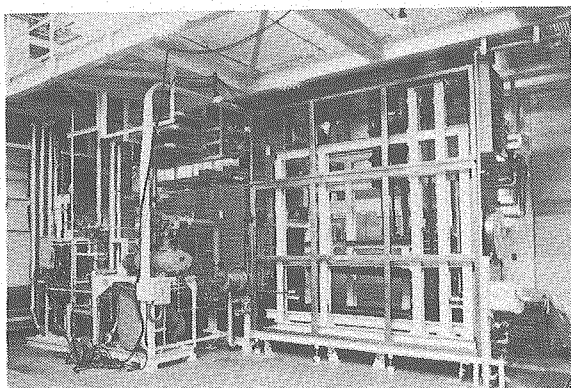


図 4-4 工程フロー図

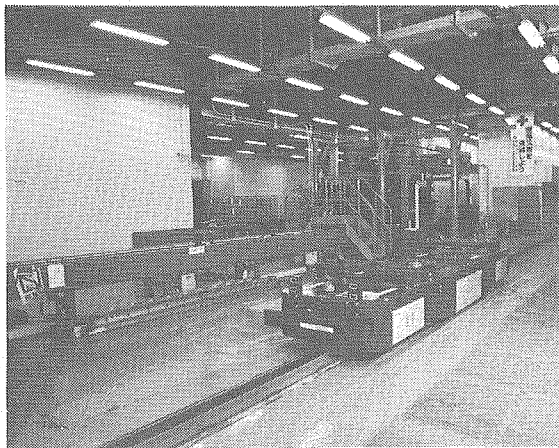


ペレット製造工程設備

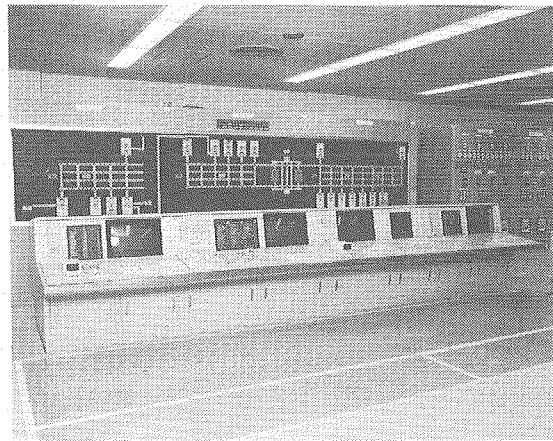


ペレット製造工程制御室

写真 4-2 ペレット製造工程



加工組立工程設備



加工組立工程制御室

写真 4-3 加工組立工程

の秤量分配及び配送設備への装荷を行う。配送設備は、指定された測定設備に試料を搬送する。各測定設備には、ロボットが付設されており、これにより配送設備からの試料を測定設備側に取り込む。また、このロボットは測定設備回りの作業も行う。

これらの設備は、全てグローブボックス内に設置されている。

本工程の制御は、ペレット製造工程と同様の方式により、工程制御室において行われる。

自動化設備の一例を写真 4-4 に示す。

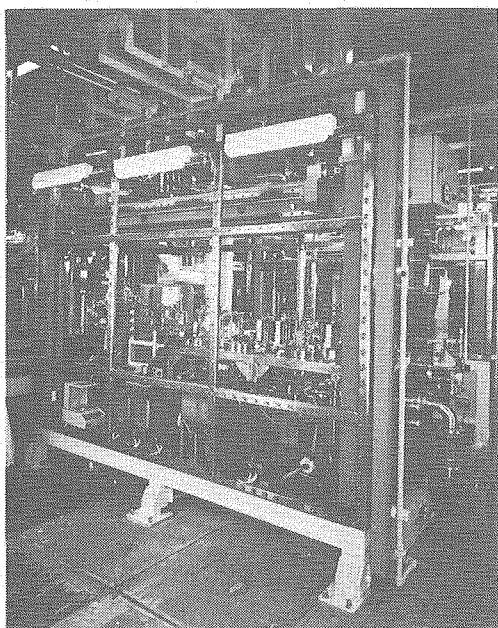
4.4 スケジュール

FBR棟は、共通棟及び管理棟を含めて昭和55年に設計を終え、翌年早々からこれらの安全審査が行われ、同年末に許可が得られた。

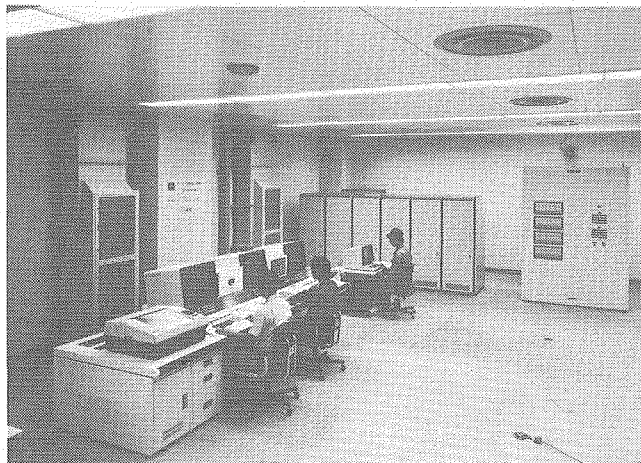
昭和57年夏に建家建設に着手し、引き続きユーティリティ設備の工事が行われ、昭和59年秋に完成した。続いてペレット製造工程、加工組立工程等の内装設備の据付工事が開始され、調整、試験、検査を経て現在、試運転を行いつつ施設検査、諸文書の作成を進めている。

この後、昭和62年度にウラン試験を行い、昭和63年度に運転に入る計画である。

A TR棟は、本年秋に建家建設に着手し、引き続きユーティリティの工事を開始する計画である。

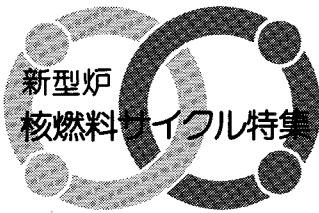


品質管理工程設備



品質管理工程制御室

写真 4-4 品質管理工程



MOX燃料の開発 5. プルトニウム取扱い技術開発

東海事業所プルトニウム燃料部管理課, 設計開発課

資料番号: 59-6

5. Development of Plutonium Facility Operation

Coordinate Section and Fuel Technology
Development Section, Plutonium Fuel Division,
Tokai Works.

プルトニウム燃料製造施設の運転は、安定して継続されてきている。安全性をさらに向上させるため、グローブボックスの包蔵性、臨界、遮蔽等の施設の安全性研究を実施している。保障措置は、有効かつ厳格に実施されている。

Key Words: Facility Operation, Safety of Facility, Glove Box, Containment, Criticality, Shielding, Safeguards.

5. プルトニウム取扱い技術開発

5.1 施設運転管理

プルトニウム燃料第一開発室は昭和41年1月以来20年間、第二開発室は昭和47年3月以来14年間の運転を継続しているが、電気、蒸気、水、圧縮空気、ガス等のユーティリティは常時安定供給がなされており、施設外への放射性物質の漏洩もなかった。これらの運転経験は第三開発室の設計、建設に反映された。

(1) 電気設備

①主要電気設備

電気は東海事業所の特高変電所からプルトニウム燃料開発室の変電室に送電されたものを所要の電圧に降圧して各部署へ配電される。

②非常用電源設備

非常用電源設備は東海事業所の中央発電気室に設置され、かつプルトニウム燃料施設内にも設置され二重安全システムとしている。商用電源の停電確認後瞬時に起動し約35秒以内で電圧、周波数を確立して給電される。非常電源の重要負荷として排風機の一部、計装及び放射線計器等がある。また、臨界警報装置等の安全管理設備は無停電電源装置により不

測の停電に対応出来るようになっている。

(2) 蒸気供給設備

蒸気は東海事業所中央ボイラ設備からプルトニウム燃料開発施設の付属機械室に供給され、その後各建屋に供給し、空調設備等により暖房用等に使用されている。また蒸気凝縮水は、中央ボイラ設備に還水しボイラの給水として利用される。

(3) 給水供給設備

東海事業所浄水場の浄水設備により源水を浄水し、給水ポンプを経て、プルトニウム燃料開発施設の付属機械室、受水槽に給水され、さらに各建屋等に分岐給水し、飲料水等に使用されている。また、付属機械室において冷凍機及びイオン交換設備により冷却水、純水を製造し空調機、内装設備等の必要箇所に供給している。

(4) 圧縮空気(圧空)設備

圧空設備として、一般圧縮空気(CA)、計装用空気(IA)用また、非常用空気(EA)用として圧縮機が付属機械室に設置されている。

CAは内装設備に供給され、焼結炉の冷却等使用する。IAは計装設備に供給され空調の制御等に

使用する。EAは非常用空気のため管理区域内に供給されており、エアラインスーツマスク等に使用する。

(5) ガス設備

ガス設備は、プルトニウム燃料開発施設の附属機械室に設置されている。ガスの種類は窒素、水素、炭酸ガス等があり、これを液体、気体状にて貯蔵し各種ガスを製造し、燃料の還元用雰囲気ガス等を使用し必要箇所に供給されている。

図5-1にこの10年間のユーティリティ使用実績を示す。

(6) 負圧管理

プルトニウムはウランに比べてアルファ比放射能が数十万から百万倍も高いため、作業従事者の内部被曝を防止する観点から、その取扱いは「閉じ込めの機能」を確保した状態で可能となる。従って、MOX燃料製造では粉末の調整からペレット製造、被覆管への充填・溶接密封までの工程は、全てグローブボックス内に閉じ込めた状態で取扱われる。さらに閉じ込めを確実なものにするため、グローブボックス内を作業室内に対して約30mmAqの負圧を維持し、グローブ等の損傷による作業環境へのプルトニウムの漏洩を防止している。施設外への閉じ込めは作業室、廊下、外壁等多重障壁を備え、さらにその雰囲気を外気に対して、2～3mmAqの差圧を段階的に付けて管理している。

5.2 施設安全性研究

(1) 長寿命グローブの開発

プルトニウム燃料の製造は、作業員及び作業環境

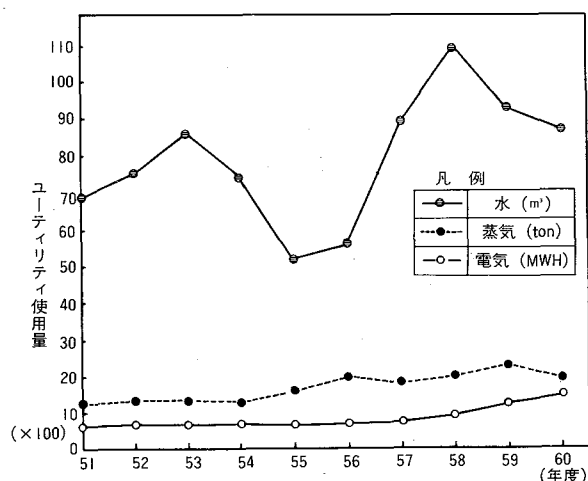


図5-1 ユーティリティ使用実績

の汚染を防止するため、プルトニウムをグローブボックス内に閉じ込めた状態で行う。

グローブボックス内の機器の操作は、グローブボックスのポートに取り付けたグローブを介して行う。このため、使用するグローブは保安用品として重要なものである。

グローブの耐久性の向上は、グローブボックス作業の安全性を向上し、また廃棄物発生量を減少するために必要であり、グローブの長寿命化を目的とした研究開発を行っている。プルトニウム燃料部ではネオプレングローブ、ハイパングローブ及び被曝低減のため鉛入りグローブを使用している。その中で最も多く使用しているネオプレングローブについて、ひび割れ老化の発生原因及びその防止法について調べた。その結果、グローブのひび割れ発生は、オゾンの影響を大きく受けることがわかった。(紫外線では、顕著なひび割れが認められなかった。)オゾンによるひび割れの発生は、オゾン濃度、ゴム試験片の伸長率及び温度の三つの要因があり、各々高くなる程、ひび割れが多く認められる傾向がある。

オゾンによるひび割れを防止するため、原料のネオプレンゴムに老化防止剤を配合している。老化防止剤5種類について選択試験を行い、オゾンによるひび割れ防止に最も有効なものを選択した。これらの成果をもとに、老化防止剤を耐オゾン性の良好なものに切り換えた。

ネオプレンゴムよりもさらに耐久性を向上させた新素材のゴムとしてエチレンプロピレンゴムとウレタンゴムを取り上げ、グローブの試作及び改良を行い、耐久性及び作業性の確認試験を行っている。

グローブの交換記録は、コンピュータに入力して保存している。このデータから、グローブの老化・劣化による交換時期とその本数について分析評価した。その結果、グローブの種類毎に劣化時期が異なっていることがわかり、それぞれ使用年数を定め、予防保全を行っている。

(2) グローブ交換法の開発

グローブボックス用グローブの交換作業時の安全性向上及び作業性向上を目的として、押し込み式グローブ交換法の開発を行った。

従来の方法と比較すると、グローブ交換作業が容易となり、かつ交換作業時の安全性が向上する。また、グローブ交換作業時間の短縮が図れるとともに作業員の被曝低減が図れる。表5-1に両者の比較を示す。新方式によるグローブ交換方法を図5-1

表 5-1 グローブ交換方法の対比

項 目	現在のグローブ交換方法	新方式のグローブ交換方法
1) グローブ交換作業者	グローブ交換に熟練した作業者を必要とする。	熟練を必要とせず、グローブ交換作業が容易となる。
2) グローブ交換作業時の安全性	排気カート等の汚染拡大防止対策が必要である。	汚染拡大防止対策を必要とする作業がない。
3) グローブ交換作業時間	15~20分程度必要である。	1分程度で交換ができる。
4) 作業者の被曝	上記作業時間による被曝が考えられる。	作業時間の短縮により被曝低減が図れる。

2に示す。なお、この新方式によるグローブ交換方法は、プルトニウム燃料第三開発室のグローブボックスに採用する予定となっている。

(3) グローブボックス気密性評価方法の開発

従来、グローブボックスの気密性試験としては、漏れなし容器法または大気圧比較法が用いられている。漏れなし容器法はグローブボックス内と漏れなし容器内を減圧して、双方の圧力差の変化を測定し、測定中のグローブボックスと漏れなし容器の温度変化を補正して、リーク率を算出する方法である。

大気圧比較法はグローブボックス内を減圧して、大気圧とグローブボックスの圧力差の変化を測定し、測定中のグローブボックスの温度変化を補正して、リーク率を算出する方法である。

現在、測定時間の短縮を図るため新しい気密性試験方法として絶対圧力計を使用する絶対圧力法（仮称）の開発を進めている。これは、グローブボックス内を減圧して、グローブボックス内の圧力（絶対圧力）の変化を測定し、測定中のグローブボックスの温度変化を補正してリーク率を算出する方法であ

る。

大気圧比較法と絶対圧力法の感度比較試験を実施した結果、両者の測定値の平均値は良く一致し、バツキは、絶対圧力法の方が小さい値が得られた。これらの結果から、現在の気密性試験の測定時間は1時間必要としているが、より短縮した時間で測定できる可能性があり、試験用グローブボックスを用いて、気密性試験を実施している。

(4) 臨界管理

臨界管理は施設安全管理の重要な柱である。プルトニウムはウランに比べ最小臨界量が小さいこともあり、MOX燃料施設では厳重な臨界管理が要求される。

燃料製造工程の流れに伴い、燃料は粉末、ペレット、燃料要素、燃料集合体といった物理的形態、PuO₂、UO₂、MOXといった化学的形態、減速材（水）の存在、燃料の配置等その状態が変化するため、各工程ユニット毎に適切な安全裕度をもった臨界安全管理基準量を設定し、臨界管理を実施している。粉末ペレット工程では、最小臨界質量に安全係数を乗じた臨界基準量を用いている。燃料要素では非均質系管理により最適格子間隔でも未臨界となるよう基準量を設定している。貯蔵工程では中性子の相互作用に対する考慮も重要である。

図5-3にプルトニウム燃料製造工程の臨界管理を示す。

複雑な体系の臨界評価や、ユニットの正確な臨界評価のために詳細計算コードを整備している。主としてモンテカルロ法によるKENO-IVコードと多群核定数ライブラリHANSEN-ROACHの組合せを

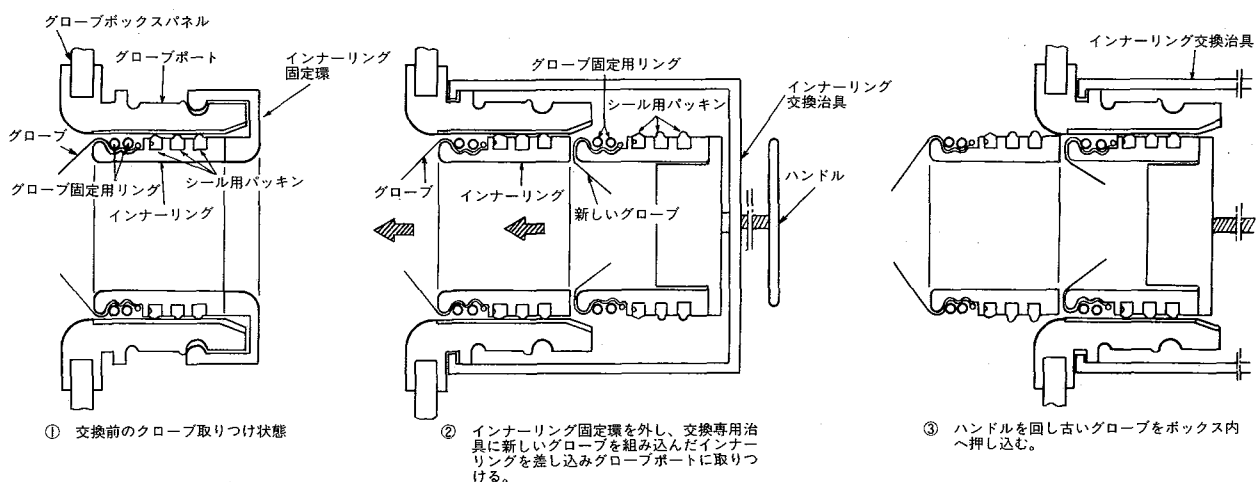


図 5-2 新方式によるグローブ交換法

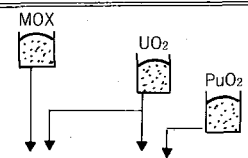
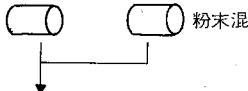
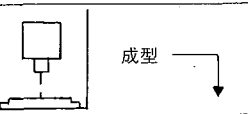
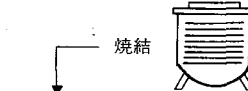
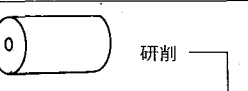
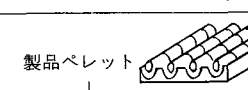
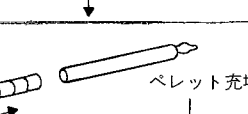
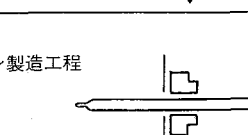
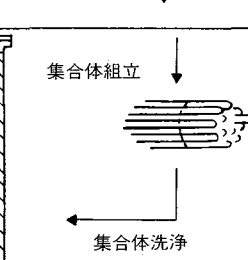
使用している。さらに計算の省力化を図るため、米国において使用実績のあるSCALE-3コードシステムの導入、整備を進めている。

(5) 遮蔽

MOX燃料は UO_2 燃料に比べ放射能が高い。外部被曝管理のため遮蔽を要する放射線は γ 線と中性子線である。主な γ 線源となるプルトニウムは ^{238}Pu であるが、 ^{241}Pu は崩壊によって ^{241}Am を生成し、これも主要な γ 線源となる。中性子源としては、プルト

ニウムの自発核分裂によるものと軽元素との (α, n) 反応によるものがある。自発核分裂からの中性子発生収率は ^{238}Pu 、 ^{242}Pu 、 ^{240}Pu の順に高い。従って高次化プルトニウムを使用した燃料製造では、 γ 線と中性子線に対する被曝対策がより重要となってくる。 γ 線に対してグローブボックスでは、鉛ガラス等の遮蔽を施している。中性子線に対しては、アクリル板等によって遮蔽を施している。

また、遮蔽能力を精度良く評価するため詳細計算コ

工 程	管理方法	A T Rライン	F B Rライン
	質	乾燥系 MOX —13.4kgPu* NUO ₂ —制限なし EUO ₂ —10.0kgU ²³⁵ PuO ₂ —13.4kgPu*	
 粉末混合		乾燥系 13.4kgPu*	乾燥系 10.3kgPu*
 成型	量	乾燥系 22.2kgPu*	乾燥系 10.3kgPu*
 焼結		乾燥系 22.2kgPu*	乾燥系 10.3kgPu*
 研削	管	減速系 0.68kgPu*	減速系 0.26kgPu*
 製品ペレット		乾燥系 22.2kgPu*	乾燥系 10.3kgPu*
 ペレット充填	理	乾燥系 22.2kgPu*	乾燥系 10.3kgPu*
 ピン製造工程		ピン 79本	ピン 85本
 集合体組立 集合体洗浄	本数 管 理	集合体 1体	
		集合体 1体	

$$\text{Pu}^* = \text{Pu}^{239} + \text{Pu}^{241} + \text{U}^{235}$$

図5-3 プルトニウム燃料製造工程の臨界管理

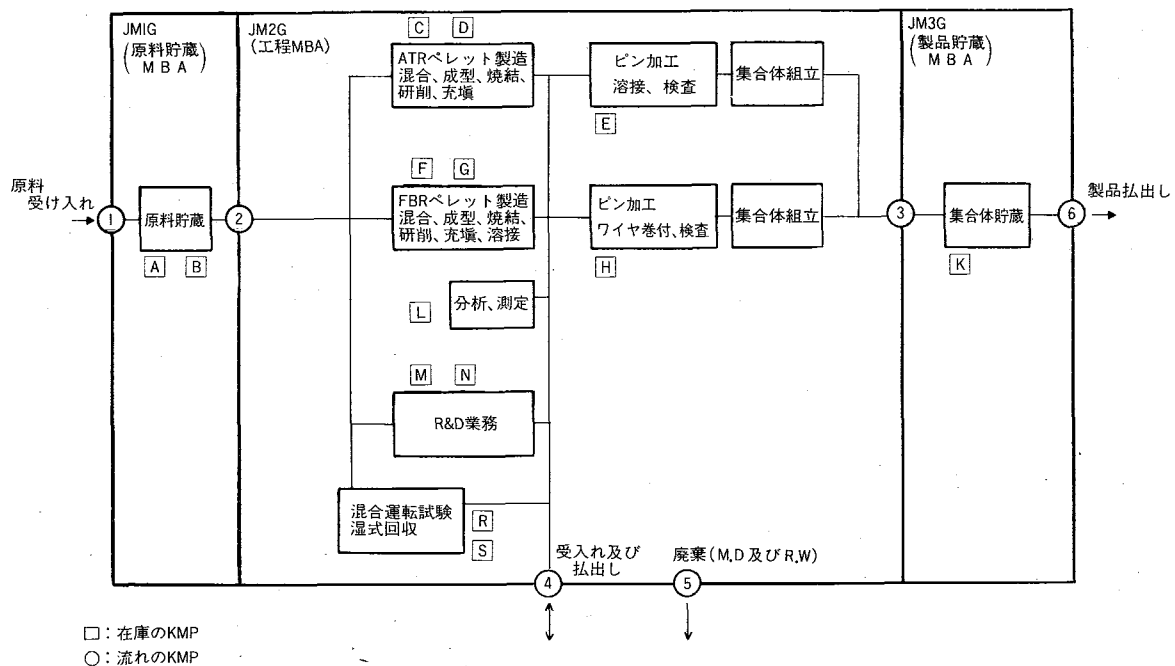


図5-4 プルトニウム燃料施設のMBA及びKMP

ードを開発整備している。1次元、2次元体系に関しては輸送方程式によるANISNコード、DOT3.5コードをそれぞれ使用しており、3次元体系にはモンテカルロ法によるMORSEコードを使用している。また施設からのスカイシャイン効果を解析するためにSKYLARKコードシステムを開発した。これらのコードと組み合わせて用いられる多群核定数ライブラリとして、PSL-40、DLC-23等がある。線源評価用としてはORIGENコードの他に、MOX燃料の線源評価コードPURSEを開発した。

5.3 保障措置

(1) 計量管理

プルトニウム燃料施設は保障措置上、3つの核物質収支区域（以下MBAという）に分けて計量管理を行っている。MBA構成及び主要測定点（KMP）を図5-4に示す。図5-4に示すようにMBAは原料貯蔵庫、燃料製造ライン等の核物質取扱い工程及び製品貯蔵庫であり、保障措置上の加工施設に適用される一般的な構成である。これは概念的なものであり物理的に区分されているわけではない。核物質の他施設からの受入れ、他施設への払出し及びMBA間にわたる施設内の移動の際には、計量され記録されるとともに在庫変動報告書として報告される。

また施設の臨界管理を行うために、MBAをさら

に数多くの計量グループに分けている。1つの計量グループはグローブボックス1ヶ、貯蔵棚1ヶ、貯蔵筒1ヶなどであり、臨界管理を行うために各計量グループ毎の核物質在庫量をリアルタイムに把握する計量管理を実施している。

一方、実在庫調査（以下PITという）は年2回ほぼ6ヶ月毎に実施している。PIT時には全施設で核物質の取扱い及び工程間の核物質移動を停止してクリーンアップを行い、計量グループ毎にすべての核物質をアイテム化して測定を行う。測定結果をもとにアイテム毎の核物質重量の一覧表を作成し、さらにバッチ毎にまとめて実在庫明細書（PIL）及び物質収支報告書（MBR）として報告される。また、アイテム毎の一覧表はPIT後行われる実在庫量検認（PIV）の際査察官に提供され査察に使われている。

(2) 査察

査察は、日本政府及びIAEAの査察官によって中間査察及びPIVの2種類の査察が行われている。

中間査察は、転用時間（プルトニウムの場合約3週間）内に有意量（プルトニウムの場合8kg）の核物質の転用がないことの検認を目的に行われる。当施設の場合は1ヶ月に2回行われており、内容は施設の計量記録の検認（Book Audit）及び在庫検認とからなる。在庫検認は主として貯蔵庫内核物質在庫

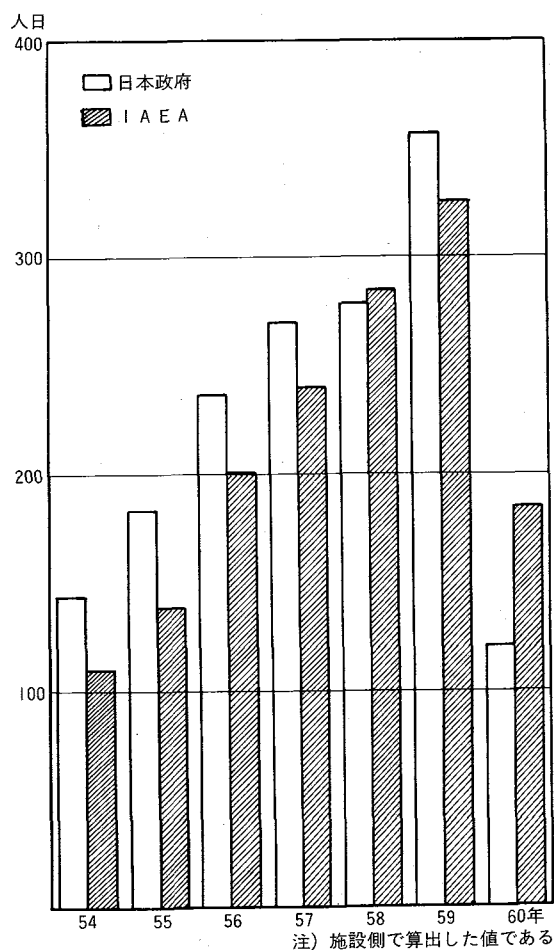


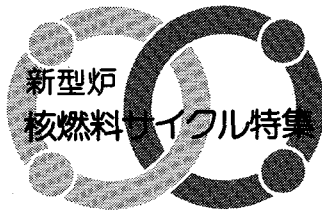
図5-5 プルトニウム燃料施設査察実施量

を対象に行われ、非破壊測定 (NDA)、シール検
認及びアイテムカウントなどにより実施されている。

P I Vは、年2回ほぼ6ヶ月毎に施設が行うP I
Tに引き続いて行われる。この場合は中間査察での
在庫検認方法の他に、工程内核物質についてはアイ
テムの重量の秤量及び分析試料の収去等が適用され
施設内全核物質が検認される。

このようなP I Vには1回当たり4日間を費し、
日本政府及びIAEAそれぞれ約40人日の査察業務
量を投入している。

図5-5に日本政府及びIAEAの査察実施量を
示す。



MOX燃料の開発 6. 関連技術開発

東海事業所プルトニウム燃料部品質保証グループ、
品質管理課、設計開発課

資料番号：59-7

6. Development of Technology Related Plutonium Fuel

Quality Assurance Groupe, Quality
Control Section and Fuel Technology
Development Section, Plutonium Fuel
Division, Tokai Works.

プルトニウム燃料部は品質保証組織を確立し、その活動によって燃料の品質の維持、向上を図っている。検査技術の高精度化、迅速化が図られており、その一例として燃料要素外観検査を述べる。燃料の輸送容器が製作されており、設計手法の開発がなされている。

Key Words: Quality Assurance, Inspection Technology, Fuel Element Visual Inspection, Transport, Packaging.

6. 関連技術開発

6.1 品質保証及び品質管理

(1) 品質保証

プルトニウム燃料部の燃料製造における品質保証体系は、「ふげん」初装荷燃料の製造に先だち「ふげん」品質保証計画委員会で鋭意検討し、昭和50年に確立された。その後改訂が行われ、現在の品質保証計画書としてまとめられた。品質保証計画書は燃料体の製造段階における設計、核燃料物質や燃料体部材の調達、燃料体の製造、試験及び燃料体の輸送段階までの品質保証業務範囲と責任について明らかにしている。内容は日本電気協会・電気技術指針原子力編「原子力発電所の品質保証手引」(JEAG4101)の基本となっている米国原子力規制委員会基準10 CFR 50, Appendix B, "Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants" に従って分類記述したものである。燃料製造時の品質保証活動は、品質保証計画書及びこれに基づいて制定される品質保証文書類に

従って実施されている。図6-1に「常陽」炉心燃料の品質保証組織図を示す。

プルトニウム燃料部において製造されるMOX燃料は「ふげん」、「常陽」、「各種照射燃料」と種類や形状等が異なっている。これらは、製品として完成した燃料体ではその検査項目が限られたものになってくる。しかし、燃料体は原子炉の安全上重要な要素を占めていることから、その性能や構造等に厳格な信頼性が要求されており、燃料製造工程中の工程検査が重要な役割を持ってくる。そこで製造工程中のホールドポイント毎に官庁検査を受検し、合格した後、次工程へ進み燃料体として完成させた後再び官庁検査を受検し合格したものが製品となる。このため燃料体の製造、検査システムすべてにおいて品質保証活動を確実に行う必要がある。品質保証活動としては、完成品(製品)の品質確認は勿論であるが「良品を各工程でつくりこむ」ことを主眼に製品の信頼性を製品工程毎に確保することが重要と考え、製造部門と検査部門との緊密な連絡を保ちながら検

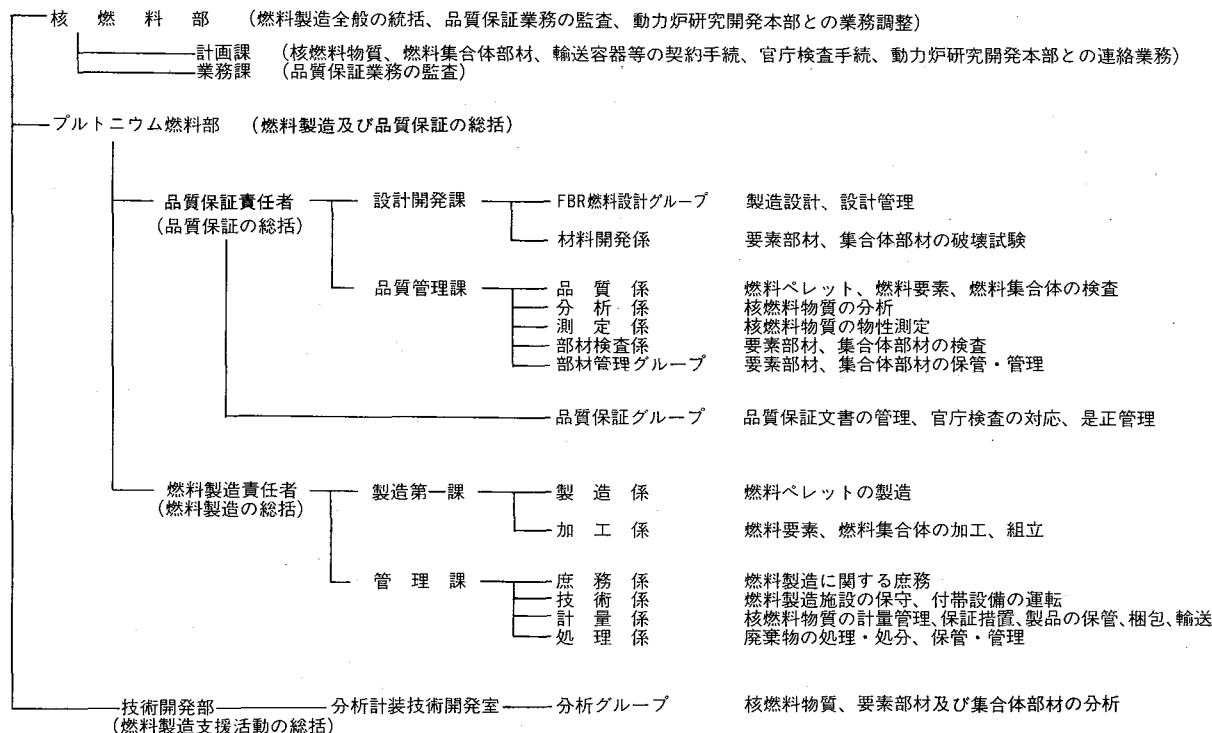


図6-1 「常陽」照射用炉心燃料集合体製造 品質保証組織図

査情報を製造工程へフィードバックし、品質の維持、向上を図るよう進めている。

プルトニウム燃料部において現在までにMOX燃料体約720体を製造し、その大部分を「ふげん」、「常陽」等の原子炉で照射したが1本の燃料破損もなく、極めて信頼性の高い燃料であることが実証されている。今後はコスト効果をより配慮した品質保証体系を追求することが必要となろう。

(2) 品質管理技術の開発

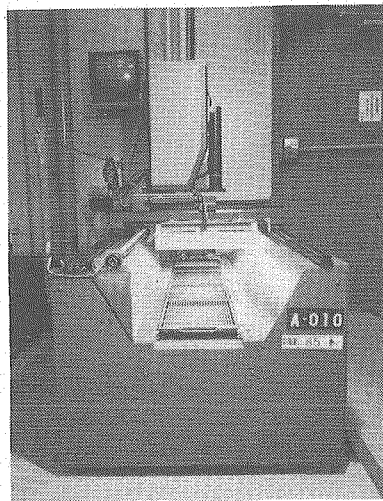
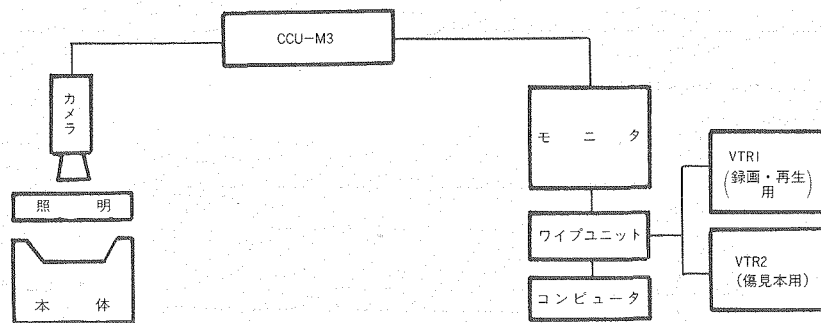
品質管理には多くの非破壊及び破壊検査項目があり、これらの精度向上、省力化、迅速化等の開発を行っている。

その中で、最近の成果として燃料要素の外観検査技術開発がある。外観検査は目視によるところが大きく、被曝及び検査量の増大とそれに伴う検査員の疲労の観点から、遠隔自動化が強く望まれていた。特に、燃料要素は検査の比重が大きく、上部端栓溶接後とワイヤ巻付後の二度にわたり傷、着色、付着物等の外観検査を実施している。そこで、要素をカメラでとらえ、モニタ上の映像による遠隔検査化及び検査システム化を図るために、技術的問題点や品質保証上の問題点を解決すべく、技術調査及び試作

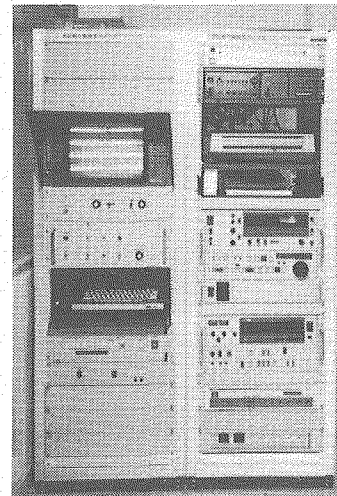
検討が重ねられた。技術的問題点は、主に映像の高画質化にしばられ、現在までに3段階を経て高画質化を達成した。

第1段階として、撮像管方式の白黒TVによる遠隔システムを試作したが、カメラ移動による残像が多く、傷の確認が困難であった。第2段階として、残像が少ない固体撮像素子型カメラを採用し、同時にVTR機器を導入して、外観検査データを定量的に保存できるシステムの検討をした。残像・焼付けは減少されたが解像度が低く、照明による要素表面でのハレーションの影響で、微細な欠陥を識別するには充分でなく、VTRにおいても明瞭な映像が得られなかった。

第3段階として、3管方式のカラーカメラを採用した。このカメラは撮像管方式であるが、従来のビジコン管に比べ、サチコン管であることから残像・焼付け等の影響が激減され、解像度も650本以上と高いものであり、カラーであることから染色性（色彩効果）も高まった。また、モニタもカメラにあわせ高解像カラー化し、高画質な映像が得られるようになった。さらに、ハレーションの問題は、従来のハロゲン系照明では線質が強く、ハレーションを起こ



(a) 本体



(b) モニタ

図 6—2 燃料要素外観検査装置

し易いものであったので、照明の種類・方法等の検討を実施し、蛍光灯を使用することなくすることに成功した。また、再生画像においても高画質な映像を得た。図 6—2 に燃料要素外観検査装置を示す。

これらの技術開発の成果は、燃料要素の外観だけにとどまらず、集合体の外観、ペレットの外観、さらには第三開発室での「もんじゅ」ラインへと広範囲に应用されることが期待される。同時にソフトウェアを充実させ、高解像度化した VTR の官庁検査への利用及び応用を検討している。

6.2 輸送容器の開発

放射性物質の輸送容器は、一般の試験条件及び特別の試験条件下において安全性を確保しなければならないが、特に新燃料輸送容器においては、収納物である燃料体の輸送時における健全性も維持しなければならない。MOX 新燃料は、収納している放射性物質の放射能の強さから、軽水炉新燃料が A 型輸

送物の適用を受けるのに対し、B 型輸送物の適用を受けることになる。即ち、輸送容器の遮蔽性能及び密封性能が特に厳しく要求されている。

MOX 新燃料の輸送容器は既に収納物に適した容器を開発し、輸送に使用している。即ち、

- ①高速実験炉「常陽」炉心燃料輸送容器
- ②新型転換炉原型炉「ふげん」燃料輸送容器
- ③軽水炉プル・サーマル燃料輸送容器(BWR 用)
- ④海外及び国内における特殊な照射試験燃料用輸送容器

である。図 6—3 に「ふげん」燃料用輸送容器(TN—9180/A 型)を示す。

現在は高速増殖炉原型炉「もんじゅ」炉心燃料及び新型転換炉実証炉の新燃料輸送容器の開発を進めている。

これらの設計を行うため、伝熱、遮蔽、臨界解析用コードの整備を行っている。また、安全性評価のため、輸送時における公衆、輸送従事者のリスクを

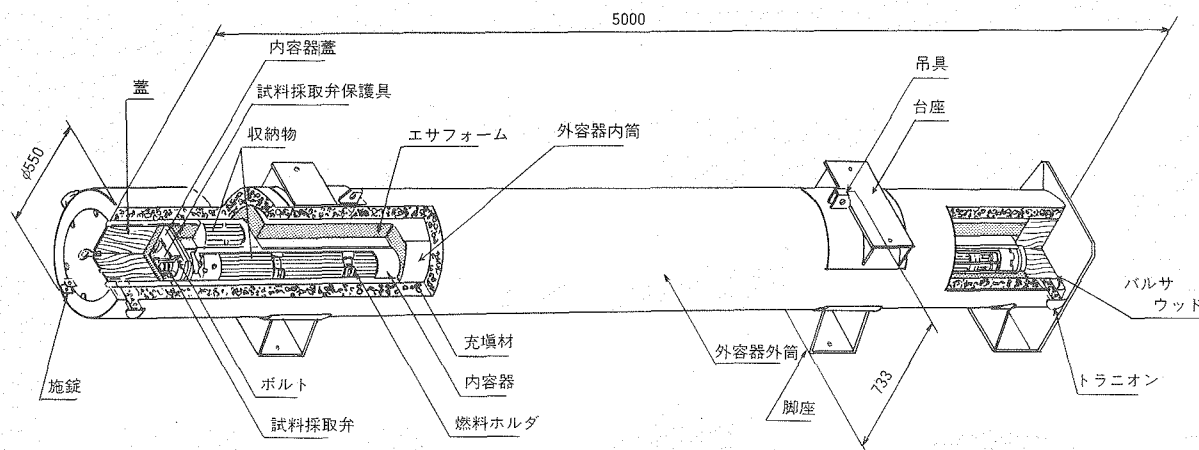


図 6-3 TN-9180/A型輸送物全体図 単位(mm)

評価するRADTRANコードの導入・整備に着手した。

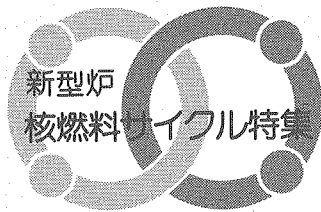
MOX新燃料輸送容器の設計のポイントを以下に述べる。

- ①機械的性能：輸送容器は一般の条件の他、事故時を想定した9メートル落下試験、貫通試験等に耐えることが必要であり、容器の小型化、適切な緩衝材の選択や厚み等が重要となる。
- ②熱的性能：MOX燃料はウラン燃料に比べて崩壊熱量が大きいため、収納物の発熱を輸送容器外に放散させ、かつ800℃、30分間の火災条件下でも輸送物の健全性を確保しなければならない。従って除熱と断熱効果の双方をバランスさせた設計をしなければならない。
- ③遮蔽性能：プルトニウムからの中性子線及びγ線の遮蔽が必要である。

④密封性能：プルトニウムを含むため、一般の試験条件においても厳しい気密性能を定量的に保証するとともに特別の試験条件においても密封性能を確保しなければならない。

⑤未臨界性能：浸漬条件下でも臨界に達しないようにする。

プルトニウム原料の輸送もまたMOX燃料の安定した供給に必要不可欠である。国内及び海外からのプルトニウム原料の輸送は十分な実績を有している。しかし、海外からの輸送を円滑に行うには、核物質防護や複雑な関係各国の情勢から今後は航空輸送が望ましいとされている。従って航空輸送時の厳しい事故条件にも十分耐え得る輸送容器の開発に鋭意取り組んでいる。



転換技術開発

1. 混合転換技術開発

東海事業所転換技術開発部運転課

資料番号：59-8

1. Present Status of Development of Pu-U Co-conversion Technology in PNC

Operation Section, Conversion Technology Development
Division, Tokai Works.

マイクロ波加熱直接脱硝法（MH法）による混合転換技術の開発及び実績についての概要について報告する。昭和54年8月に開始した2kgMOX設備の混合転換試験の着手以来、昭和61年3月迄に約2.5tonの混合酸化粉末を転換して、「ふげん」及び「常陽」用原料粉末としてMOX燃料製造工程に供給するとともに、MH法による転換技術の開発、粉末特性の評価などを行い、いずれも良好な結果が得られている。

Key Words : Micro Wave Direct Denitration Process, MH Process, Co-convevsn, Pu conversion.

1. はじめに

プルトニウム・ウラン混合酸化燃料を原子炉内で照射する際に、 UO_2 中に分散する PuO_2 粒子（いわゆるPuスポット）が大きいと、その部分が過剰に核分裂を起こして温度が上昇し、炉内の照射特性に悪影響を与える。また、再処理工程でもPuスポットが大きいとPuが十分に溶解せず、Pu回収率の低下をもたらす。

Puスポットを小さく、かつ少なくするために種々の燃料製造方法が各国で検討されているが、最も有効な方法の1つとして、原料粉末を転換する時にウランとプルトニウムを化学的に均一分散させる、いわゆるプルトニウム・ウラン混合転換法（以下「混合転換法」という。）がある。

混合転換法で得られる粉末はPuとUが化学的に均一に分散されるため、ペレット加工時に PuO_2 と UO_2 を機械的に混合するより、Puスポットが発生しにくい。動燃事業団における試験においても、F. P. 放

出率が濃縮ウラン燃料と同等である⁽¹⁾ことや、照射後のペレット溶解性も極めて優れているデータが得られている。

混合転換法は大別して沈殿法と直接脱硝法があり、前者としてはアンモニア共沈殿法⁽²⁾、ゾル・ゲル法⁽³⁾、AUPuC法⁽⁴⁾、CO-PRECAL法⁽⁵⁾などがあり、後者としては水平振動炉法⁽⁶⁾、流動床脱硝法⁽⁷⁾などが各国で研究開発されている。これらの混合転換法はすでに実用化されているしゅう酸沈殿法と比べて、ろ過性、運転の安定性、保守性などの点で今後も引き続き開発する必要がある、実用レベルには達していない。

動燃事業団では昭和52年に始まった東海再処理工場の運転に係る日米原子力協議を契機として、先に述べたPuスポットが発生しにくく、核拡散防止に有効な混合転換法の開発に着手した。当初アンモニア共沈殿法、流動床脱硝法及びマイクロ波加熱直接脱硝法（以下「MH法」という。）について基礎試験及

び技術評価を行って来たが、プロセスが単純で得られる粉末の特性がペレット製造に適し、かつ廃棄物発生量が少ない等の理由によりMH法を選択し、プラント規模の実証試験を行う迄に至っている。

本報告ではMH法の概要と最近の研究開発の動向について述べる。

2. マイクロ波加熱直接脱硝法（MH法）の概要

MH法は水平振動炉法、流動床脱硝法と同じ直接脱硝法の1つである。MH法がマイクロ波を直接溶液に吸収させ、これにより溶液自身が発熱して、加熱・脱硝するいわゆる内部加熱による方式であるのに対し、他の転換法は電気ヒーターなどで外部から溶液を加熱し脱硝する方式である。

MH法に使用するマイクロ波は家庭用電子レンジと同じ2,450MHzで、工業用としては食品の乾燥、ゴムの加硫、陶磁器・磚子などの成型体の乾燥、冷凍食品の解凍などに幅広く利用されている。

Pu・U混合硝酸溶液にマイクロ波を照射すると、マイクロ波による分子振動摩擦により昇温し、以下のステップで脱硝反応が発生する。（図1-1参照）

ステップ1：Pu・U混合硝酸溶液の昇温

（常温→約110℃）

ステップ2：水及び硝酸の蒸発

（約110℃→約130℃）

ステップ3：Pu・U混合硝酸塩の昇温・脱硝

（約130℃→約350℃）

ステップ4：脱硝体の酸化及び残留水分・硝酸分の蒸発・分解

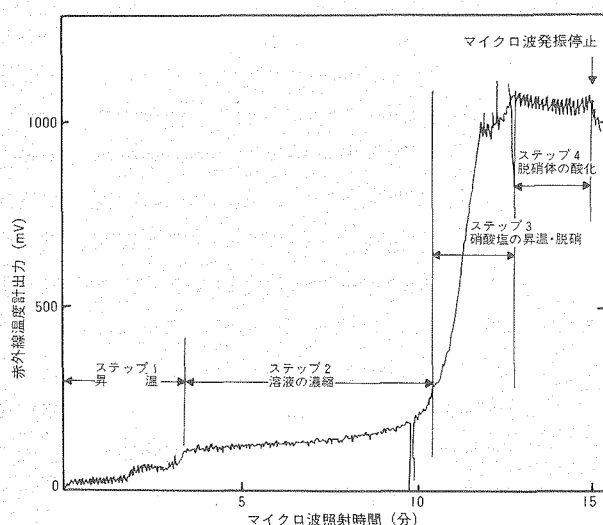
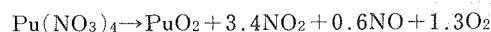
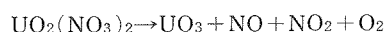


図1-1 MH法による混合溶液の加熱の例
（赤外線温度計による測定）

ステップ3の脱硝反応はPuの場合には、



の反応と考えられる。Uの場合には、



の反応と考えられる。

脱硝後さらにマイクロ波を加えると、 UO_3 はさらに昇温し安定な U_3O_8 になる。マイクロ波によりPu・U混合溶液を加熱・脱硝する場合に、PuとUが分子レベルで均一に混合しているため、得られる脱硝体中のPuとUが分子レベルで均一なものとなる。

再処理工場で分離精製された硝酸プルトニウム溶液は硝酸ウラニル溶液と混合して、Pu/U比が1に調整する。調整されたPu・U混合溶液は臨界安全上から約8ℓ分取して、マイクロ波加熱器内に用意されている丸盆状の脱硝ボートに供給する。次に、12～19KWのマイクロ波をマイクロ波加熱器内に発振して、図1-1に示したステップでカルメラ状に脱硝する。1回の脱硝操作で約2kgのPu・Uが $\text{PuO}_2 \cdot \text{UO}_3$ に脱硝される。

脱硝体は破碎したのち、焙焼還元ボートに移し、これを焙焼還元炉内で700～850℃で空气中で焙焼して $\text{PuO}_2 \cdot \text{U}_3\text{O}_8$ にし、さらに5% $\text{H}_2\text{-N}_2$ ガス中で還元して $\text{PuO}_2 \cdot \text{UO}_2$ にする。

$\text{PuO}_2 \cdot \text{UO}_2$ は次に粉碎して粒度を調整し、さらにロット混合ののち、粉末缶に充填する。粉末缶は貯蔵容器に収納して一時保管したのち、MOX燃料製造工程へ払い出す。

3. 混合転換技術開発試験設備（2kgMOX設備）

動燃事業団ではウランモックアップ試験ののち、プルトニウム燃料第二開発室内に2kgMOX/日の処理能力の混合転換技術開発試験設備（2kgMOX設備）を昭和54年に設置し、同年8月から再処理工場からボトルに入れて送られてきた硝酸プルトニウム溶液を用いて、MH法による混合転換試験に着手した。

本設備ではMH法による混合転換技術の開発試験を行いながら、「ふげん」用及び「常陽」用の原料粉末をMOX燃料製造工程へ約1.5ton供給した。本設備で得られた各種データについては木原らが報告⁽⁸⁾しているので、ここでは省略する。

4. プルトニウム転換技術開発施設（10kgMOX施設）

プルトニウム転換技術開発施設（10kgMOX施設）は、2kgMOX設備で得られた基礎的データ及び工学

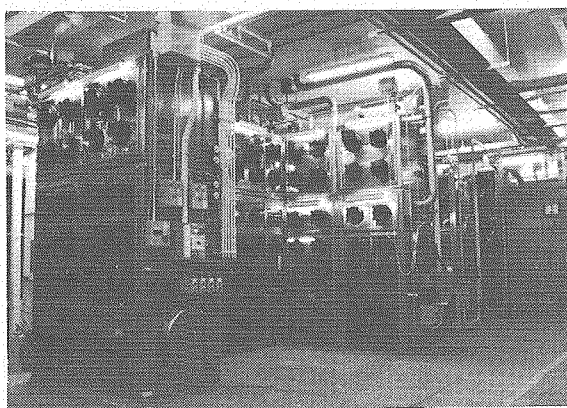


写真 1-1 2 kg MOX設備

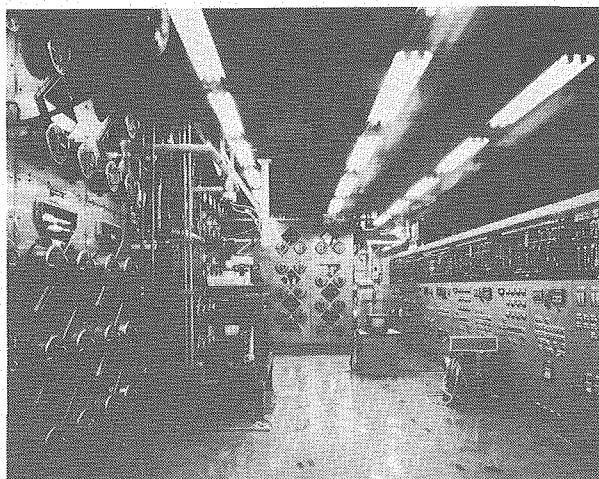


写真 1-2 10 kg MOX施設（主工程室）

データを基に、再処理工場の処理能力に見合う10kg Pu+U/日（5 kg Pu/日）の処理能力で設計・建設した。本施設は、MH法の工学的実証を目的とし、さらに動燃事業団で実施しつつある核燃料サイクルの輪を完結させるために設置した。

10kg MOX施設は配管で再処理工場とつながっており、配管を通して1回あたり約300ℓの硝酸プルトニウム溶液と約1 m³の硝酸ウラニル溶液を受入れる。受け入れた両溶液はPu/U比が1になるように混合槽（容量約300ℓ）で混合したのち、図1-2に示した転換工程へ送り、PuO₂・UO₂粉末に転換する。

各工程で発生するプロセス廃気は、酸吸収塔、洗

浄塔などで洗浄し、さらに高性能フィルターでろ過して、放射能濃度及びNO_x濃度を低減したのち、再処理工場の主排気筒から大気中に放出する。

脱硝工程及びプロセス廃気処理工程で発生するプロセス廃液は、蒸発濃縮、凝集沈殿などの処理をしたのち、再処理工場へ払い出す。

5. マイクロ波加熱直接脱硝法の特長

5.1 粉末特性

MH法の最も大きな特長は、他の直接脱硝法と異なり沈殿法により得られる粉末と同等の粉末特性を持っていることである。表1-1に主要な粉末物性

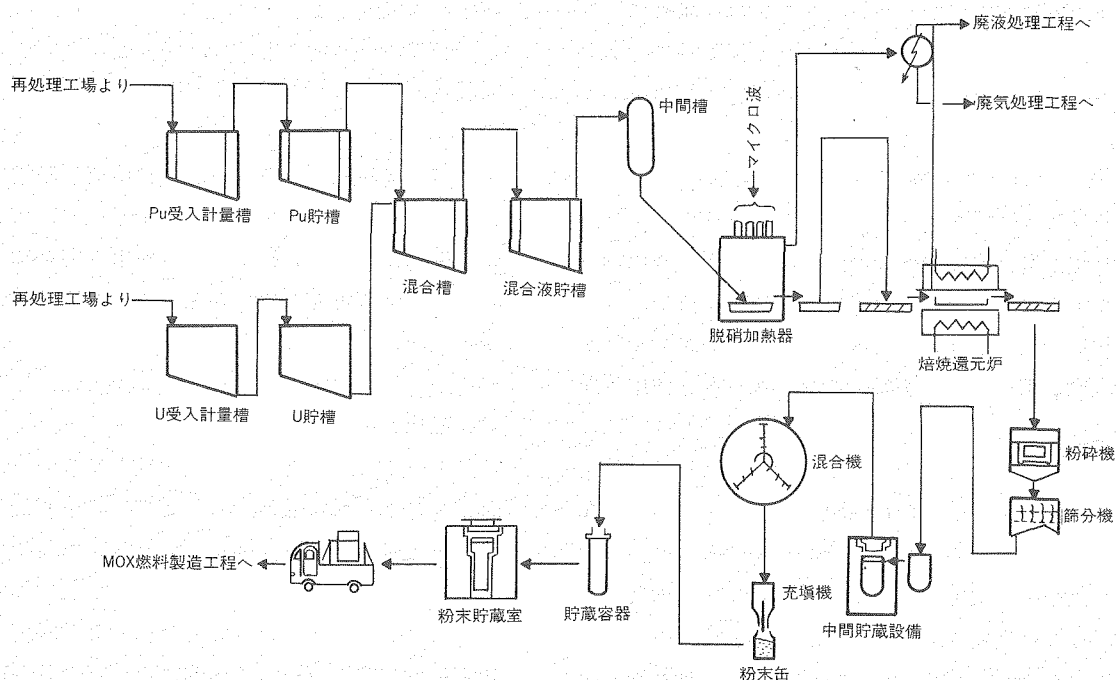


図 1-2 混合転換フローシート

表1-1 主要な粉末物性の例

	MH法混合粉末	アンモニア沈殿法のUO ₂ の例
O/U+Pu比	2.05~2.11	2.04~2.07
比表面積(BET法)(m ² /g)	2.6~5.0	3.8~4.1
平均粒径(FSS法)(μm)	1.3~1.9	0.6~0.9
かさ密度(g/cm ³)	2.1~2.3	2.0~2.3
焼結密度(%T.D)	94以上	94以上

の例を示す。

表1-1に示すようにMH法の粉末はADU法のUO₂と比べて、粉末の平均粒径は若干大きい、電子顕微鏡による観察で、粒子の内部にまで微細なクラックが入り込んでいるのが見られる。このため粉末の活性度が高くなり高密度のペレットが得られるものとする。また、表1-1に示すように、ADU法のUO₂と非常に類似した比表面積、かさ密度などの特性を持っているため、プルトニウム燃料製造工程でのマトリックスUO₂粉末とMOX粉末との混合性もよい。(注、単体転換により得られるPuO₂の場合は、Puスポットの発生を妨ぐため粉末が微粒子になるように転換する。このため、UO₂との混合はMOX粉末と比べるとより難しくなる。)

また、MH法では十分に混合した溶液を直接脱硝するため、MOX粉末中にPuとUが均一に分散しており、Puスポットも発生しにくい。このため、原子炉内で照射中における部分的温度上昇によるF.P.ガスの放出率の増加やペレットの異常も極めて少なく、機械混合法のペレットと比べて図1-3に示すように優れた照射特性を持っている。

5.2 プロセスの特長

MH法は硝酸プルトニウム・硝酸ウラニル混合溶液をマイクロ波で内部加熱することにより酸化物粉末にする。このため、以下に示す特長を持つ。

- 1) 沈殿法のように、溶液調整(Pu・U濃度、酸濃度、原子価など)が不要であり、沈殿剤を使用しない。
- 2) このため、廃液の発生量が少なく(しゅう酸沈殿法の約1/4)廃液中のPu量も少なく、かつ金属塩などを含まないため、廃液処理が容易である。
- 3) 流動床直接脱硝法のようにキャリアーガスを必要としないため、廃気発生量が約1/10と少ない。
- 4) マイクロ波は導波管を通してマイクロ波加熱器内に導入される。このため、電気抵抗加熱あるいは蒸

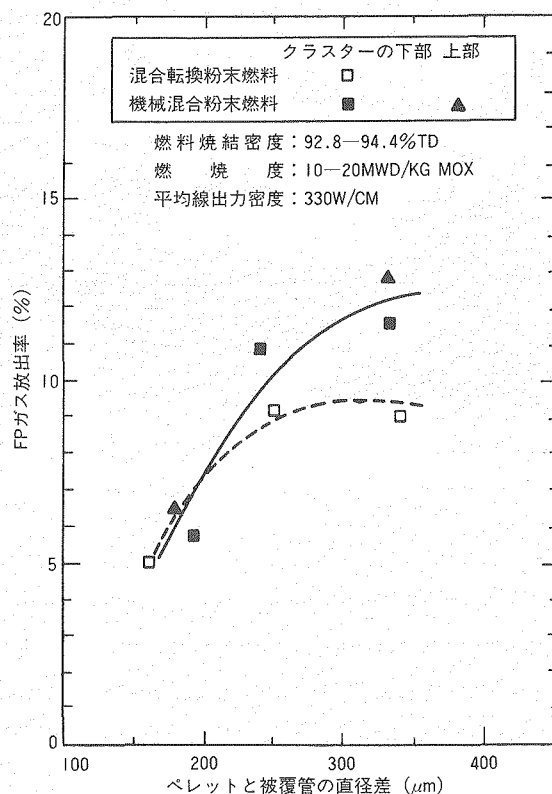


図1-3 FPガス放出率

気加熱方式に比べて、装置がシンプルでかつ小型であり、保守性にも極めて優れている。

5) 10kg MOX施設はこれらの特長、他、搬送設備類の運転の自動化、遠隔化をして、作業の省力化、被ばくの低減化などを図っている。

6) 設備の自動化に当たっては、最新の電子計算機制御技術及びデータ管理システムを取り入れ、信頼性の向上及び運転データの収集・管理を図っている。

7) MOX粉末の充填・貯蔵・払い出し設備は、従来実施されていた手作業をダブルカバーシステムによる遠隔化を行い、粉末缶の再使用・廃棄物発生量の減少を図るとともに、5)で述べた遠隔自動運転が可能にした。

6. 転換実績

図1-4に示すように、2kg MOX設備では昭和54年8月よりプルトニウムによる試験を開始し、昭和58年4月までに「ふげん」用MOX原料粉末約1.1tonをプルトニウム燃料製造施設へ供給した。昭和58年4月から昭和59年11月まではPu/Uが20/1の高比率転換試験を行い、この間に得られた約360kgのMOX粉末は「常陽」用原料粉末として供給した。

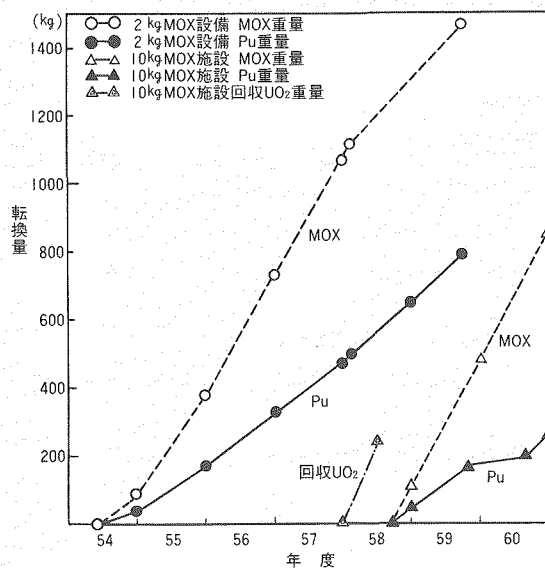


図1-4 MH法によるプルトニウム・ウラン混合転換実績

現在は、MOX燃料スクラップの再利用を目的とした湿式回収設備として用いられている。

10kgMOX施設では、昭和58年4月より10月迄ウラン試運転を行い、この間に得られた回収ウラン粉末約220kgを「ふげん」用原料粉末として使用した。プルトニウム試験運転は昭和58年10月より始め、各

種試験を実施し、昭和61年3月末迄に約1,000kgのMOX粉末を「ふげん」用原料粉末として転換した。

7. その他

MH法によるプルトニウム・ウラン混合転換技術の開発は以上に述べたように順調に推移し、かつ、この間安全管理上も全く問題がなかった。これは先に述べた数々のプロセスの特長に加え、運転員の安全努力によるものである。

動燃事業団では2kgMOX設備、10kgMOX施設でさらに運転経験を積み重ね、プロセスの実証、信頼性の向上などを図るとともに、バッチ式プロセスから連続プロセスへの移行、保障措置の効率化などの研究開発を実施する計画である。

参考文献

- 1) 木原、嘉代、動燃技報 No57、40 (1986)
- 2) M.H. Curtis, ARH-470 (1986)
- 3) J. D. Sease, et al., CONF-700 502 (1970)
- 4) V. Schneider, et al., Trans. Am. Nucl. Soc. 31 176 (1979)
- 5) C. B. Kincaid, et al., GEFR-SP 168 (1979)
- 6) R. E. Felt, RL-SEP-674 (1965)
- 7) S. Vogler, et al., ANL-7917 (1972)
- 8) 木原、嘉代、動燃技報 No57、40 (1986)



転換技術開発

2. 回収ウラン転換技術開発

東海事業所転換技術開発部開発課

資料番号: 59-9

2. Development of Recovered Uranium Conversion.

Development Section, Conversion Technology
Development Division, Tokai Works.

使用済燃料の再処理で得られる回収ウランは、一般に U^{235} の含有率が高く、資源的価値が高いため、これを有効に利用する必要がある。東海事業所転換技術開発部では、混合転換のために開発したマイクロ波加熱直接脱硝法をウラン転換に活用し、回収ウランの利用技術開発を行っている。以下にその概要について述べる。

Key Words: Uranium Conversion, Microwave Heating, Microwave, Recovered Uranium, Direct Denitration, Continuous Denitration, Fluorination.

1. はじめに

使用済燃料の再処理により回収されるウラン（回収ウラン）は、一般に U^{235} の含有率が天然ウランよりも高く、プルトニウムと同様、リサイクル利用することによってウラン資源の節約が図られる。昭和57年6月に策定された原子力開発利用長期計画においても「プルトニウムを富化して新型転換炉等の燃料とするほか、再濃縮しあるいは他の濃縮ウランと混合し、軽水炉の取替燃料の一部として利用していくものとする。」との方針が示され、積極的な利用がうたわれている。

国内で発生する回収ウランは、東海再処理工場の運転により今後10年間で約1,000tonに達するものと予想される。加えて海外に委託する再処理により約数千tonの回収ウランが発生する。さらに1995年に予定されている日本原燃サービス(株)の第2再処理工場の操業により年間約800tonの回収ウランが発生する。以上のような大量の回収ウランを利用する技術を資源の有効利用の観点から積極的に開発する必要がある。

回収ウランの利用方法には、次の方法が考えられている。（図2-1参照）

(1) MOX燃料加工

回収ウランを UO_2 に転換後、プルトニウムを富

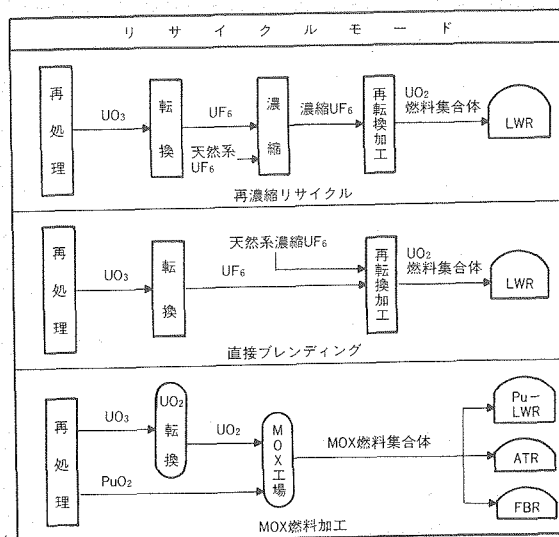


図2-1 回収ウラン利用の基本的オプション

化してMOX燃料とし、軽水炉、ATR、FBRで利用する。

(2) 直接ブレンディング

回収ウランをUF₆に転換した後、天然系濃縮UF₆と混合し、再転換加工後軽水炉で利用する。

(3) 再濃縮リサイクル

回収ウランをUF₆に転換後、天然UF₆と混合後濃縮し軽水炉で利用する。

東海事業所転換技術開発部においてはプルトニウム転換技術として開発したマイクロ波加熱直接脱硝法（以下「MH法」という。）を回収ウラン転換に応用し、得られたUO₂粉末はMOX燃料のマトリックス材として供給（利用方法(3)）していくことを目的として技術開発を進めてきた。再処理工場で行われている流動床直接脱硝法により得られるウラン酸化物が、そのままでは燃料製造に適した物性を持たないので、これに替わるウランの転換技術の確立が必要となる。一方、マイクロ波加熱直接脱硝法で得られる脱硝酸化物は一次粒子が極めて細かく、また均一でありペレット製造に適した物性を有すること、さらに同法では廃液及び廃気発生量が少なく、その処理工程が簡単であること、加熱装置が極めて単純であること等の特長を有している。このマイクロ波加熱直接脱硝法を活用し、回収ウランをMOX燃料加工に利用するための開発の現況について述べる。

2. MOX燃料原料粉末製造のための回収ウラン転換

2.1 プルトニウム転換技術開発施設での実績¹⁾

プルトニウム転換技術開発施設（以下「10kgMOX施設」という。）は昭和58年2月末に建設が完了し（写真2-1参照）、同4月に再処理工場から硝酸ウラ

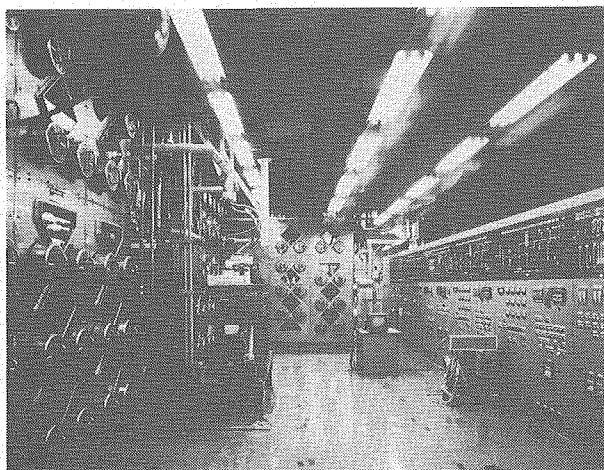


写真2-1 10kgMOX施設のグローブボックス

ニル溶液800ℓ（280kg U）を受け入れ、ウラン試験を開始した。

ウラン試験において得られた回収ウランUO₂粉末約220kgは、東海事業所プルトニウム燃料部に払い出し、「ふげん」燃料用原料とされた。昭和59年4月に回収ウランを用いた燃料集合体4体がふげん発電所に搬出され、同年6月には発電に供された。

2.2 連続脱硝試験設備での実績

10kgMOX施設及び混合転換技術開発試験設備（2kgMOX設備）は、マイクロ波加熱によるバッチ処理方式であり、同法による処理能力の増強及び製品品質の安定化並びにより一層の低コスト化を図るためには、脱硝工程の連続化が必要である。このためターンテーブル方式による脱硝能力2.5kgUO₂/時の連続脱硝試験設備（以下「連脱設備」という。）（写真2-2参照）を設計し、昭和58年に同設備の製作を開始し、昭和59年7月に燃料製造機器試験室への据付けを完了した。水・酸での試験後同10月から昭和60年5月までウラン試験を行い、機能、性能の確認、最適運転条件の把握及び運転要員の訓練等を行った。これにより連続脱硝の見通しが得られたので同6月からは工学試験を開始した。（表2-1参照）

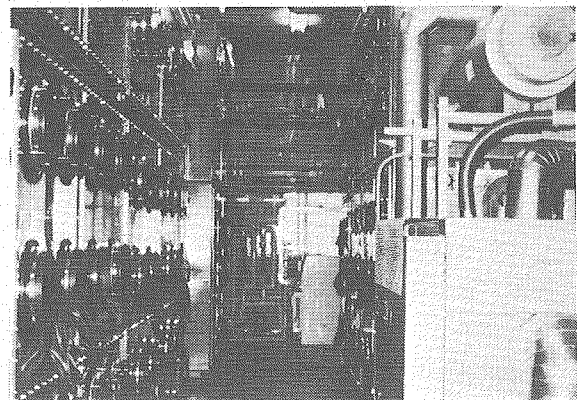


写真2-2 連続脱硝試験設備

表2-1 連続脱硝設備の開発

年 度	57	58	59	60
工学試験設備の設計	■			
燃料製造機器試験室改造		■		
工学試験設備の製作・据付			■	
工学試験設備の試運転及び工学試験				■

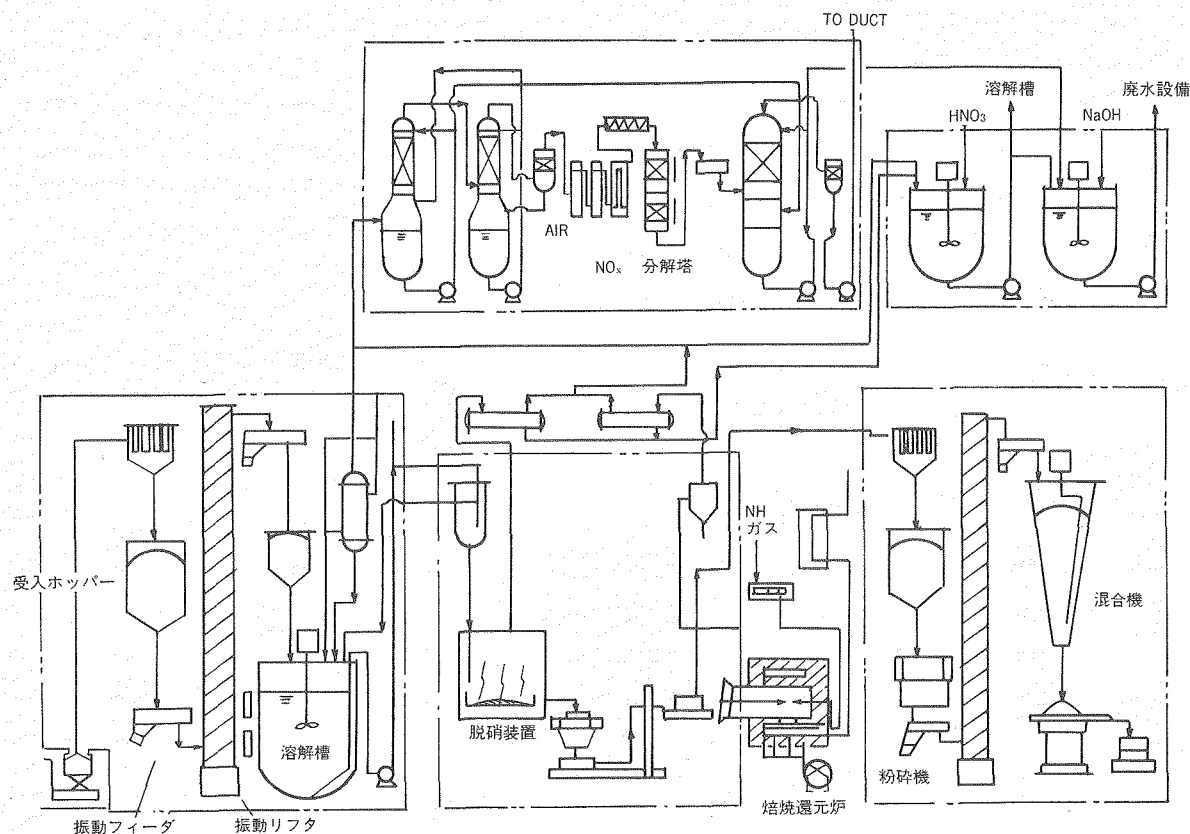


図2-2 連続脱硝試験設備の構成

この連脱設備は、溶解工程、焙焼、還元工程及び粉碎工程も含んだ設備で、再処理工場流動床脱硝設備で UO_3 とした回収ウランを原料とし、得られた UO_2 粉末は燃料製造に供給している。(図2-2及び写真2-3参照。連脱設備の詳細については動燃技報No.56に報告している。)²⁾

60年度は、ふげん第10回収替燃料(第11次製造分)用原料として約450kgを払い出した。今後も引き続き同設備で製造される UO_2 粉末を「ふげん」燃料製造に供給していく予定である。(供給計画については表2-2参照)

2.3 回収ウラン転換施設の設計研究

前述のとおり今後大量に発生する回収ウランを積極的に利用するためには、2.2で述べた連続脱硝技術等を活用し、さらに処理能力を増大する必要がある。このため、動燃事業団ではマイクロ波加熱直接脱硝の連続化あるいは自動化の技術開発を推進し、回収ウランを新型転換炉実証炉などの原料ウラン粉末に利用するための40ton UO_2 /年規模の回収ウラン転換施設の設計研究を進めている。

3. マイクロ波脱硝粉の UF_6 転換反応性試験

1で述べたとおり、回収ウランの利用方法には MOX 燃料加工以外に、回収ウランを一旦 UF_6 に転換して利用する方法がある。回収ウランの UF_6 転換については動燃事業団人形峠事業所資源開発部においてウラン転換試験施設(CTF-II)を用いて技術開発が行われており、同施設で転換した UF_6 を再濃縮した後 UO_2 に再転換し、軽水炉燃料に加工して照射

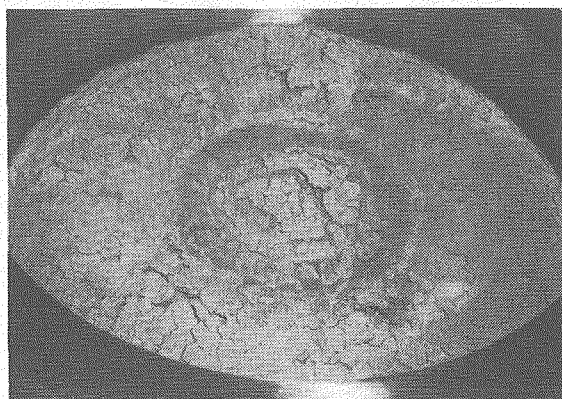
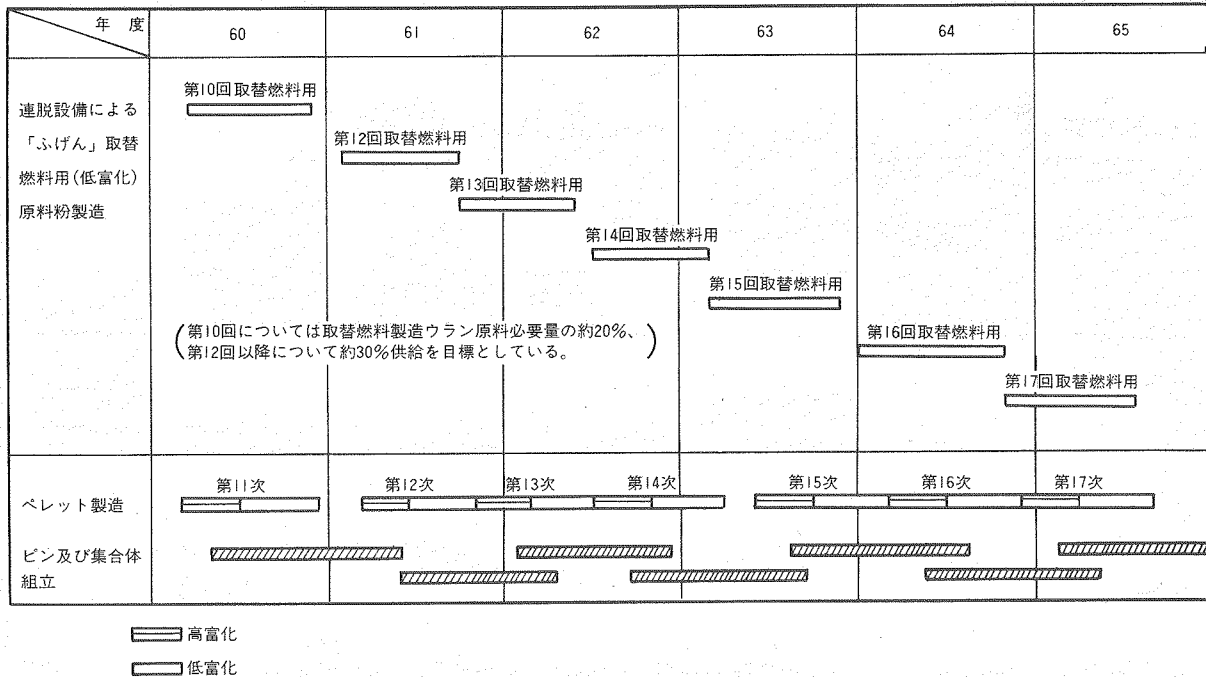


写真2-3 脱硝体

表 2-2 連脱設備による「ふげん」取替燃料用原料粉製造



する計画も進められている。

再処理工場流動床脱硝設備で得られた UO_3 は UF_6 転換(H_2 還元- HF ふっ化- F_2 ふっ化の3段階に分けて行われている)の際反応性が低く、CTF-IIではその改善策として水和前処理を行っている。これは UO_3 に水を加え UO_3 水和物を形成する処理であり、その後の加熱による脱水で次のような粉体物性の変化が起こり、反応性が向上するといわれている。

- (1) 無定形 UO_3 が得られる。
- (2) H_2O 分子の抜けた空孔の多い粒子になる。
- (3) 粒子にクラックが入る。

これに対し、 UO_3 を一旦硝酸に溶解して硝酸ウラン溶液とした後マイクロ波加熱で脱硝して得られる粉体は活性度が高いといわれており、これを UF_6 転換反応に適用するとその反応性の向上が期待できる。

東海事業所転換技術開発部と人形峠事業所資源開

発部は共同で、マイクロ波脱硝粉の反応性を確認するため連脱設備で得た UO_3 、 UO_2 、 U_3O_8 等の粉体と H_2 、 HF 及び F_2 ガスとの反応性を熱天秤で測定する基礎試験を行った。その結果、マイクロ波脱硝 UO_3 は再処理工場流動床脱硝 UO_3 に水和前処理を行ったものよりも H_2 還元、 HF ふっ化において反応性が良好であることが判った。今回の試験は極少量(約100 mg)の試料での反応性を確認したものであるが、マイクロ波脱硝粉の反応性の良さを示すものである。今後はさらに大量の試料を用いた試験を行う必要があり、現在その計画を推し進めている。

参考文献

- 1) 辻信雄：マイクロ波加熱直接脱硝法による転換技術の開発、動燃技報No. 52 1984. 12
- 2) 橋本裕：連続脱硝試験設備の開発、動燃技報No.56 1985. 12



転換技術開発

3. 湿式回収技術開発

東海事業所転換技術開発部開発課

資料番号：59-10

3. Design and Tests of Wet Recovery Equipment Using Solvent Extraction by Pulsed Column

Development Section, Conversion Technology
Development Division, Tokai Works.

MOX燃料スクラップをパルスカラム方式による溶媒、抽出によりプルトニウムとウランを精製回収し、再び原料として利用する目的で湿式回収精製設備を開発した。
同設備の概要並びにウラン試験の結果について述べる。

Key Words: Uranium Recovery, Plutonium Recovery, Wet Recovery, Solvent Extraction,
Pulsed Column, Tri-Buthyl Phosphate (TBP).

1. 緒言

本設備は、プルトニウム燃料製造工程で発生する燃料スクラップを、パルスカラム方式を用いた溶媒抽出法により精製回収し、核燃料用原料として再び利用するために開発された設備である。

以下に湿式回収精製設備の概要及び試験運転について報告する。

2. 湿式回収精製設備の概要

本設備では、まずはじめに燃料スクラップを前処理し、硝酸に溶解する。溶解液はパルスカラムを用いた溶媒抽出により精製され、これを濃縮し精製濃縮液とする。精製濃縮液は既設の転換技術開発試験設備（2 kg MOX 設備）で MOX 粉末に転換される。廃液は回収酸として再使用するが、一部は中和処理され既設の廃液処理工程に払い出す。設備の処理能力は2.5kg MOX/日である。

2.1 構成

本設備の構成は次の通りである。

- (1) 前処理工程
- (2) 溶解工程
- (3) 溶液調整工程
- (4) 溶媒抽出工程
- (5) 濃縮工程
- (6) 廃液処理工程
- (7) 溶媒洗浄工程
- (8) オフガス処理工程
- (9) 試薬調整工程

設備の外観を写真 3-1 に示す。

プロセスフロー及び装置構成を図 3-1、図 3-2 に示す。

2.2 工程

各工程の概要を次に示す。

(1) 前処理工程

原料スクラップを、次の溶解工程でプルトニウムの溶解を容易にするため、ウランとプルトニウムを固溶化処理するもので、原料の受入れ、秤量、粉碎混合機、成型機、予備焼結炉、本焼結炉で構成される。

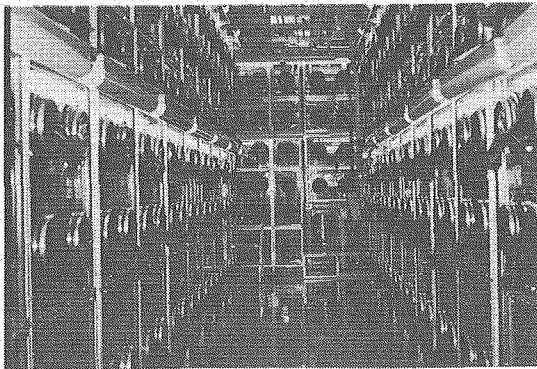


写真 3-1 湿式回収精製設備の外観

粉末及び塊状の原料スクラップをW-12に受入れ
秤量し、粉碎混合機で均一に粉碎混合した後、成型
機でペレット状に加工する。成型ペレットはW-14
に移動し、予備焼結及び本焼結を行いプルトニウム
とウランを固溶化処理し焼結ペレットとする。焼結
の終了したペレットは容器に入れW-16-1で一時
保管する。

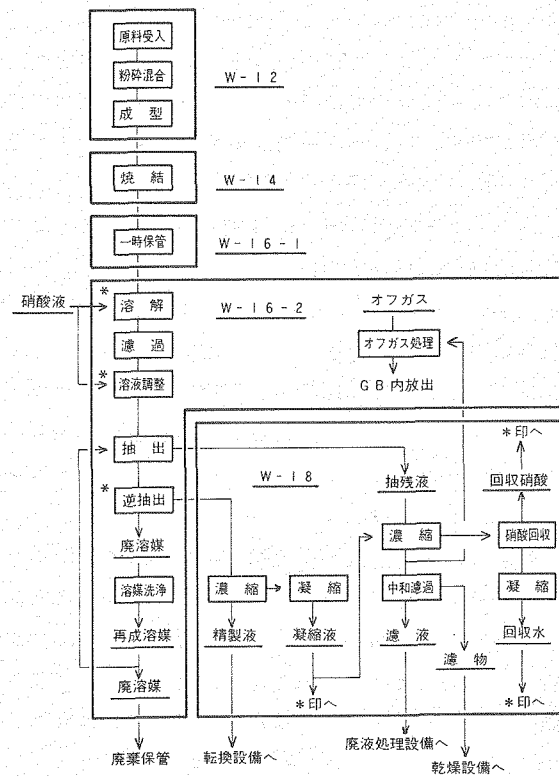


図 3-1 プロセスフロー

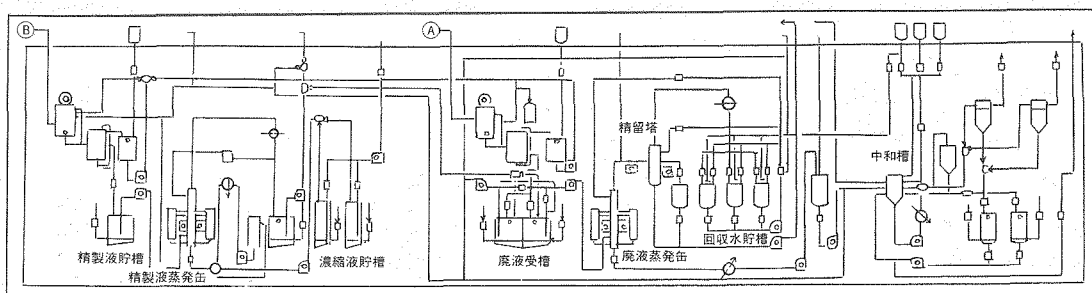
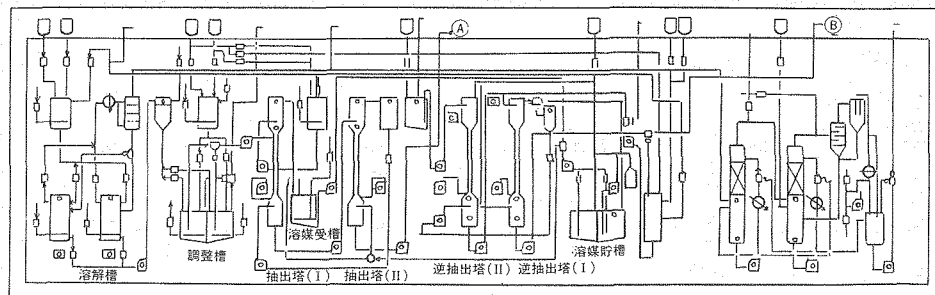
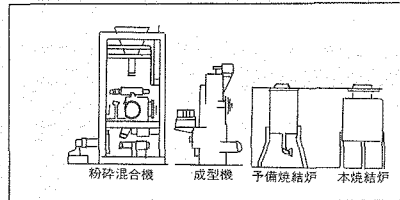


図 3-2 装置構成

(2) 溶解工程

前処理工程より焼結ペレットを受取り、溶解槽で硝酸により回分式で溶解を行い、溶解液は調整工程へ払い出す。ペレット一時保管庫、溶解槽、オフガス洗浄塔及び冷却器などで構成される。

ペレット一時保管庫（保管能力10kgMOX）より2.5kgMOX/バッチの原料を溶解槽へ装荷し、硝酸を供給後、電気ヒータで加熱する。供給硝酸は、酸回収精留塔で得られた回収硝酸を溶解硝酸調整ヘッドタンクにて6N10ℓに調整し使用する。溶解オフガスは洗浄塔、冷却器にてNOX分を吸収し、未凝縮ガスはオフガス洗浄工程へ送られる。

(3) 溶液調整工程

溶解液の未溶解残渣を焼結金属フィルタで除去し、次に硝酸を添加して溶媒抽出工程に必要な核物質濃度（100g-U+Pu/ℓ）及び3N酸濃度に溶液調整を行う。調整硝酸は精留塔で得られた回収硝酸を調整硝酸ヘッドタンクで調整後、調整槽へ供給される。

(4) 溶媒抽出工程

パルスカラム溶媒抽出によりプルトニウム、ウランを精製回収するもので、抽出塔、逆抽出塔及び貯槽などで構成される。

調整済みのプルトニウム、ウラン溶解液と溶媒（30%TBPOドデカン）を抽出塔へ向流接触で供給し、プルトニウム、ウランを溶媒中へ抽出し、不純物を抽出廃液中に排出する。次に、プルトニウム、ウランを抽出した溶媒と調整した逆抽液を逆抽出塔へ向流接触で供給し、プルトニウム、ウランを逆抽出液中に抽出して回収し、濃縮工程へ送られる。また、抽出廃液は廃液処理工程へ送られる。

(5) 濃縮工程

抽出工程からの逆抽出液をTBPO除去後蒸発缶で濃縮し濃度確認後、隣接する転換技術開発試験設備（2kgMOX設備）へ払い出すもので、濃縮缶、凝縮器、混合槽、分離槽、精製液貯槽及び濃縮液貯槽などで構成される。

希釈剤にはn-ドデカンを使用し、逆抽出液と混合、分離して逆抽出液の油分（TBPO+n-ドデカン）を除去する。その後濃縮缶に供給し蒸発濃縮する。発生する蒸気は凝縮器で凝縮され、凝縮液は、溶解硝酸の調整及び調整硝酸の調整並びに逆抽出塔の逆抽液として使用する。

(6) 廃液処理工程

各工程で発生する廃液を蒸発濃縮し、硝酸と水を回収し各工程へリサイクルするとともに残余の廃酸

等を中和沈澱濾過するもので、蒸発濃縮缶、精留塔、凝縮器、混合槽、分離槽、中和槽、濾過器及び貯槽などで構成される。

抽出工程からの抽出廃液は、TBPO除去を行うためにn-ドデカンを使用し、混合、分離する。分離後の抽出廃液は蒸発濃縮缶に供給され電気ヒータにより加熱濃縮し、発生する蒸発蒸気は精留塔に供給され回収硝酸として回収し、溶解硝酸、調整硝酸として再使用する。精留塔の蒸気は凝縮器で凝縮回収を行い、逆抽液等として使用する。減容処理された不純物を含む抽出廃液は、残余の廃酸、溶媒洗浄液、オフガス洗浄廃液等とともに中和、沈澱濾過を行い、濾液は隣接する廃液処理設備へ送液される。

(7) 溶媒洗浄工程

抽出工程で発生する廃溶媒を炭酸ソーダを用いて洗浄を行い、溶媒中の劣化生成物を除去するとともに、溶媒中に蓄積するプルトニウム、ウランの回収除去をするもので、廃溶媒貯槽、再生溶媒貯槽、洗浄液受槽などで構成される。

洗浄は逆抽出塔を使用して定期的に行い、洗浄廃液は廃液処理工程で処理される。

(8) オフガス処理工程

溶解槽からのオフガス及び各工程のベッセルベントオフガスを洗浄して同伴するNOX及びミストを除去するもので、オフガス洗浄塔、ミストセパレータ及び冷却器などで構成される。

洗浄液は苛性ソーダ溶液を循環して用い、洗浄廃液は廃液処理工程で処理される。

(9) 試薬調整工程

各工程で使用する試薬類を調整貯蔵するもので、炭酸ソーダ調整槽、TBPO貯槽、ドデカン貯槽、希釈硝酸貯槽及び溶媒貯槽で構成される。

この他既設の設備からは、純水、アンモニア水、苛性ソーダ、硝酸が供給される。

2.3 パルスカラム

抽出塔（図3-3）、逆抽出塔パルスカラム（図3-4）は各々2塔により構成され、パルスの振動振幅はロータリー式エアパルセータ（図3-5）の回転数及び圧力を一定にし空気流量を変えることにより変化させる。

3. ウラン試験

湿式回収製精設備据付後、水及び酸での機能確認試験を行い、さらにパルスカラム、蒸発缶等の条件を

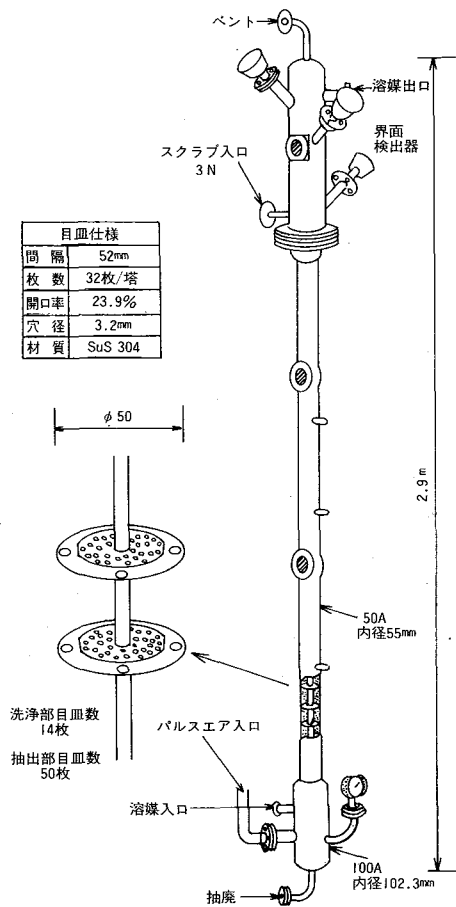


図 3-3 抽出塔

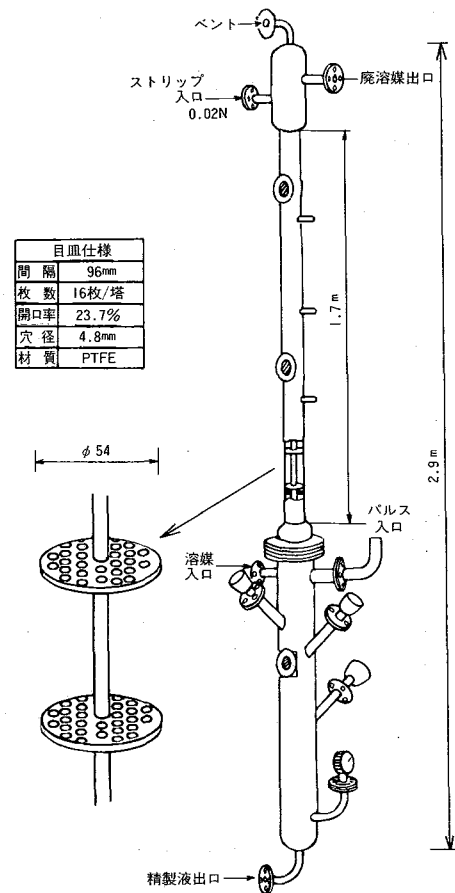


図 3-4 逆抽出塔パルスカラム

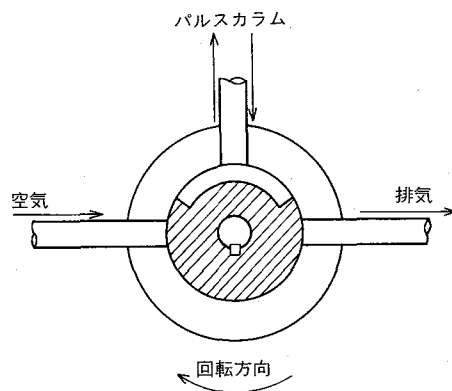


図 3-5 ロータリー式エアパルセータ構造図

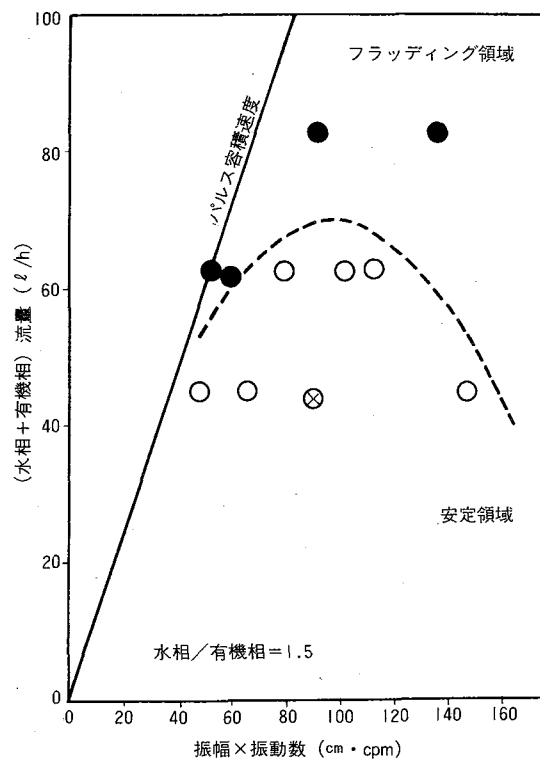
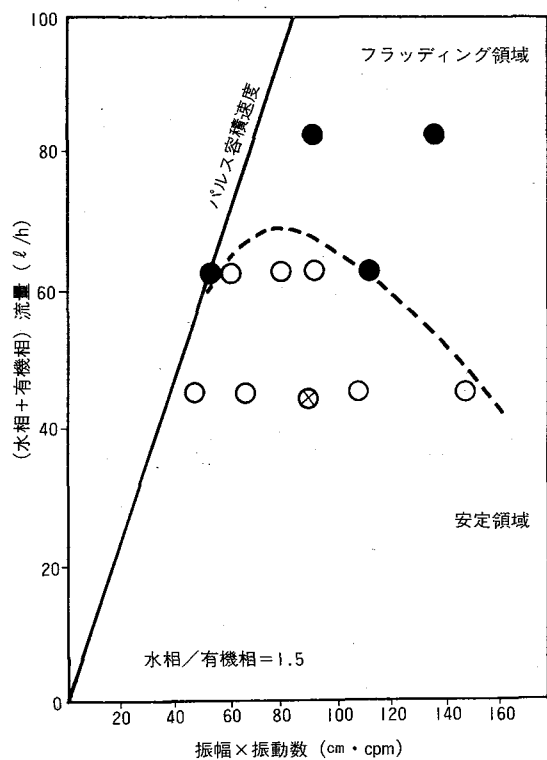
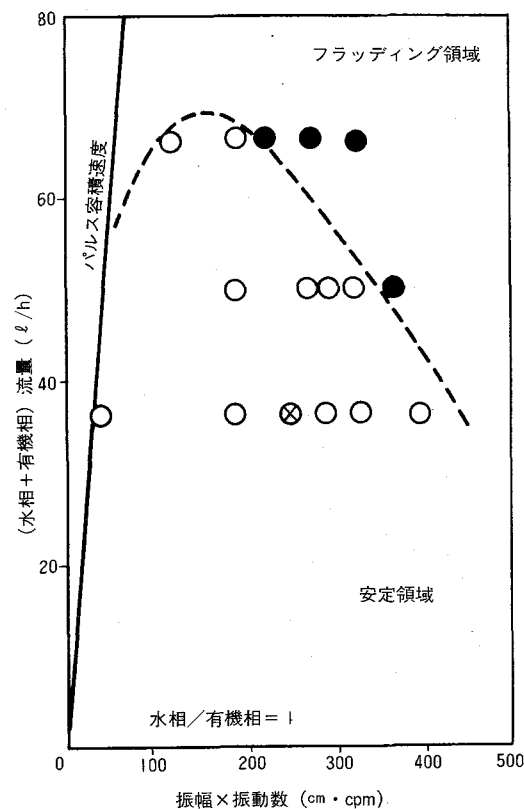
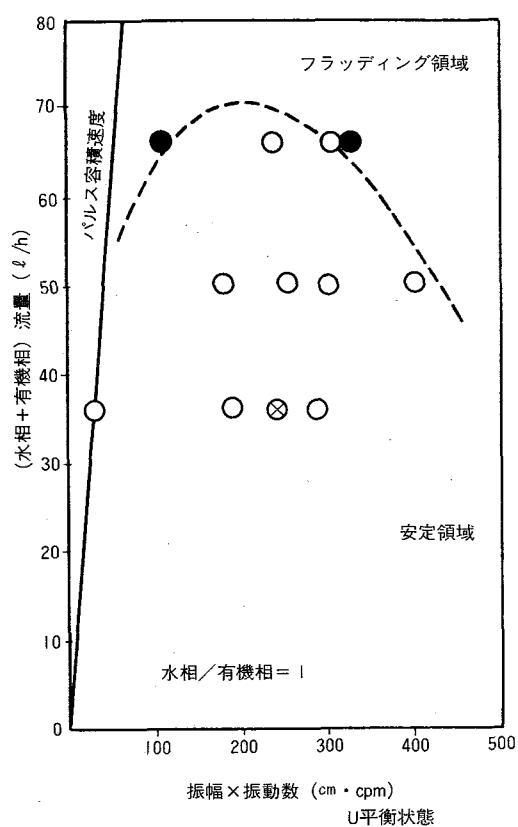
把握するために溶媒抽出工程におけるパルスカラム内分散相の分散状態、カラム内の濃度勾配、平衡到達時間及び精製効果の確認、濃縮缶、精留塔凝縮液酸コントロールの運転方法の検討を行った。

3.1 塔内分散状態

水相 (A)、有機相 (O) の流量を、抽出塔においては流量比 $A/O = 1$ 、逆抽出塔においては $A/O = 1.5$ に設定しパルスの振動数、振幅を変化させてカラム内の分散滴の状態を目視により確認を行った。各塔内分散相の状態について、パルスの (振幅) $\times$ (振動数) と水相、有機相の流量和についてまとめたものを図 3-6 ~ 3-9 に示す。

3.2 濃度勾配と平衡到達時間

運転条件の把握のため、カラムの濃度勾配が一定になるまでの時間を求め、また平衡状態になったときの濃度勾配から HETS (理論段相当高さ) を求める。運転はロット (2.5kg MOX/処理) ごとのバッチ運転で行い、抽出は調整液、逆抽出は抽出溶媒を各々の供給開始時から時間ごとにサンプリングを行い、連続相のウラン濃度を調べた。理論段 1 段当りの HETS の求め方は、抽出塔の平衡線は "Purex Technical Manual" (HW-31000) 中の



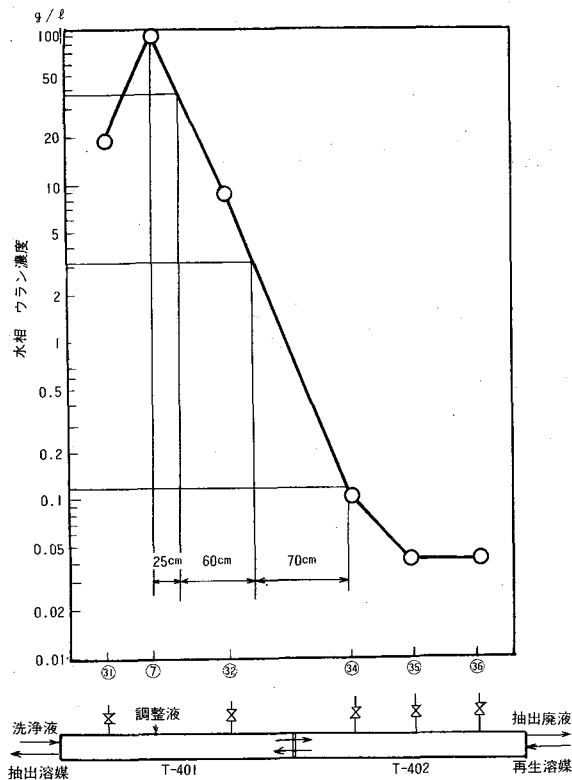


図 3-10 抽出塔濃度勾配 (平衡時) HETS

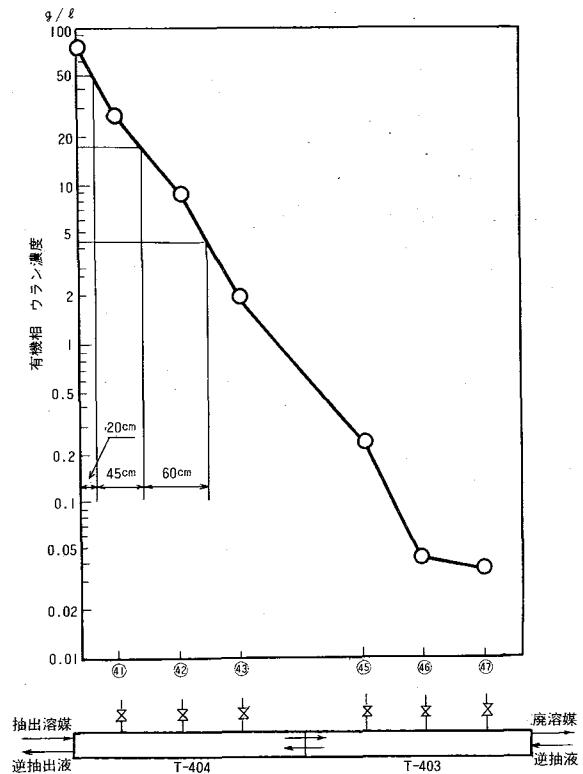


図 3-11 逆抽出塔濃度勾配 (平衡時) HETS

水相酸度 3 N を使用し、逆抽出塔についても同様に水相酸度 0.02 N を使用した。

平衡到達は抽出塔の場合 2 ロット、逆抽出塔の場合は 3 ロットであった。抽出塔の HETS は 1 段目 25cm、2 段目 60cm、3 段目 70cm、逆抽出塔は 1 段目 20cm、2 段目 45cm、3 段目 60cm であった。各々の結果を図 3-10、3-11 に示す。

3.3 精製効果

抽出塔の精製効果を確認するため、調整液に不純物として Fe 100,000 PPM、Cr、Ni、Al : 10,000 PPM、Cu 1,000 PPM を入れ確認を行った結果、精製効果として Fe は 10^4 以上、Cr、Ni、Al、Cu は 10^3 以上といずれも分析の検出限界以下の値が得られ、設計値の 10^3 を十分満足した。

$$\text{精製効果} = \frac{\text{調整液不純物濃度} \times \text{調整液流量}}{\text{逆抽出液不純物濃度} \times \text{逆抽出液流量}}$$

3.4 濃縮缶精留塔における凝縮酸コントロール

溶解液の酸度調整及び逆抽液として、濃縮缶及び精留塔の凝縮液を使用しているが、凝縮液の酸度が濃ければ、逆抽出塔において逆抽出の効率が下るなど凝縮水酸コントロールには苦慮していた。

今回の試験結果においては、凝縮水の還流量を増減することにより、必要酸濃度 (0.02 N) にコントロールすることができ、既逆抽液として使用することができた。

4. おわりに

ウラン試験を通じ、前述のとおり運転に必要な条件を得ることができた。現在はプルトニウムを含む燃料スクラップを用いた工学試験を実施しているが、今後は運転データをはじめ各種のデータ収集、解析を行い MOX 燃料スクラップ回収技術開発に寄与していく所在である。



再処理技術開発

1. 高速炉燃料再処理の特徴

東海事業所技術部プラント設計開発室

資料番号：59-11

1. Characteristics of FBR Fuel Reprocessing Technology

Plant System Design Section, Fuel
Cycle Technology Development Division,
Tokai Works.

高速炉燃料の再処理は、基本的には軽水炉燃料再処理の技術をベースとして開発を進めているが、高速炉燃料固有の特徴である燃料集合体の構造上の違い、高燃焼度、高Pu含有量等に対応した技術開発を中心に、さらに高速炉燃料サイクル全体の信頼性および性能の向上を目指した開発を行っている。以下に高速炉燃料再処理の位置付け、特徴および技術開発課題を中心に述べる。

Key Words: FBR, Reprocessing, Pu Recycle, Purex Process, High Burn up.

1. 高速炉燃料再処理の特徴

1.1 高速炉燃料再処理の位置付け

高速増殖炉は、発電で消費する燃料以上に炉内で生産される核燃料(Pu)が多いことから、ウラン資源の大巾な節約につながり資源小国の我が国にとってはまさに「夢の原子炉」と言われるものであるが、その有効性は使用済燃料から再処理によってPuを回収し、これを新たに燃料として炉へリサイクルすることによって初めて発揮される。したがって高速炉燃料の再処理は高速炉燃料サイクルの要であり、燃料サイクル完成のために欠くことのできない技術である。再処理の役割は、高速炉も軽水炉もUおよびPuの回収・再利用であることは変わらないが、特に高速炉燃料再処理では、回収するPuの量が軽水炉燃料の再処理に比べて多いので、特にPuを中心とした燃料のリサイクルという役割の重要性がより高まっている。

1.2 技術開発の基本的考え方

高速増殖炉の開発において先進的なフランスおよ

びイギリスにおいては、すでに湿式法による数十kg/d程度の規模の高速炉燃料再処理の試験施設が稼動しており、米国、西ドイツ、イタリア等においても湿式法による基礎的な技術開発が進められている。

動力炉・核燃料開発事業団(動燃)では、高速炉燃料再処理技術開発の重要性を踏まえて昭和40年代半ばより技術調査および基礎的実験を始め、昭和50年に原子力委員会が策定した動燃の動力炉開発業務に関する第2次基本計画により正式に動燃が高速炉燃料再処理の技術開発を担当することとなった。動燃ではこれを受けて本格的な開発を開始し、まず高速炉燃料に適用する再処理方式の検討を行い、軽水炉燃料再処理で実績のある湿式法、特にピューレックス法と乾式法を主体とした他の方法を比較した結果、基本的にはピューレックス法の改良により高速炉燃料の再処理は可能であると考えられたため、高速炉燃料特有の課題を中心とした技術開発を進めて行くこととした。すなわちプロセスと各種機器、材料、分析、計装、保守等に関する技術開発を実験室規模から実

規模のコールドおよびホットの試験を通じて押し進めるとともに、高速増殖原型炉「もんじゅ」等の燃料処理を通じて高速炉燃料再処理技術の実証を行う「高速炉燃料リサイクル試験施設」の設計を進めてきた。

高速炉燃料再処理の技術開発は、軽水炉燃料再処理の技術を基礎としたものではあるが、単にその延長上にあるわけではなく、高速炉燃料固有の技術開発要素があり、自主開発を行っていく意義および必要性は大きい。

1.3 高速炉燃料再処理の特徴と開発課題

軽水炉燃料と比較した場合の高速炉燃料の特徴としては以下のような点がある。

- (1) 炉心燃料の燃焼度は軽水炉に比べて高い。
- (2) ラップ管が燃料集合体を覆っている。
- (3) 燃料ピンのまわりをスペーサ ワイヤがとりまいている。
- (4) 燃料中のPuの含有量が高い。

高速炉燃料再処理の技術は、軽水炉燃料との特性の違い等から以下のような技術的課題がある。

(1) 高燃焼度に伴う課題

炉心燃料では軽水炉に比べて燃焼度がかなり高くなるため核分裂生成物（F P）の含有率が高くなり、比放射能も高くなる。したがって不溶解残渣が多くなるので、溶解液から清澄工程で十分に不溶解残渣を除去する必要がある。また、抽出工程でも溶媒の放射線による劣化対策に留意する必要がある。

(2) 燃料集合体の構造に伴う課題

- ① 高速炉燃料再処理ではせん断に先立ち、集合体を覆っているラップ管を除去する必要がある。
- ② 燃料ピンの直径が軽水炉に比べて細く、さらにピンの周囲にスペーサ ワイヤが付随するため、せん断および溶解工程においてそれらに対応できるように配慮する必要がある。

(3) 高濃度プルトニウムの取扱いに伴う問題

燃料中のPu含有量は軽水炉燃料に比べて多くなるため、臨界管理上機器を小型に設計する必要がある。さらに抽出工程のU/Puの分配におけるPuの還元方法に配慮が必要である。

以上の高速炉燃料再処理特有の課題に加えて、再処理に共通の課題として以下のような項目があげられる。

(1) 基礎技術力および工学的技術力の向上

- ① 臨界、遮蔽、耐震、構造、材料に関する技術の向上。
- ② フローダイアグラム最適化、保守方式の適正化、安全裕度の適正化、最適材料の選択と最適施工法の選択、最適運転モードの選択。

(2) 稼働率向上とスケールアップのための課題

- ① 機器材料・システムの信頼性向上のための開発。
- ② 遠隔保守・補修技術の開発。
- ③ 大容量化のためのプロセスと機器開発。

(3) 廃棄物低減・放出低減化のための課題

- ① 廃液および固体廃棄物の発生低減化ならびに安定化技術の開発。
- ② 気体廃棄物の捕集、安定化技術および換気空調システムの開発。

(4) 改良型保障措置および核物質防護の対応。

(5) 製品の品質管理、工程管理・省力化および迅速化。

1.4 今後の課題

後述のように、現在まで高速炉と軽水炉の燃料仕様等の違いに対応して高レベル放射性物質研究施設での実験室規模ホット試験と応用試験棟での実規模コールド試験によりプラントの設計、建設運転のためのデータを蓄積してきた。

今後はさらに、高性能、高信頼性の機器類の開発、プラントのコンパクト化および稼働率の向上に向けての開発を行っていく必要があり、連続溶解槽、遠心抽出機をはじめとした技術の高度化に積極的に取り組んでいくものとする。



再処理技術開発 2. 工程技术開発

東海事業所技術部
リサイクル技術開発室，分析技術開発室

資料番号：59-12

2. Recycling Technology Development

Recycling Technology Development Section and
Analysis Technology Development Section,
Fuel Cycle Technology Development Division,
Tokai Works.

高速炉燃料再処理に関する各種工程技术開発の概要をまとめた。東海事業所内第2応用試験棟では、解体・せん断・溶解・清澄の前処理工程機器開発を実規模コールドで進めている。抽出装置としてのパルスカラム及びU/Pu分配のための電解還元パルスカラム等主分離工程装置は、Uを用いての開発を第1応用試験棟で進めている。その他、蒸発缶等放出低減化技術、液移送機器等工程共通技術の開発も進めている。これらの開発状況のほか各機器の安定運転に必要な各種分析計装技術開発、保守時の被曝低減のための新型マニプレータ開発を主とする遠隔技術開発、最適構造材料選定のための材料開発の現況などについて述べる。なお、これらの成果は高速炉燃料リサイクル試験施設とその他R&D施設の設計、建設、運転に反映する。

Key Words: FBR Fuel Recycling Pilot Plant, EDF(I), EDF(II), Head-End Process, Solvent Extraction Process, Vacuum Evaporator, Analysis and Instrumentation, Remote Maintenance, Material Development, Mock-Up Test.

2.1 前処理工程技术開発

前処理工程の技術開発は、主として東海事業所内第2応用試験棟(EDF-II)において進めている。前処理工程機器の機能試験、保守試験は実規模相当装置を用いてコールドで実施している。モックアップ装置は解体・せん断・溶解の各工程については昭和59年3月までに、また清澄工程については昭和60年2月に完成した。

(1) レーザビーム解体装置

高速炉燃料集合体はステンレス鋼製ラッパ管に覆われているため、燃料ピン束のせん断に先立ち、これを除去する工程(「解体工程」)が必要となる。開発の初期においては機械式回転刃による切断を検討したが、切断刃の損耗が激しく頻繁な交換を必要とすることが判明した。このため、開発の方向をレーザーによる切断方法に変更し、EDF-IIにレーザー

ビーム解体装置を設置した。(写真2-1)。

この装置は最大出力3kWのCO₂レーザー発振器を用い、ラッパ管の周方向及び長手方向切断後にピン束を引き抜く機能を有している。

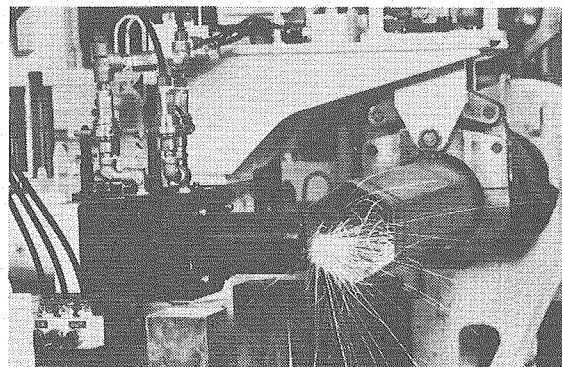


写真2-1 レーザビームによるラッパ管の解体(切断)

ラッパ管切断時のピン束への損傷を最少限にするためのパラメータ試験を行い、レーザ出力・切断速度・焦点位置のずれなどの関係を明らかにし、最適切断条件を確立した。また、切断時に発生するドロスやエアロゾル等の捕集システムを確立するため、それらの性状及び挙動を明かにするための試験を進め、必要なデータの蓄積を図っている。

装置の保守に関する課題として光学系部品の交換及び光軸・焦点位置などの調整が挙げられる。これは装置性能そのものを左右する重要課題である。パワーマニプレータやマススレーブマニプレータなどを用いた遠隔保守試験の結果、交換については問題なく行えること、また調整に関しては現システムでも実用上問題なく行えることが確認できたが、より容易な調整システムへの改良を検討している。

これら一連の試験を通じ、レーザを用いた本システムについての実用化の見通しを得た。引き続き、装置をより小型のものにするための改良作業を進めている。

(2) セン断装置

ラッパ管を除去した後、燃料ピン束は後の溶解に適するよう数cmの長さでセン断される（「セン断工程」）。このための装置は原理的には動燃の東海再処理工場のものと同じで、油圧シリンダを用いた水平押し切り型であるが、高速炉燃料ピン束の仕様に合わせ、小型化した。

アルミナペレットを充てんした模擬燃料集合体を用いた初期のセン断試験の結果では、セン断片長さは設定値に対して広い範囲に分布した。これは、軽水炉燃料と異なり、ピン束を保持するグリッドがなく、セン断時にピン束がバラバラになるためである。セン断片長さを一定化することは溶解時間のばらつきを無くし、溶解槽の加熱時間を不必要に長くすることを防止できるので、溶解槽の材料腐食問題の軽減につながる重要な課題である。そこで、セン断刃の形状の改良やピン束のバラツキを極力抑えるような運転方法の変更を行った結果、この問題を解決することができた。

また、遠隔保守性についての試験を行い、大きな問題点のないことを確認するとともに、より保守の容易な機構・構造とするための改善策をまとめた。

(3) 燃料装荷装置

高速炉燃料ピンに巻かれているラッピングワイヤは、ピンとともにセン断され、溶解槽に装荷される。

ところが、溶解槽を加熱するとこのワイヤが溢流し、槽内閉塞の原因の1つとなることが、後述する溶解槽モックアップ試験の結果から明らかとなった。

そこで、セン断後にワイヤ片だけを取り除くシステムの開発を開始した。

セン断後の燃料片の溶解槽への装荷については、東海再処理工場では、分配器とシュートを経た重力落下方式を採用した。高速炉燃料の再処理においては、主として臨界管理上の理由により、より細径のシュートとする必要があり、このため詰りが懸念されたが、モックアップ試験により不都合のないことを確認した。このシュートを用いる方法は、密閉状態で装荷を行うことができるという利点を有している。

一方、別の概念として、セン断片を一旦専用の容器に受け、これを溶解槽上部まで搬送するシステムが考えられる。この方法は、(i) セン断機と溶解槽の相互の配置関係が自由となり建屋空間の削減が図れること、(ii) セン断機と溶解槽の運転が互いに独立で行えること、(iii) 溶解槽の遠隔保守が容易になること、などの利点がある反面、容器構造、粉塵対策などについての開発課題がある。溶解槽への装荷方式については両方式の比較評価のための各種試験を実施している。

(4) 溶解槽

燃料を硝酸で溶解する工程（「溶解工程」）では、東海再処理工場で使用されているものと同じ形式の2バレル-1スラブ型バッチ式溶解槽を中心に技術開発を行ってきた。軽水炉燃料に比べPuの割合が大きいことに基づく臨界寸法上の制限から、バレル部は細く、スラブ部は薄い構造となっている（図2-1）。

溶解槽の寿命延長の観点から、溶解条件は可能な限りマイルドにすることが必要になっている。既にCPFにおいては、90℃程度の未沸騰条件でも溶解は可能であるとの知見を得ている。この条件を実際の溶解槽に適用した際には、バレルとスラブ間の十分な液循環をいかに確保するかが課題となる。この点については、バレル下部からのガス吹込みで十分対処できることをモックアップ装置により確認した。

さらに、液循環性については非加熱モデルの結果などを踏まえ、シミュレーションコードを開発した。このコードには合わせて不溶解残渣の槽内流動挙動の解析も含まれており、槽の閉塞をまねく残渣の滞積が起こらないような溶解槽構造の検討ができるよ

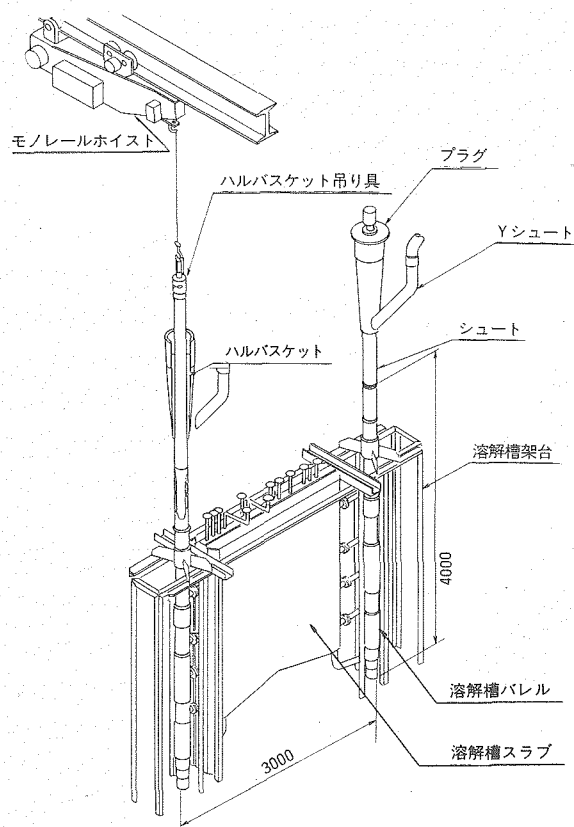


図 2-1 溶解槽及び付属装置

うになっている。

溶解槽の腐食に関しては、加熱冷却時に発生する熱応力の繰返しが材料腐食を促進させる可能性も考えられる。そこで材料腐食試験と並行してモックアップ装置を用いて熱応力の測定を行い、応力の大きさと加熱あるいは冷却の条件と関係を明かにした。

以上のようにバッチ型溶解槽に関して、より高信頼性を得るための広範囲のR&Dを実施してきている。一方、技術の高度化の一環として処理容量の増大にも対処可能な連続溶解槽の開発にも着手し、耐震性等を考慮した独自の形式の概念を得ている。

(5) 遠心清澄機

溶解液中にはFPのRuなどを主成分とする不溶解物が浮遊し、これが抽出工程に送られると、いわゆるクラッドを生成し、抽出工程の安定運転を妨げるため、あらかじめこれを除去する工程(「清澄工程」)が必要となる。

東海工場と同じくバルスフィルタを用いることもできるが、目詰りの進行からフィルタエレメントを定期的に交換しなければならない。

そこで遠隔保守型の高性能遠心清澄機の開発を進

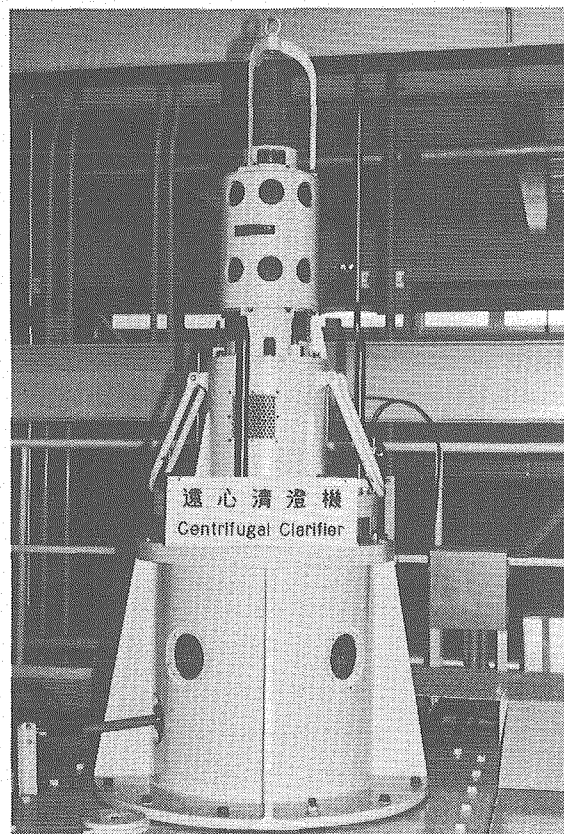


写真 2-2 遠心清澄機

め、試作機について、アルミナなどの模擬粒子を用いた性能評価試験を進めている(写真2-2)。C P Fでの試験結果によると、サブミクロンオーダーまで不溶解物を除去すると抽出工程でのクラッドの発生が著しく減ることが明らかになっている。本試作機で得られた清澄度は、ほぼこの要求を満たすものとなっている。また、運転時の異常振動等は観察されず、良好な機械特性を示している。

この試作機で得られたデータをもとに、より高性能で高信頼度でコンパクトな装置を設計していく計画である。

2.2 主分離工程技術開発

使用済燃料からプルトニウムとウランを抽出し、FPから分離する工程、いわゆる主分離工程の技術開発は東海事業所内第1応用試験棟(EDF-I)において鋭意進められている。抽出・分離技術としては、基本的には軽水炉燃料の場合と同じビューレックス法の技術を応用することになるが、高速炉燃料再処理には以下の様な特徴がある。

(1)高燃焼度であるためFPの含有率が高く、抽出

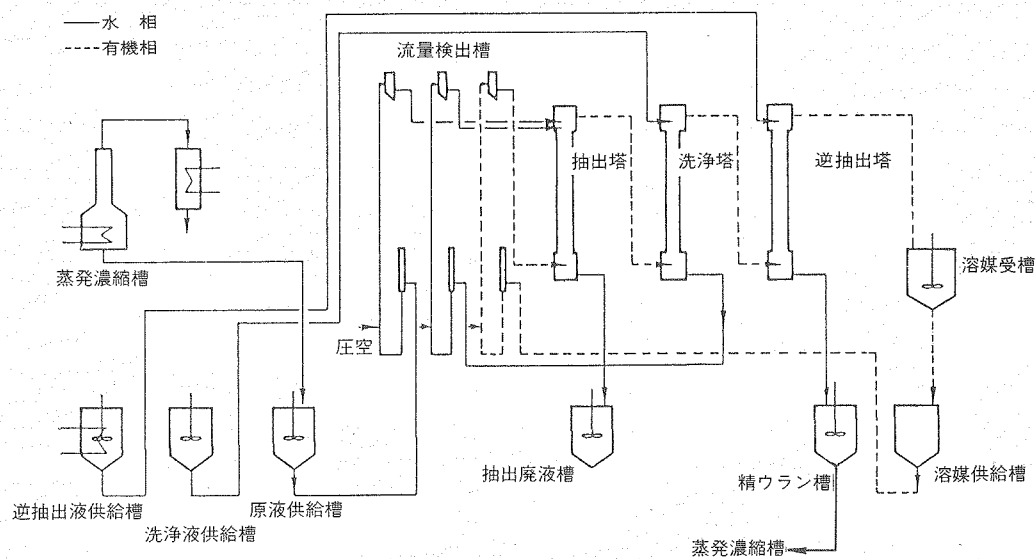


図 2-2 パルスカラム抽出試験装置概略図

剤の放射線の劣化が増大する可能性がある。

(2)軽水炉燃料に比べPuの含有量が多く、臨界管理上機器を小型に設計する必要がある。

この2点は、主分離工程に直接関係する課題である。これに対処するため、主分離工程機器としてはパルスカラムを選定し、ウランを用いた工学試験を昭和54年度より実施してきた。

第1応用試験棟内には、(1)実規模パルスカラム試験装置、(2)実規模電解還元パルスカラム、(3)計算コード改良用中規模パルスカラムの3種類の試験装置が設置されている。

以下、これら装置の概要及び技術開発内容について説明する。

——実規模パルスカラム試験装置——

本試験装置は高さ10mの抽出カラム（直径10cm）、同6mの洗浄カラム（直径8cm）、同8mの逆抽出カラム（直径10cm）の3塔の組合せで構成されている（図2-2）。

これらの各カラムを安定操作するためには調整液や抽出剤、洗浄液、逆抽出液を定量的に供給する必要があり、その方法の1つとして、定量供給エアリフトが開発されている。本エアリフトの特徴は、流量を変化させることができること及びその安定性にある。また、減圧方法による重液抜き出しシステムを開発し、重液を定量的に抜き出し界面を安定に保つ技術確立した。以上の様にパルスカラム間の液移送にこれらのシステムを採用することにより、各カラムを同

一レベルに設置することが可能となる。現在では、これまで開発してきたこれらの周辺設備を試験装置に組み込み、ウランを用いた工学試験を実施している。基本的なケミカルフローシートの妥当性はCPFにおけるホット試験により確認されているため、同装置では要求される処理能力や除染係数を確保するためカラム口径やその高さ及び安定操作条件を求める

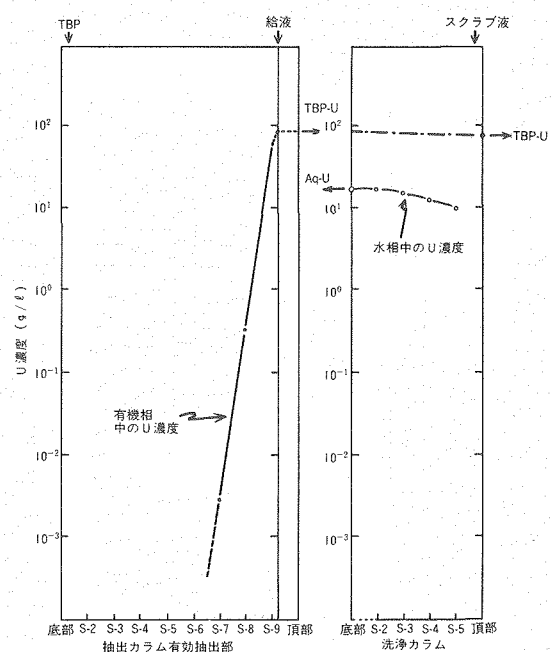


図 2-3 抽出、洗浄カラム内濃度プロフィール

試験を主体的に実施している。図2-3には、240 kg/d相当の条件下で実施したウラン試験結果を示した。これによると200 g/lで供給したウランは、約3 mの高さで抽出剤中の濃度が10mg/l以下となり、水相からのリーク率も0.01%となる。また、同一条件下で抽出-洗浄カラムに関する運転平衡到達時間は3時間程度であることも確認された。

——電解還元パルスカラム——

PuとUの分配は抽出剤(TBP)に対するPuの抽出特性が、原子価により大きく変わることを利用している。すなわち4価のPuをUとともにTBP中に抽出したのち、Puのみを抽出性の低い3価に還元することにより水相中に戻し、TBP相に残るUと分離させる。この場合の還元法として軽水炉燃料再処理では4価のウラン、すなわちウラナスによる方法(ウラナス法)が確立されている。しかし、前述のようにPu含有量の高い高速炉燃料を対象とする工程では、ウランの必要量が増大し実用的でない。これに代る方法としては電解還元法と硝酸ヒドロキシルアミン(HAN)法がある。HAN法についてはC P Fのホット試験で、既にその有効性が確認されているが、電解還元法についてはその技術を確立するために第1応用試験棟に実規模の電解還元パルスカラムを設置して一連の試験を行っている。本試験装置は直径140 mm高さ2 mの電解パルスカラム2塔及

び抽出カラム1塔とから成る。

電解カラム内には還元用チタン陰極及び中心部に白金メッキした陽極が図2-4に示すように取付けられている。これまでにウランの電解還元特性について電流密度、流量条件、硝酸及びヒドラジン濃度等巾広いパラメータのもとで試験し、実規模装置における電解還元速度式を求めてきた。また、カラム直径をパラメータとした試験も実施し、還元に関するスケールアップファクタ等も得てきている。

現在、ウランの電解還元特性等を得、効率の良い還元条件の決定及び装置のコンパクトに有効なデータを蓄積する予定である。

——計算コード改良用中規模パルスカラム——

以上に述べた実規模試験と並行して、パルスカラムによる溶媒抽出挙動計算コードとして“PULCO”を開発しており、現在上述の実規模試験装置からのウラン試験データを反映した改良を行っている。しかし、分散に関する諸物理データ、例えば液滴径、その移動速度等々については両装置で求めることが出来ないため60年度に中規模パルスカラム試験装置を設置し、物理挙動データを取得し、コード改良に反映している。同装置は直径50mm、高さ3 mの抽出部を有するガラス製のパルスカラム2塔から成り、液滴挙動を全長にわたって目視で容易に観察できる。現時点(61年3月)では水-TBP系での分散試験を終えた段階であるが、今後、Uを用いた実際に近い系での試験データを取得し、パルスカラム抽出計算コードの完成を図る予定である。

以上のように第1応用試験棟内では、55年度以降パルスカラムを中心とした主分離工程技術の開発を行っている。パルスカラムに関しては、プルトニウム溶液を用いた試験等が残されており、このための中規模のパルスカラム装置をプルトニウム燃料部第1開発室に設置する予定である。現在、設計が終了し、62年度半ば過ぎには据付を終える予定である。今後、装置コンパクト化に向けての開発を重点に継続するとともにさらに将来の高度化を目指して遠心抽出器の開発を進める予定である。

2.3 放出低減化技術開発

環境への放出放射エネルギーを低減化することは、公衆の被曝量を低減するために重要な課題である。このための技術開発の項目としては、オフガス系及び廃液系のいずれにおいても、いかにプロセス流より放射能を除去するか、そして除去されたものをいかに

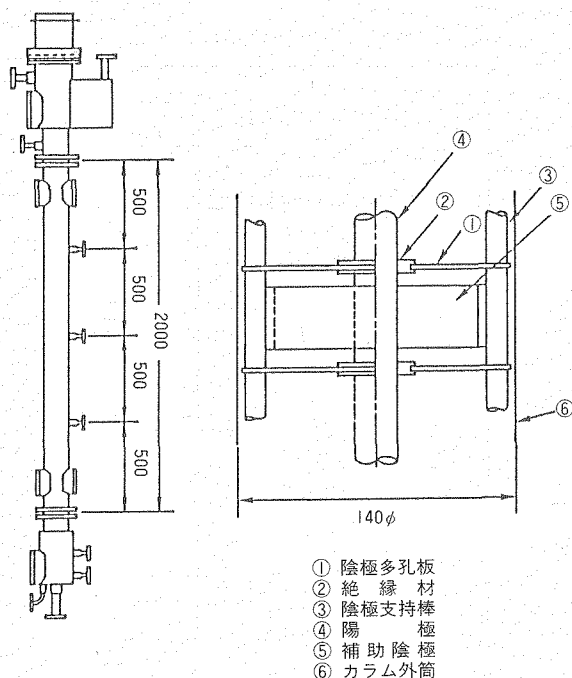


図2-4 電解還元パルスカラムの基本構造図

安定な形に処理するかが挙げられる。

溶解槽オフガス中のヨウ素は、アルカリスクラバや銀ゼオライト吸着などで除去される。この際、発生する廃アルカリの量を減少させるため、スクラバの上流側で硝酸ヒュームの量も減少させるプロセス概念を見出した。

ヨウ素を含んだアルカリ廃液は、より安定な形とするため、薄膜蒸発缶により連続的に乾燥粉体化しペレット状に圧縮成型する。この一連のプロセスについては工学規模の試験装置で試験を行い、良好な結果を得た。また薄膜蒸発缶を用いるプロセスは、主として使用済の溶媒洗浄工程より発生する含塩廃液の処理にも適用できることを確認した。(図2-5)

ヨウ素以外の核種について、特にルテニウム(Ru)対策について述べる。Ruは高濃度の硝酸溶液から蒸発し易くなる傾向があるため、酸回収蒸発缶におけるRuの挙動を調べる基礎試験を行い、Ruの蒸発は低温になるほど抑えられるというめやすを得た。そこで、80℃程度での酸回収を可能とする減圧蒸発缶の開発を進めており、61年度より工学試験に着手する。Ruに対して高い除染係数が期待されるほか、加熱温度の低下による材料腐食が軽減するメリットがある。

2.4 材料施工等技術開発

(1) はじめに

種々の工程の機器の中で、硝酸濃度、温度、共存金属イオン濃度等による腐食環境が特に厳しいと目される、溶解槽、蒸発缶、電解還元パルスカラムについて材料選定と耐食性評価のためのR&Dを実施してきた。材料の施工技術に関しては、溶接部の耐食健全性について評価試験を実施した。また、耐食性の向上を目的とした新しい施工法として、金属表面にアモルファスをスパッタリングする技術の開発を行ってきた。

(2) 溶解槽材料

溶解槽材料の本格的な選定・評価には昭和58年度より本格的に着手し、まず、溶解槽の腐食環境要因調査を行うとともに、R&Dの基本スケジュールを策定した。次に模擬プロセス溶液を用いた試験片規模のスクリーニング試験を実施し、ステンレス系材料、非鉄金属材料の中から、25Cr-20Ni-Nb系合金、Ti合金、Zr、SUS304ULCを有望材料として選定した。さらには、CPFの溶解液を用いた試験片の浸漬試験を実施し、上記のコールド試験結果の確認を行っている。また、絞り込まれた材料の耐食健全性を

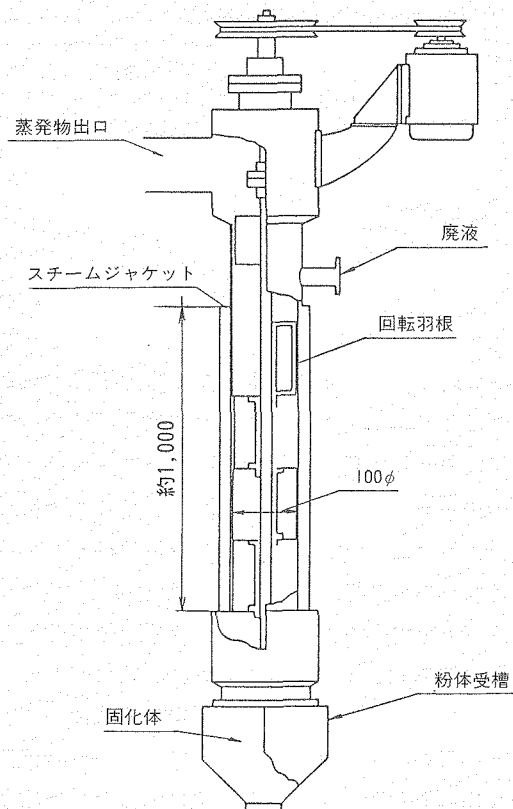


図2-5 遠心薄膜乾燥機（工学試験装置）

装置の主要機器である遠心薄膜乾燥機の仕様

伝熱面	直 径	0.1 m
	有効長さ	1.0 m
	板 厚	6 mm
	材 質	SUS304L
ブレード	長 さ	0.16 m
	段 数	7 段
	1段当りの枚数	3 段
	材 質	SUS304L

実機の液流速、熱流束、施工条件等をできる限り模擬した系で評価するための、小型モックアップ試験設備の設計・製作に着手した。この装置を用いた長期の運転評価試験は61年度から開始される予定であるが、継続実施しているC P Fでのホット試験結果等とあわせて、さらに候補材の最終的な絞り込みを行う予定である。

(3) 蒸発缶材料

高レベル廃液蒸発缶材料としては、東海再処理工場で実績のある25Cr-20Ni-20Nb系合金を第1候補材料とし、コールド試験片規模の耐食性確認試験を実施した。また、沸騰伝熱面条件下における長期の腐食試験に着手し、さらに健全性の確認を進めている。酸回収蒸発缶については、減圧蒸発条件下でのステンレス系合金の腐食試験を行い、その適用性の評価を実施した。

(4) 電解還元パルスカラム材料

カラムの構成要素の中で、陽極、外筒及び陰極、電気絶縁材料の選定及び評価試験を昭和55年度より実施してきている。陽極では、白金被覆材料等を候補材として選定し、通電下での耐食性の評価を実施した。外筒及び陰極材料としては、Tiを候補材料として選定し、陰分極下での耐食性評価、水素ぜい化に対する安全性評価等を実施した。また、絶縁物の候補材料について化学的な耐久性試験を行うとともに、試作による成形・加工性の評価を行った。

(5) 材料施工関係

溶接部の耐食健全性を総合的に検討するため、ステンレス系材料を用いて溶接工法及び溶加材をパラメータとした耐食性評価試験を行った。

またステンレス系合金の耐食性の改良を目的として、アモルファスのスパッタリングに関する技術開発を実施し、ターゲット材料の開発、耐食性に関する基礎データの取得を行うとともに、小形状状物に対する施工条件を検討している。

2.5 分析計装技術開発

昭和59年度～60年度にかけて、核燃料サイクル施設の分析技術、計装技術、制御技術の将来施設のあるべき姿、技術開発課題を検討するために、各技術についてのタスクフォースを編成し、これらのタスクフォースの検討結果を基として、高速炉燃料リサイクル試験施設に反映すべく、以下の各項目に対応する技術開発を積極的に実施してゆくこととした。

(1) 分析の迅速化、作業被曝の低減化、廃棄物発生

量の低減化

- (2) 施設、工程運転の自動化
- (3) 分析、計装機器の信頼性向上
- (4) セル内計装、インライン分析設備の遠隔保守
- (5) 新規計測項目

このために、分析計装技術開発として、表2-1の具体的な項目について、フィージビリティスタディからコールド試験、ホット試験、実規模試験という順序で段階を追って開発を進めている。

表2-1 分析計装技術開発項目

分析技術開発	(1) インライン分析装置開発 ①インラインPu、U濃度非破壊分析装置開発 ②インライン酸濃度分析装置開発 ③インライン微量Pu、U濃度分析装置開発 ④インラインPu、U原子価測定装置開発 ⑤インライン廃液中のγ核種分析装置開発 ⑥インラインオフガス成分分析装置開発
	(2) セル内分析装置開発 ①セル内発光分光分析装置開発 ②セル内溶媒分析装置開発 ③光ファイバ利用分析計装技術開発 ④高レベル放射性廃棄物中の核物質分析装置開発
計装技術開発	(1) セル内センサー類の開発 ①ウランイオン電極開発 ②酸化ジルコニア膜pH電極開発
	(2) セル内計装遠隔保守化システム開発 ①センサー遠隔自動校正システム開発 ②信号伝送モジュール化システム開発

インライン分析は、分析の迅速化、廃棄物の低減化、省力化及びリアルタイム工程情報の提供等が可能であり、非常に重要な方法と考えられる。一例として、インラインPu、U濃度非破壊分析装置として開発したK-吸収端法について、インライン化の構想を図2-6に示した。ここでは、分析装置はセル外におかれ、セル内より分析試料をセル外に設置したバルジ内まで導き出し、測定後セル内に戻す方法をとっているが、他のインライン分析装置も同様な設置形式とする予定である。計装技術として、セル内外の種々の取合（電気、空気、液体）や、ジャンパ管を減少させるための、プロセス計装機器のセル内設置化の一例を図2-7に示した。本図では、校正用機器もセル内に設置し、省力化のために遠隔

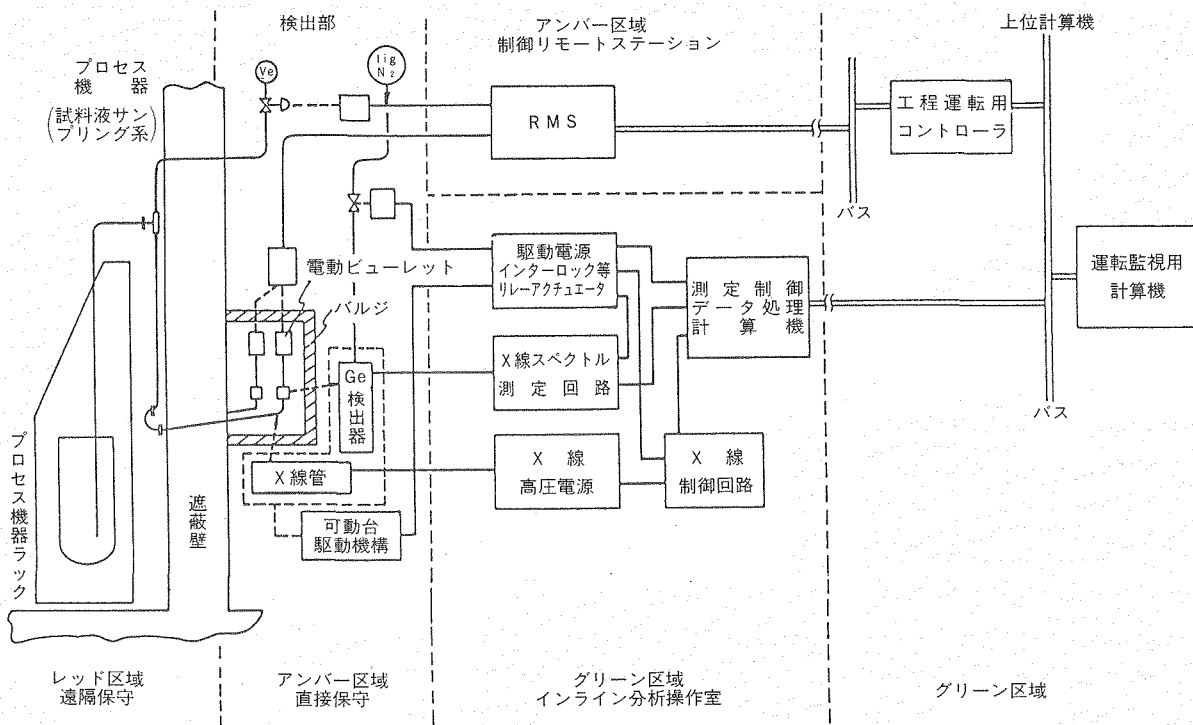


図2-6 インラインK-吸収端Pu,U分析装置の設置概念

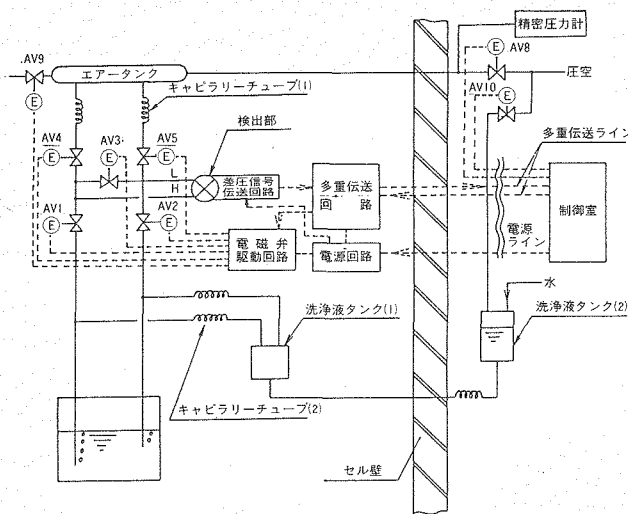


図2-7 セル内バイパス式計測機器と校正用機器の構成例

校正が行えるものとしている。

以上、分析計装技術開発の目的、項目、成果の一例について述べたが、これらは前述したように、高速炉燃料リサイクル試験施設の合理化に必要な不可欠の技術であり、今後同施設の設計に反映すべく、遅滞なく開発を行っていかねばならない。

2.6 遠隔技術開発

2.6.1 遠隔保守技術開発の必要性

使用済燃料や高レベル放射性物質等の取扱い施設における主要プロセスセルは、稼動時にはセル内への人の立ち入りは不可能である。したがって施設稼働率の向上及び作業員の放射線被曝量の低減のためには全面的な遠隔保守技術を採用することが有利である。遠隔保守の採用のためにはプロセス設備自体を遠隔保守に適した形状とするとともに、マニピレータ等の保守用機器の開発が不可欠である。

2.6.2 遠隔保守技術開発の概要

現在動燃では、高速炉燃料リサイクル試験施設の保守方式として、大型セル遠隔保守方式を適用すべく種々の技術開発を進めている。

大型セル遠隔保守方式の概念は、米国で高い稼働実績を残したサバンナリバープラント等で用いられたクレーンキャニオン法が出发点となり、保守技術の高度化を目指しつつORNL（オークリッジ国立研究所）が概念設計をしたHEF（Hot Experimental Facility）でも採用され、その後のBRET（Breeder Reprocessing Engineering Test）計画に引き継がれている。また、西独の大型軽水炉燃料再処理プラント（WA-350）にも採用される予定で

ある。遠隔保守方式は、セル内機器の保守・補修に際し、作業員がセル内に立ち入ることなくセル内保守用機器としてインセルクレーン、両腕型サーボマニプレータ（以下「ASM」と略す）を用い、遠隔操作により保守・補修を行うことに特徴がある。これら保守用機器はトランスポートによって必要個所に移動可能であるとともに、1セル内に各々2セットずつ配置することにより、それ自体の故障時における補完機能と相互の自己保守機能が確保されている。

(1) 両腕型サーボマニプレータ (ASM)

ASMは、高い性能を持った電動マニプレータで、成人男子の腕及び手に相当する機能と寸法を目標として設計され、特に手首部には人間の機能に匹敵する4自由度を与えている。また、バイラテラル機能（スレーブアーム側の力感覚がマスターアームを通じて操作者に伝達される機能）を有しており、さらに本体はモジュール化によりそれ自体が遠隔保守可能な構造となっている。ASMの試作1号機は小型化及び既存技術の採用を設計の基本としてプレーナ型と呼ばれるアーム形式を採用し、58年に完成した（写真2-3）。その後各種の機能テストを行い、実用化への基本的な見通しを得るとともに、ラックに関する遠隔保守テストに供している。

試作2号機は、1号機の成果を反映するとともにアーム形式をエルボ・ダウン型に変更して一層の操作性向上を目指し、現在設計・製作を進めている。

(2) 視聴覚システム及びマンマシンインターフェイス (MMIF)

従来の小型セルでは、遮蔽窓からの直接観察及びマイクロフォンによるセル内の聴音により作業が進められた。しかし、大型セル遠隔保守方式において

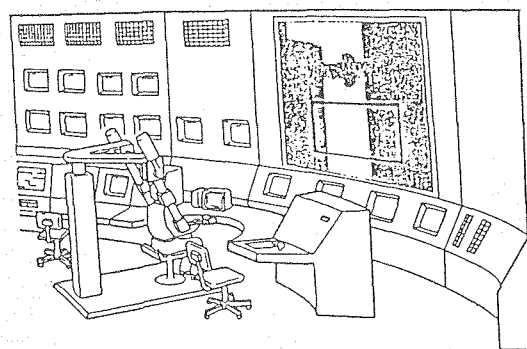


図2-8 マニプレータ操作室の例

はセルには原則として遮蔽窓を設けないため、視覚系はTVカメラを使用する。したがって、ASMによる遠隔作業もTV画像を介して行うことになり、TVシステムの性能は極めて重要となりその視認性は遠隔操作性に大きな影響を与える。TV画像の解像度改善を図るため、近年NHKで開発された高品位TVシステム（走査線1,125本）の技術をベースに、耐放射線性、耐硝酸雰囲気性の向上及び小型軽量化の改良研究を進めている。また、作業員がASMの遠隔操作を行う場合、長時間にわたって少ない疲労度で正確かつ迅速な操作が要求される。そのため臨場感を与える大型TVモニター、聴覚システム、各種センサーシステム等の操作者を取り巻く機器の操作室内レイアウトの最適化を図るべく、航空機のcockpit及び原子炉制御室等の調査をもとにMMIFの開発を進めている。図2-8に操作室の概念図を示す。さらに、セル内の遠隔保守用機器と操作室を結ぶ電源や信号ラインの数も多くなるため、剛性の高いメタルケーブルに代わり光ファイバーによる多重信号伝送システムの開発を進め、これまでの試験により 10^8 Rまで充分使用に耐えることが確認された。

(3) ラックシステム

セル内のプロセス機器は、ラックと呼ばれる鋼製の標準架台の中に組み込まれる。機器はモジュール化またはカセット化されており、故障時は当該部分を交換できる。また、必要に応じてラック全体の交換も可能である。ラック内の機器相互及びラック間は、遠隔継手を接続部とした配管等で接続されている。このラックに関しては、耐震実験用ラックの設計・製作、アクセス性を考慮したラック内機器の配置、形状評価及びラック設計の簡略化を図るためCAD等を利用した設計手法の開発を進めている。

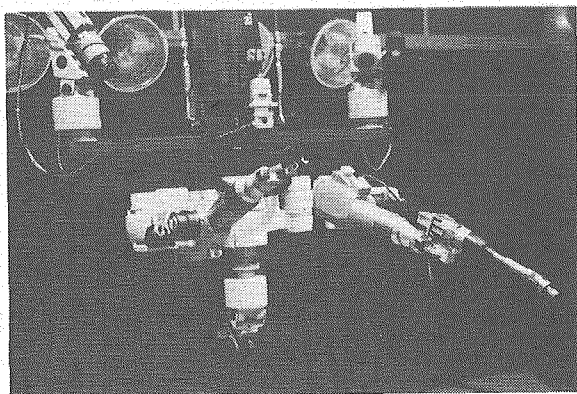


写真2-3 両腕型サーボマニプレータ（プレーナ型）

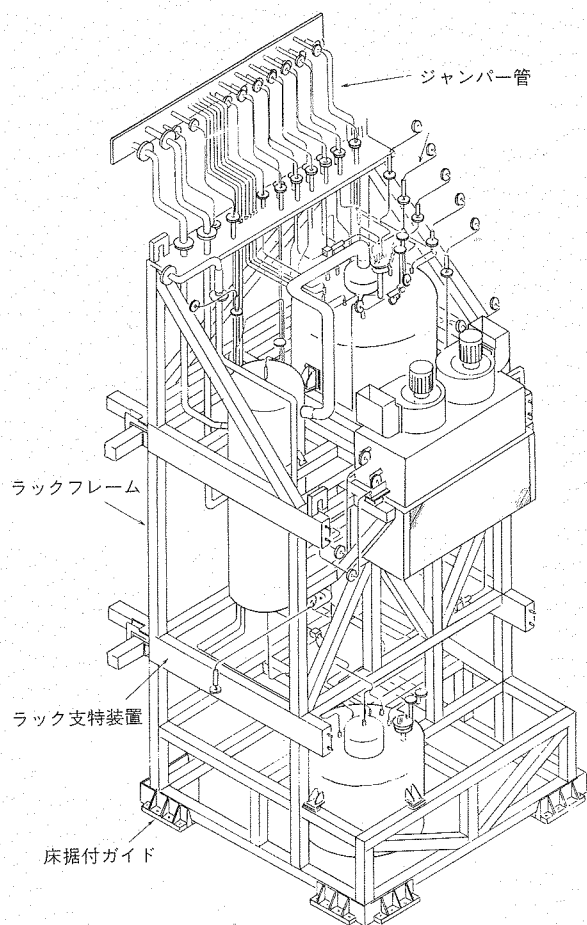


図 2-9 ラック概念図

ラックの概念図の一例を図 2-9 に示し、ラックシステムを採用した場合のセルの概念図の一例を図 2-10 に示す。

(4) 遠隔継手

遠隔継手には、流体用配管継手と電気コネクタがある。電気コネクタについては、既に動燃でも多数使用されており、特殊な場合を除き既存のものが利用できる。一方、放射性物質を直接流すラインでの流体用配管継手については、国内での実績がほとんど無いので、海外原子力プラントでの継手調査等を踏まえ、現在数種の継手について評価試験を実施している。また、ASM 等による継手の遠隔操作性の改善に向けた R & D 及びコンパクト化を目指した新型継手の R & D を展開しつつ、継手に不可欠なガスケット材についても耐放射線性・耐薬品性の優れたガスケット材の開発を行っている。

(5) セル壁貫通プラグ

高速炉燃料リサイクル試験施設では、配管のセル壁貫通部分について、壁に直接埋込む構造ではなく、装脱着が可能な貫通プラグを採用する予定である。

遠隔操作による装脱荷試験により基本的な操作性を確認し、プラントへの適用見通しが得られた。

(6) その他システムの開発

その他遠隔技術開発に関連し、セル内での自動化サンプリング・システム開発を目標に、まず ASM 操作のサンプリング・システムにつき基本機能の評価試験を実施している。また、セル内塔槽類、配管継手等の健全性を確認するため、一般化学プラント等の調査をもとに基本的な検知システムの評価試験を実施しており、将来的には設備診断システムの確立を目指している。

(7) 総合遠隔保守試験

遠隔保守技術について体系的なモックアップ試験を行うべく、東海事業所に実規模開発試験施設（61 年 5 月末竣工）の建設を行った。本施設には大型の模擬セルを設け、ASM、インセルクレーン等の遠隔保守用機器及びラック等のセル内機器を設置し、一連のモックアップ試験により総合的な遠隔保守技術の評価を行う。

(8) 海外共同研究

57 年度に、日米高速炉開発協定に基づき遠隔技術に関しても技術協力を行うことが、米国エネルギー省との間で合意され、ASM システム等について技術者の派遣・受入れ及び定例の専門家会議等を通じて、技術協力を進めている。高品位 TV を用いての視覚系を中心としたマンマシーンインターフェイス評価試験、各種マニプレータの比較試験をすでに共同で実施し、現在は第 2 次のマニプレータ評価試験の準備を進めている。

2.7 工程共通技術開発

再処理プロセスでの高放射能濃度の液体の移送装置として、流体力学を応用した「フルイディックポンプ」の開発を進めている。このポンプは送液しようとする液自身の運動エネルギーを利用するものであり逆流させた場合の抵抗が大きな渦形流体素子 2 個と空気配管を組み合わせ、加圧、減圧を繰り返すことにより流体移送を行う。(写真 2-4, 図 2-11)

従来の液移送機器として、スチームエゼクタ、エアリフト及びサイホンなどが挙げられるが、それぞれ蒸気凝縮水による希釈や閉塞、ミスト同伴によるオフガス系の汚れ及び高所への送液不可能などの欠点を有している。

本ポンプを開発し、これら既存の液移送機器との使い分けを行っていくことにより、プラントシス

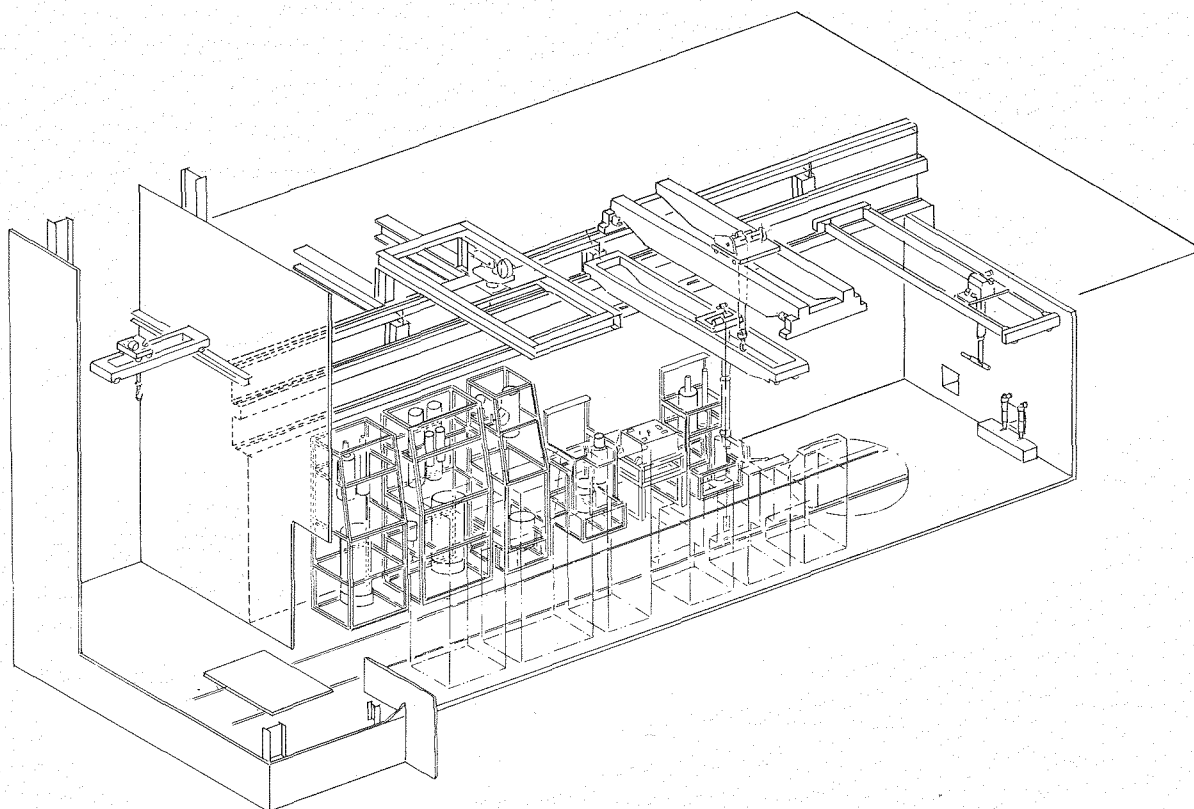


図 2-10 ラックシステムを採用した場合のセルの概念図の一例

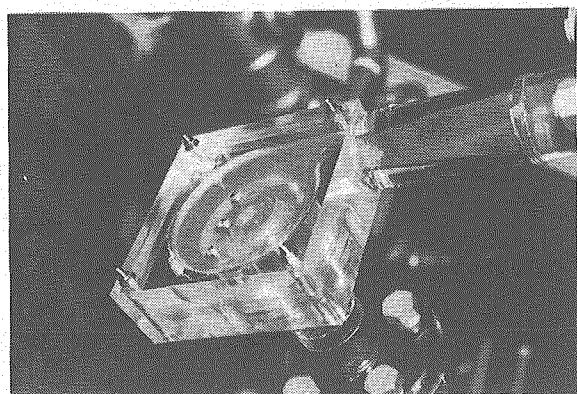


写真 2-4 渦形流体素子(ボルテックス)

ムとしての信頼性の向上が期待できる。

試作機による試験結果を踏まえ、溶解槽からの溶解液移送用としての機能を有する原型モデルを製作し、第2応用試験棟にてモックアップ試験を進めていく。

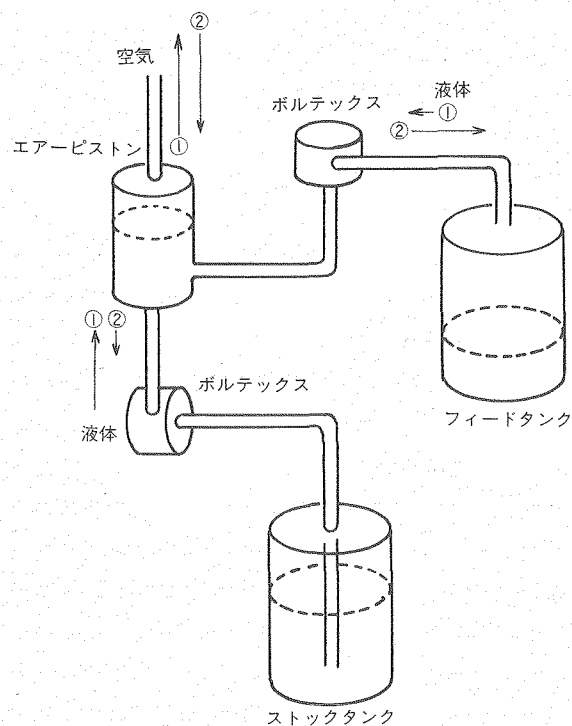


図 2-11 フリディックポンプシステム



再処理技術開発

3. 高レベル放射性物質研究施設 (CPF) における技術開発

東海事業所技術部高レベル放射性物質 試験室

資料番号：59-13

3. Hot Cell Experiments in the Chemical Processing Facility (CPF)

Chemical Processing Research Section,
Fuel Cycle Technology Development Division,
Tokai Works.

CPFはA/Bの2系列から構成されており、そのうちA系列では、各種の高速炉燃料を用いて小規模の再処理試験を行っている。ピンせん断機、溶解槽、ミキサセトラ等の主要機器は、5個のホットセル及び2系統のグローブボックスに設置されており、TBP/n-ドデカンを用いたピュレックスプロセスを採用している。昭和57年9月以来、9回のホット試験を実施しており、これまでに約6kgの使用済燃料を処理し、プロセス全般にわたるデータを集積している。

Key Words : Reprocessing, FBR Fuels, Hot Cell, Purex, TBP/n-dodecan, HAN
Dissolution, Solvent Extraction.

3. 高レベル放射性物質研究施設(CPF)における技術開発

3.1 施設概要

CPFは2系列のホットセルライン(A系列：再処理試験、B系列：ガラス固化試験)を有している。このうちA系列ラインは5つのセルと2つのグローブボックスから構成されており、図3-1に示すように、燃料ピン単位で、燃料受入からマイクロ波によるMOX粉末への転換までの一連の工程について試験ができるようになっている。

CA-1セルは燃料受入用のセルで、最大 10^6Ci までの放射能の燃料を取り扱うことができる。CA-2セルでは圧空駆動のせん断機を用い、燃料ピンを1本ずつ1~5cmの長さにせん断する。CA-3セルには、溶解槽、溶解液濃度及びPu原子価調整のための調整槽、材料腐食試験のための浸漬槽、抽出工程用のアクリル製ミニミキサセトラ(ミキサ部：6ml、セトラ部：17ml、16~19段)等があり、溶解や溶解液を用いた種々の試験、不溶性残渣の回収、

抽出工程のうち共除染試験等、主として高放射性の溶液系試験を行うことができる。この他、溶解槽オフガスの処理系(凝縮器、洗浄塔、ヨウ素吸着塔)や高レベル廃液をセル外へ抜き出す貯槽配管系が設置されている。CA-4セル、グローブボックスにもアクリル製ミニミキサセトラがあり、抽出工程のうち分配試験、U・Pu精製試験を行う。また、Pu系グローブボックスにはマイクロ液加熱装置が設置されている。CA-5セルでは再処理試験、ガラス固化試験に関する分析を行っており、U、Pu硝酸濃度測定用の滴定装置FPγ測定用のGe検出器、Pu原子価測定用の吸光分光計、不溶性残渣、ガラス固化体等の元素分析用の直流アーク発光プラズマ装置が備えられている。これら以外にも、オフガス成分測定用のKrモニタ(NaI)四重極ガス質量分析装置等がセル外に設置されている。

CPFのフローシートはピュレックス法を基本としており、燃料ピンは長さ約3cmにせん断され、バスケット内に集められた状態で溶解槽内に装荷され

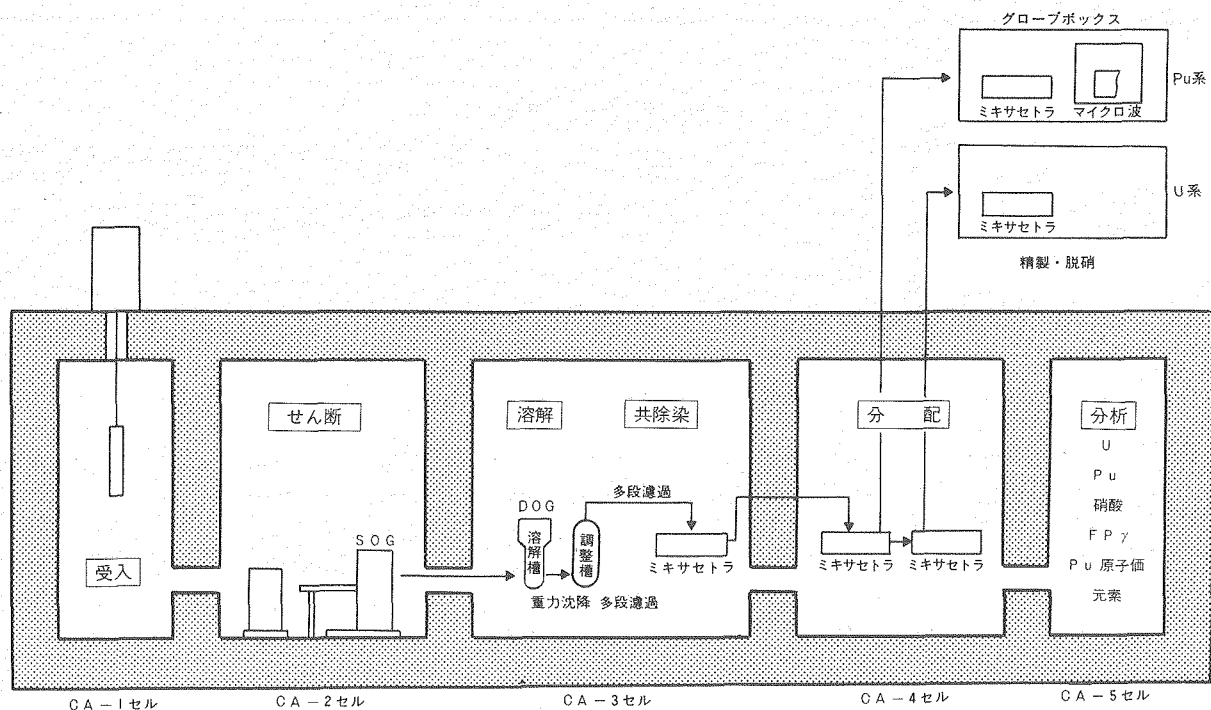


図3-1 CPFにおける高速炉燃料リサイクルホット試験概略図

る。燃料は、硝酸によって溶解され、U、Pu、硝酸濃度及びPu原子価を調整された後抽出工程へ供給される。抽出工程では、溶媒として30%TBP-nドデカン、Pu還元試薬として硝酸ヒドロキシルアミン（HAN）を用いている。ミキサセトラを用いて、除染分配、精製されたプルトニウム溶液はウラン溶液と混合後マイクロ波加熱によりMOX粉末に転換される。

3.2 試験実績

CPFの試験スケジュールを図3-2に示す。

CPFはこれまでに燃料を6回受け入れており、その内訳は、「常陽」MK-I燃料（4,400～40,100 MWD/T）が27本、「常陽」MK-II燃料（13,800～31,700 MWD/T）が18本、英国ドンレイ高速実験炉（DFR）照射燃料（48,500～55,300 MWD/T）が2本相当である。

これらの燃料を用いて昭和57年9月から昭和61年3月までに通算9回のホット試験を実施した。第1回試験では低燃焼度の燃料を用い、機器の作動確認及びプロセスの確認を行った。この際、抽出工程において、抽出器セトラ部の有機相・水相界面にクラッド（黒色の異物）が発生した。第2回試験では燃焼度32,000 MWD/Tの燃料を用い、清澄法に若干の改良を加えることによりクラッド発生を低減した。

第3回試験では「常陽」MK-I燃料の燃焼度40,100 MWD/Tのものをを用い、不溶性残渣を定量的に回収すると共に、清澄を入念に行うことによりクラッド発生を大巾に低減した。第4回、第5回試験では40,100 MWD/Tの燃料を用いパラメトリックな試験を開始した。第4回試験では、溶解条件をパラメータに4回の溶解を行うと共に、それぞれの溶解液中から不溶性残渣を定量回収した。さらに抽出工程において第1サイクル分離フローの試験を行った。第5回試験では、燃料をコア部とブランケット部に分け、それぞれの溶解特性、不溶性残渣の発生量確認を行った。第6回、第7回試験では燃焼度13,800 MWD/Tの「常陽」MK-II燃料を用い、高Pu富化度（29%）の燃料の溶解性確認を行った。第8回試験では燃焼度31,700 MWD/Tのものをを用い、溶解性の確認を行うと共に、小型のパルスカラム（内径35mm、カラム長1m）を用いた試験を実施した。第9回試験では、初めて海外（ドンレイ高速実験炉＝DFR）で照射された、これまで最高の55,300 MWD/Tの燃料を用い、溶解性確認、不溶性残渣の回収を行うと共に、せん断片数片を用いた小型の溶解試験を実施した。

これまでにCPFに受け入れた燃料は約11kg（酸化物重量）であり、第9回試験までに使用した燃料は約6kgである。

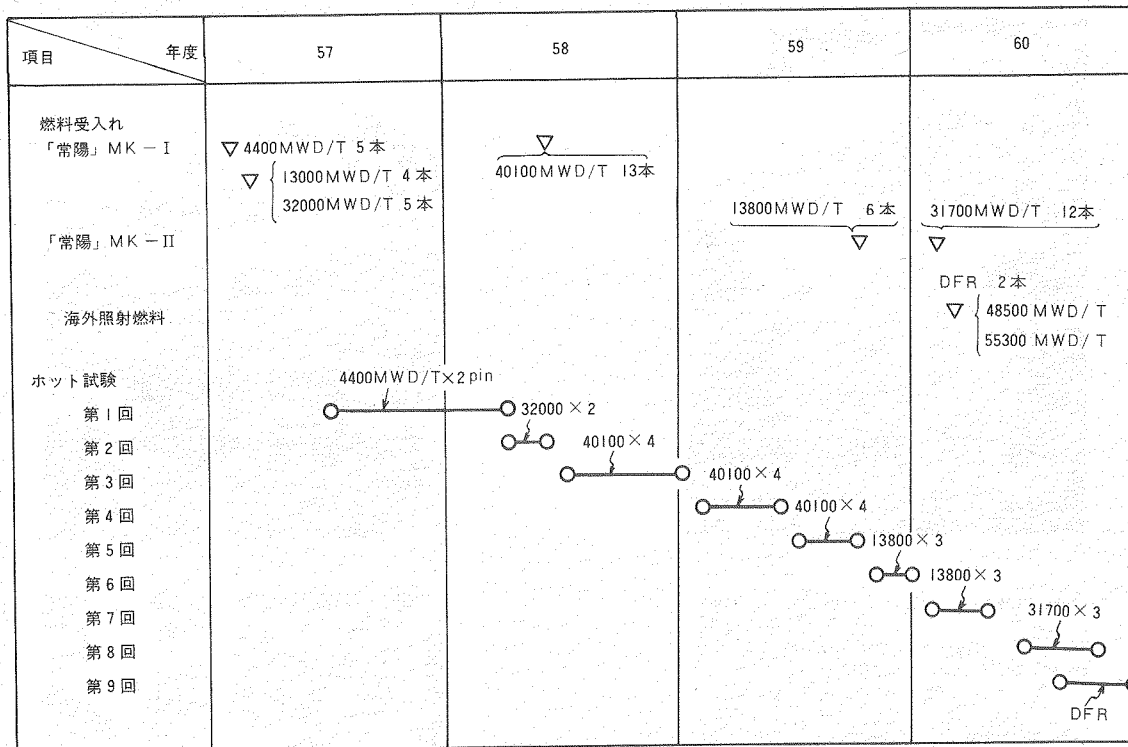


図3-2 CPF高速炉燃料リサイクル試験スケジュール

なお、第1回、第2回試験で回収したMOX粉末は、昭和58年9月にプルトニウム燃料第一開発室へ輸送され、同施設でMOX燃料に再加工された後、高速実験炉「常陽」に装荷され、昭和59年9月に運転に供されている。

3.3 試験結果

(1) セン断

ラッピングワイヤを取り除かれた燃料ピンを1本ずつ、長さ約3cmにせん断した結果、燃料ミート部の切口はもとの形状からあまり変化せずほぼ真円を保っている。また、せん断片のミートはかなり脆くなっており、振動、衝撃により容易に崩壊し被覆管から脱離するものもあることが観測された。

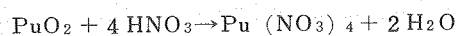
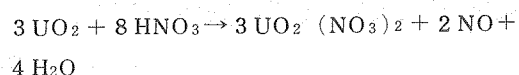
また、せん断時にオフガス中に放出されるKrの量は、低燃焼度の燃料を除いて燃料ピン中の全Krの30~50%となり、残りは溶解時に放出されることが判明した。

(2) 溶解

「常陽」MK-I燃料の場合1~4本分を、MK-II燃料の場合3本分を、DFR燃料の場合2本分をそれぞれバッチで溶解した。使用した硝酸は3.5N（一部2.5N）で、沸点、90℃、80℃、70℃の温度で試験している。攪拌は空気吹込（0.5Nm³/h）で行っている。また、せん断片1~2片を用いて、ピ

ーカ規模の溶解試験も行った。

MK-I燃料は良好な溶解性を示し、3.5N硝酸中において、沸点で約4時間、90℃で5~6時間ではほぼ全量溶解する。FP元素のうち、Cs、CeはU、Puとほぼ同じか若干早く溶解するが、Ruは10時間程度では溶解が終了せず、不溶性残渣の主要成分となる。硝酸消費量は下記溶解反応式の計算値とよく一致する。



燃料の溶解がほぼ終了した頃から、Puの原子価が4価から6価へ変化し始め、加熱時間によっては、Puのほぼ全量が6価（PuO₂²⁺）となる。溶解時のオフガスへのKr放出は、燃料の溶解と良い相関関係を持っている。また、コア部（Pu18%）とブランケット部（劣化U酸化物）を比較したが、Pu、U、FP等の成分割合のちがいににもかかわらず溶解時間に有意差は見られなかった。

MK-II燃料（Pu29%）の溶解挙動は、MK-Iとはほぼ同じであるが、MK-Iに比べ溶解速度が若干遅くなる。

DFR燃料（Pu18~20%）は、MK-I燃料とはほぼ同じ溶解挙動を示した。

(3) 不溶性残渣

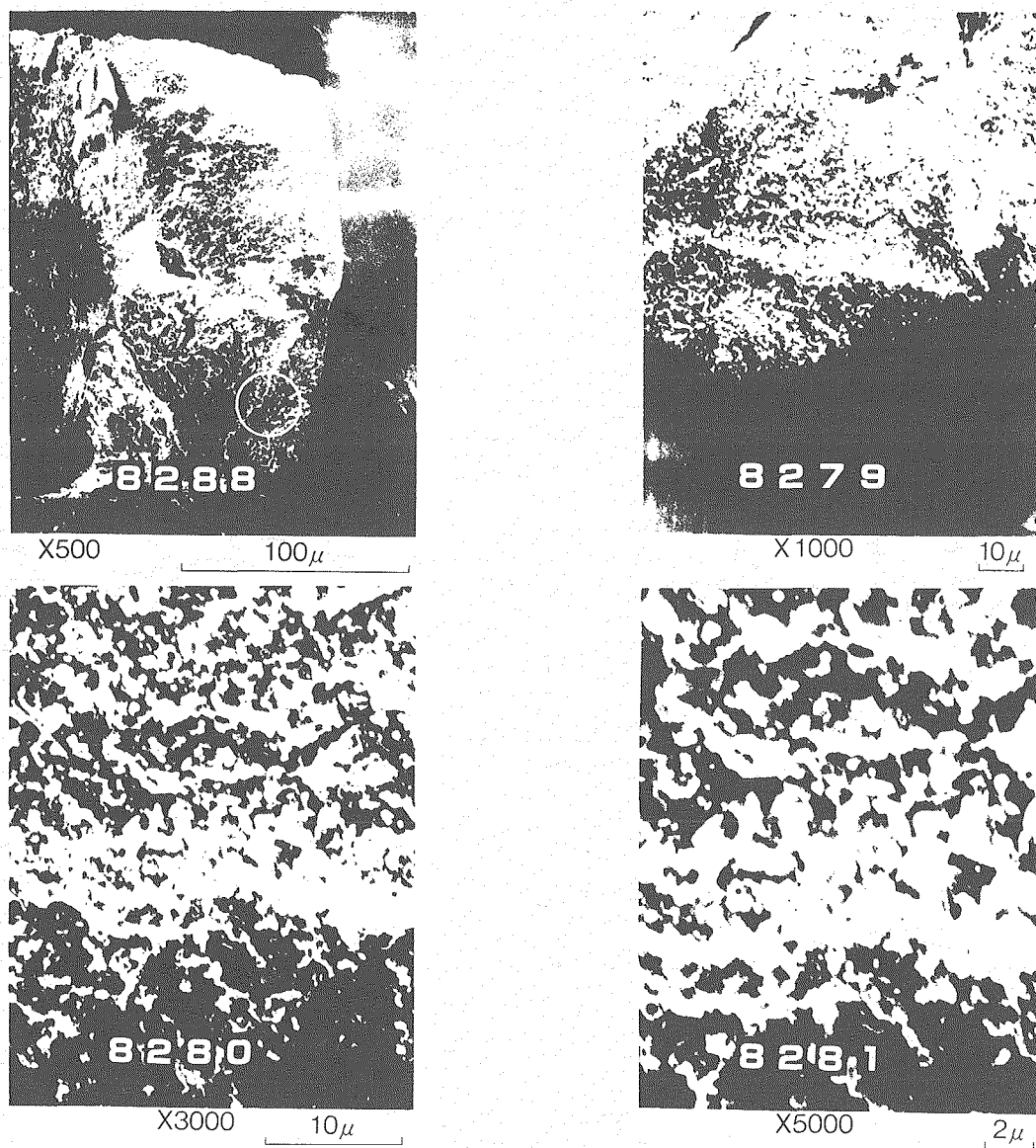


図3-3 不溶性残渣（2次電子像）

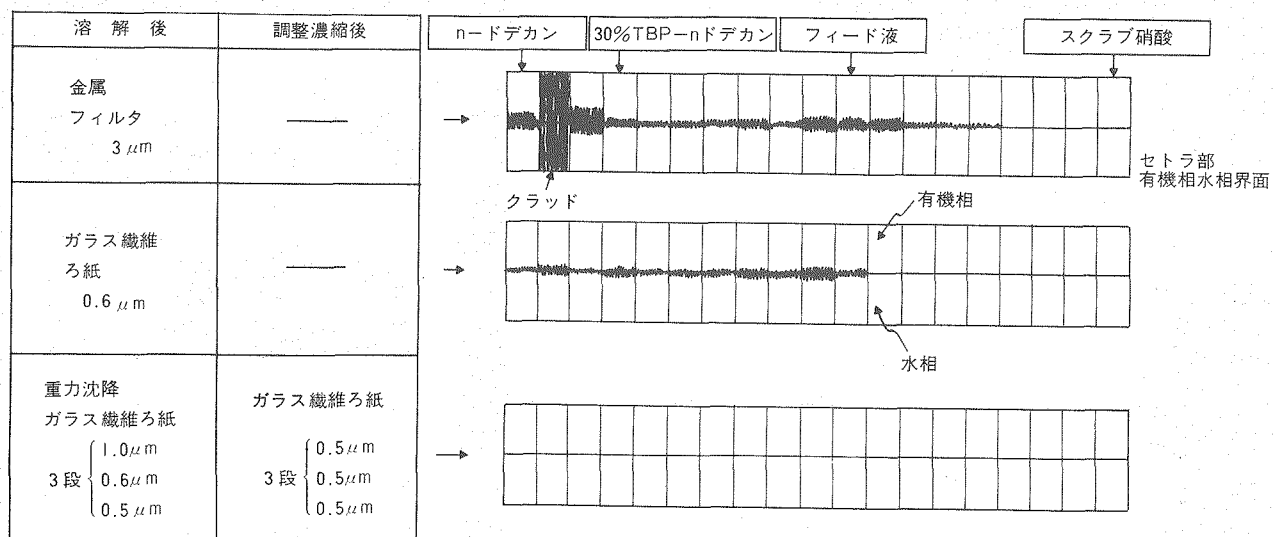


図3-4 澄清条件とクラッド発生状況

燃焼度40,100MWD/TのMK-I燃料、MK-II燃料、DFR燃料の溶解液中から、不溶性残渣を回収した。回収は、溶解液を約1日間静置し不溶性残渣を重力沈降させて行き、回収物は硝酸により数回洗浄した。回収した不溶性残渣については、重量測定、元素分析、 γ 核種分析、EPMA観察を行った。また、溶解液中に浮遊している状態において粒度分布測定を行った。

不溶性残渣は、コア部燃料から発生し、その量はコア部重量の1%程度である。不溶性残渣の主要成分はRu、Moであり、FP γ 成分としては ^{106}Ru がほぼ100%を占める。EPMAを用いて観察した残渣の写真(2次電子像)を図3-3に示す。残渣は非常に小さな粒子からなり、その大部分が直径1 μm 以下である。これらの結果から、不溶性残渣は、照射された燃料中に生成析出する貴金属(Ru、Pd等)及びMoの合金と同一であると思われる。なお今回のブランケット燃料からは、不溶解残渣はほとんど発生しなかった。

(4) 清澄

清澄には、第1回試験では焼結金属フィルタ(3 μm)、第2回試験では捕捉粒子径0.6 μm のガラス繊維ろ紙、第3回試験以降は重力沈降分離後、捕捉粒子径1、0.6、0.5 μm の3種のガラス繊維ろ紙を組み合わせたものを用いた。

第1回試験においては、抽出第1サイクルミキセトラのセトラ部有機相・水相界面にクラッド(黒色異物、図3-4)が多量に発生した。このクラッドには ^{106}Ru (クラッド中の放射能としてはこの元素の寄与がほぼ100%)が含まれており、それが放置された場合には抽出器運転に支障を与えると共に溶媒劣化を促進する可能性がある。第2回試験においてはクラッド発生を少し低減したのみであったが、第3回試験以降、入念な清澄を行うことによりクラッドの発生を大巾に低減した。

(5) Pu原子価調整

溶解時の加熱によって生じた6価のPu(PuO $_2^{2+}$)及び分配工程以降の還元分離された3価のPu(Pu $^{3+}$)を、亜硝酸(NaNO $_2$ 、NO $_2$ ガス)を用いて4価のPu(Pu $^{4+}$)に調整した。

亜硝酸ソーダ、亜硝酸ガスのいずれによってもPu原

子価の調整は可能であるが、含塩廃棄物低減のためには亜硝酸ガスを用いる方が望ましい。ただし、亜硝酸ガスを用いた場合、溶液の硝酸濃度が上昇する。

(6) 共除染

第2サイクル分離フローでは抽出部8段、洗浄部8段、第1サイクル分離フローでは抽出部15段、洗浄部17段で抽出、除染を行っている。これまでにを行った試験のパラメータは、使用した溶媒(30%TBP-nドデカン)のアルカリ洗浄の有無、スクラブ硝酸の濃度(3~1.5N)等がある。

溶媒をアルカリ洗浄して用いた場合、洗浄しない場合に比べ除染係数(特にZr)が向上する。スクラブ硝酸濃度は、Zr以外の成分の除染係数にはあまり影響しないことを確認した。硝酸濃度が3N以上になるとZrの分配係数が高くなり、抽出器内での蓄積等を起こし、除染係数が著しく低下する。

(7) 分配・精製(HAN還元)

分配サイクル及びU、Pu精製サイクルの試験においては、Pu還元剤としてHANを用いた。分配及びPu精製工程では、Puの2~4倍当量のHANを用いて分離(Pu逆抽出)を行い、またU精製工程においては、Puの1,000~50,000倍量のHANを用いU液中の微量Puの除去を行った。

分配工程においては、2~4倍当量のHANで、十分にUとPuを分離することができるが、HANの使用量を増すにしたがってU中に混入するPuを低減することができた。

(8) パルスカラム試験

セル内にアクリル製のパルスカラム(内径35mm、カラム長1m)を設置し、第1サイクル抽出部に関する試験を実施した。主として、溶媒中への水相の混入量、HETS測定、液滴観察等のデータを得た。

3.4 今後の試験

昭和61年度以降に受入れ予定の燃料は、仏国の高速原型炉(Phenix)照射燃料(Pu29%、燃焼度94,000MWD/T)「常陽」MK-II特殊燃料(Pu29%、~60,000MWD/T)等があり、これら高燃焼度燃料を用いた試験を行うと共に、基礎データ(溶解速度、抽出度等)を充実させていく予定である。



再処理技術開発 4. 新型転換炉燃料再処理

東海事業所再処理工場技術課

資料番号：59-14

4. Reprocessing of ATR Spent Fuels

Engineering Section, Tokai Reprocessing Plant,
Tokai Works.

新型転換炉原型炉「ふげん」使用済燃料（ATR燃料）の再処理に関する概要をまとめた。ATR燃料は、60年11月に「ふげん」から再処理工場にMOXタイプA燃料34体が搬入され、61年度に処理が予定されている。東海再処理施設において、ATR燃料を再処理するための方法、安全性についての概要を述べる。

Key Words : ATR, Spent Fuel, Reprocessing.

4. 新型転換炉燃料再処理

4.1 概要

従来、動燃東海事業所の再処理施設では軽水型原子炉使用済燃料（以下「LWR燃料」という）を処理対象燃料としてきたが、今後の動燃事業団新型転換炉原型炉「ふげん」の安定運転及び将来のプル・サーマル燃料再処理計画のための技術開発等に資するために、「ふげん」の使用済燃料（以下「ATR燃料」という）を処理対象燃料の種類に加えることが計画された。

このため再処理施設設置承認申請書の変更を昭和59年8月20日付で申請した。この変更申請は先ず科学技術庁、引き続いて原子力安全委員会核燃料安全専門審査会で審議され、60年7月30日付で内閣総理大臣から安全性の承認を受けた。この後、設工認、工事等を実施し、60年11月19日にATR燃料34体、約5トンの東海再処理施設への受入れを実施した。

4.2 再処理の方法

新型転換炉はウラン・プルトニウム混合酸化物燃

料（以下「MOX燃料」という）を燃料としていること、及び減速材に重水を用いていることを除けば軽水炉と類似しており、ATR燃料の再処理はLWR燃料の再処理と大きな違いはない。

ATR燃料は、1体約150kgであり、燃料の種類から低濃縮ウラン燃料とMOX燃料に大きく分けられ、さらにウラン濃縮度または核分裂物質質量（MOX燃料について、 $(^{235}\text{U} + ^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}) / (\text{U} + \text{Pu})$ ）によりタイプA燃料とタイプB燃料に分けられる。再処理施設に受入れる燃料の種類を、各燃料の性状等を考慮し、低濃縮ウラン燃料、MOXタイプA燃料及びMOXタイプB燃料とし、各燃料の施設への受入れ基準は表4-1に示すとおりである。また、ATR燃料の集合体形状を図4-1に示す。

ATR燃料の再処理の方法の決定にあたっては、燃料の集合体形状及び燃焼による性状に基づいた検討を行った。即ち、ATR燃料の集合体断面は、LWR燃料の角形と異なり、円形であるため受入れ、貯蔵工程における燃料つかみ治具、及びせん断工程におけるプッシャーアダプタ等についてATR燃料

表4-1 新型転換炉原型炉使用済燃料

燃料の種類	新型転換炉原型炉使用済燃料		
	低濃縮ウラン	ウラン・プルトニウム混合酸化物タイプA	ウラン・プルトニウム混合酸化物タイプB
燃料集合体1体あたりの最高燃焼度 (MWD/T)	30000	20000	20000
1日あたり処理する使用済燃料の平均燃焼度 (MWD/T)	17000	12000	17000
燃料集合体1体あたり*1の初期ウラン濃縮度または初期核分裂物質質量*2 (W/O)	2.3	1.4	2.0
比出力 (MW/T)	20	20	20
冷却日数 (年)	2	2	2

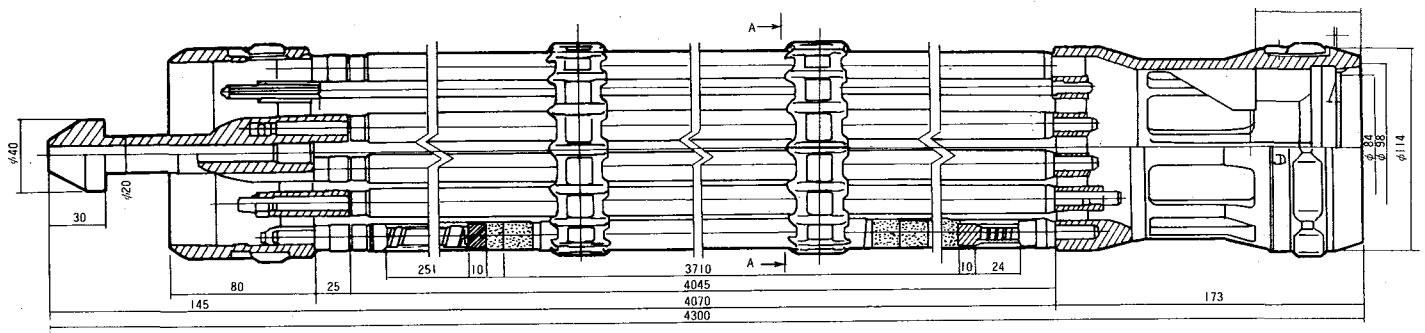
*1 ATR燃料は内層、中間層と外層でウラン濃縮度または核分裂物質質量が異なるため燃料集合体1体あたりの平均とする。

*2 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料について、
(U-235+Pu-239+Pu-241)/(U+Pu)

専用の治具を設けることにより対処した。一方、ATR燃料の燃焼による性状に基づいた再処理プロセス

スの検討においては、低濃縮ウラン燃料、MOXタイプA燃料及びMOXタイプB燃料とも燃焼度が低く（低濃縮ウラン燃料、最大30000MWD/T、MOX燃料最大20000MWD/T）、冷却日数も長い（2年）ために、ATR燃料の再処理に伴う入量内蔵放射能は、1日あたりLWR燃料の約1/6以下であり、プロセス上問題にはならない。しかし、ATR燃料のうちMOXタイプB燃料は、炉装荷時からプルトニウムをフィッサイルにして約1.3%内蔵しており、燃焼に伴うプルトニウムの減少を考慮しても従来のLWR燃料再処理時におけるプルトニウム処理量を上回ることになるため、プルトニウム精製工程及び蒸発・濃縮工程における改造等の変更が必要になる。これに対しては、プルトニウム処理量をLWR燃料再処理時におけるプルトニウム処理量以下に制限することにより、施設改造は行わないこととし、さらに分離・精製工程以降もLWR燃料の再処理時における運転条件と同様の条件で運転することとした。なお、低濃縮ウラン燃料、MOXタイプA燃料のプルトニウム内蔵量はLWR燃料再処理時におけるプルトニウム処理量を上回ることはないため、LWR燃料と同様に処理する。

即ち、具体的にはMOXタイプB燃料の再処理に



主 要 仕 様		
燃料棒全長	mm	4,100
燃料ベレット外径	mm	14.4
燃料被覆管外径	mm	16.46
燃料被覆管厚さ	mm	0.86
燃料ベレット密度	g/cm ³	10.4
燃料棒間ギャップ	mm	2.1
燃料集合体当たりの燃料棒の数	本	28
濃縮ウラン燃料濃縮度	w/o	1.5 (タイプA) 1.9 (タイプB)
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料		天然ウラン (タイプA)
ウラン濃縮度	w/o	0.7~1.4 (タイプB)
平均核分裂物質質量	w/o	1.4 (タイプA) 2.0 (タイプB)

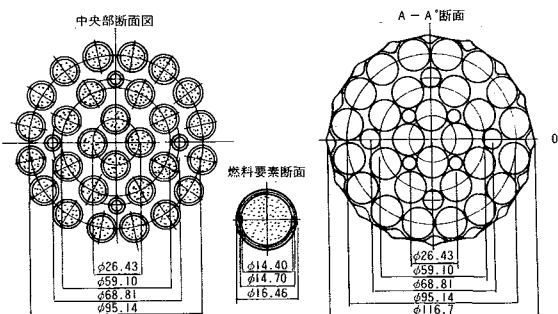


図4-1 新型転換炉原型炉燃料集合体

おいては、1日あたりの処理量をLWR燃料再処理
 時よりも低く制限するとともに、せん断、溶解後の
 溶解槽溶液に硝酸ウラン溶液を加えて、溶解槽溶液
 のウラン及びプルトニウム濃度の調整処理を実施し
 た後、分離・精製工程に供給することとする。以上の
 処理により、MOXタイプB燃料のプルトニウム
 内蔵量の増大に対し、分離・精製工程以降、LWR
 燃料の再処理と同様に処理することができる。従っ
 て、ATR燃料の再処理におけるプロセス・フロー
 は、従来のLWR燃料再処理におけるそれと基本的
 に同じであり、それを図4-2に示す。

また、LWR燃料を含めた低濃縮ウラン燃料とMOX燃料とを合わせた再処理施設としての年間再処理能力は従前通りで変更はない。なお、ATR燃料のうちMOX燃料については、年間最大10トン（金属ウラン・プルトニウム換算）、1日あたり最大タイプA燃料については0.7トン（金属ウラン・プルトニウム換算）、同じくタイプB燃料については0.43トン（金属ウラン・プルトニウム換算）である。

一方、MOX燃料は炉装荷時からプルトニウムを内蔵しているために、一般にその溶解挙動がLWR燃料のそれと異なるのではないかとされており、

このことは ATR-MOX 燃料を再処理することに伴う燃料の溶解槽における溶解性について重要であると考えられた。しかし、ATR-MOX 燃料の溶解性については、燃焼後のプルトニウム量が LWR 燃料と同様に低いこと、及び燃料製造上 PuO_2 粉末と UO_2 粉末の混合が均一で焼結条件等も厳しく管理されて固溶化が進んでいることなどのために、溶解性は良好であることを燃料の溶解実験により確認している。

4.3 再処理に伴う安全性

A T R 燃料の再処理における臨界安全に関しては、従来受入れ・貯蔵工程から分離工程までのU-Pu 共存系をウラン濃縮度 4 w/o として設計を行っており、A T R-M O X 燃料の核分裂物質量を評価するとウラン濃縮度 4 w/o 等価以下であり問題ない。念のために、M O X 燃料のうち臨界性が最も厳しくなるタイプB 燃料（燃料集合体 1 体あたり初期核分裂物質量 2.0 w/o）を対象として臨界計算を行い、調整槽以前の工程について既存の施設で臨界安全が確保されることを確認している。また、調整槽以降の工程については濃度調整によりL W R 燃料と同じウラン及び

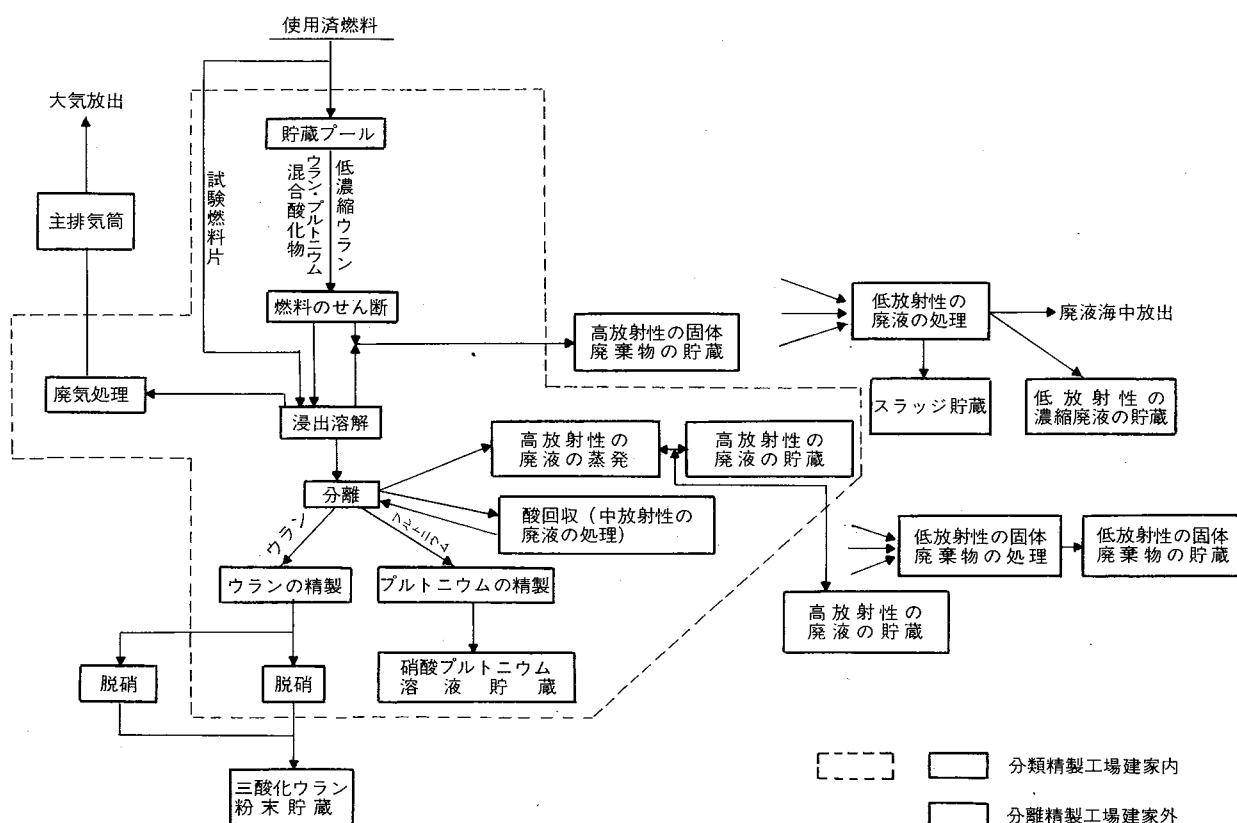


图 4-2 再处理工程概要图

プルトニウム濃度で処理されることから問題ないことを確認している。なお、調整槽における濃度調整段階については、仮に調整槽に硝酸ウラン溶液が過剰に供給されたとしても臨界に達しないことを確認しているとともに、供給に際してはインターロック等の安全対策が設けられており、臨界についての安全性が十分に確保されている。

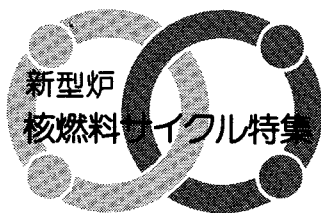
A T R 燃料の再処理に伴う放射線の遮蔽能力については、既設施設の遮蔽能力で問題ないことを確認している。

大気及び海洋放出放射能については、従来の L W

R 燃料再処理における周辺環境被ばく評価の放出放射能を超えることはないため、A T R 燃料再処理に伴い、周辺への影響が増大することはない。

4. 4 今後の計画

60年11月にA T R - M O X タイプA 燃料34体、約5トンを受入れたが、今後も継続して受入れる予定である。A T R 燃料の処理は61年度に予定しており、M O X 燃料再処理の実証を図るとともに将来のプル・サーマル燃料の再処理に対する技術開発を進めていくこととしている。



放射性廃棄物の処理

1. 放射性廃棄物対策の概要

東海事業所環境工学開発部

資料番号：59-15

1. Outline of Radioactive Waste Management

Waste Management Technology Development
Division, Tokai Works

動燃技報特集号の一部として、動燃事業団における「核燃料サイクル関連の放射性廃棄物」の処理、貯蔵、処分についての技術開発の経緯及び今後の進め方についての概要をまとめた。
再処理工場から発生する高レベル廃液については、ホウケイ酸ガラスによる固化処理技術及び貯蔵、処分技術の開発が進められている。また、燃料加工施設等から発生するTRU廃棄物は、その発生量の低減を図るとともに減容安定化等に重点を置いた処理技術の開発が進められている。

Key Words : High-level Waste, TRU Waste, Vitrification, Disposal.

1. 放射性廃棄物対策の概要

1.1 各種廃棄物の発生形態

高速増殖炉や新型転換炉などの新型炉によるプルトニウム利用の本格化に伴い、核燃料サイクルの各種施設から核燃料物質や核分裂生成物によって汚染された放射性廃棄物の発生量の増加が見込まれている。

動燃事業団における核燃料サイクル関連の放射性廃棄物は、東海再処理施設から発生する高レベル放射性廃棄物、プルトニウム転換施設やプルトニウム燃料製造施設などの混合酸化物燃料加工施設から発生するTRU廃棄物、大洗工学センターの照射後試験施設から発生する試験機器や遠隔操作機器等に大別できる。

このほか動燃事業団の施設において発生する放射性廃棄物は、主としてウランの採鉱、製錬及びウラン濃縮施設などから発生するウラン系廃棄物、高速増殖炉、新型転換炉及びその関連施設などの運転に伴い発生する、主として放射化された β γ 廃棄物、東

海再処理施設から発生する廃棄物等である。

2. 各種廃棄物に対する処理の考え方

(1) 高レベル放射性廃棄物

昭和48年度より調査研究を始めた高レベル廃液固化処理技術開発は、基礎的段階から工学的段階及びモックアップ段階へと進み、昭和54年度に完成した工学試験設備（ETF）では、昭和55年度に試験運転を開始して以来、各種試験を実施しガラス溶融技術の高性能化のための試験を行っている。

また、プロセス機器の信頼性、耐久性及び遠隔保守性を確認するためのモックアップ試験設備（MTF）では、評価試験を継続している。

さらに、再処理施設から高レベル放射性物質研究施設（CPF）に受け入れた高レベル実廃液のガラス固化試験は、ガラス固化体の浸出試験、 γ スキャン測定装置による均質性の測定を含む物性試験等を実施している。一方、これらの技術開発の成果を反映した高レベル廃液ガラス固化技術開発施設の詳細設計は、昭和59

年度に終了し、昭和60年度はさらに調整設計を実施してプロセスの合理化、高性能化及び実用化の観点からの補完を進めるとともに許認可取得の準備を進めている。

高レベル廃液のガラス固化体の貯蔵技術に関しては、除熱技術開発と関連技術の開発を行っている。

具体的には、冷却試験、貯蔵ピットの耐震試験、キャニスターの溶接試験、キャニスターのガラス注入時及び貯蔵時における健全性試験、キャニスター落下試験、ガラス固化体の物性試験などを行ってきたところであり、これらの研究成果を集大成し現在、貯蔵プラントの設計を行っている。

さらにガラス固化体から発生する熱及び放射線の有効利用や高レベル廃液に含まれる有用元素回収技術などの調査研究を行っている。

また、高レベル廃液のガラス固化体を長期間にわたり人間の生活環境から隔離する方法として地下数百メートルより深い地層中へガラス固化体を埋設し、天然バリアと人工バリアを組み合わせた多重バリアによる地層処分が考えられているが、これについて我が国の実情に合致する処分システムの確立を目標に調査及び研究開発を進めており、

- ①地層に関する調査研究
 - ②工学バリアに関する研究
 - ③地層処分システムの研究
- などを行っている。

(2) TRU廃棄物

TRU廃棄物の処理技術開発は、再処理施設、混合酸化物燃料加工施設や照射後試験施設から発生するTRU廃棄物に対する除染、減容、安定化及び発生量の低減化などの技術開発を行っている。

試験機器、処理機器等の主として金属廃棄物は、効果的な除染を行うことによりTRU廃棄物と $\beta\gamma$ 廃棄物とに区分でき $\beta\gamma$ 汚染の低レベル廃棄物と同等の処理処分を行える可能性のあるものも少なくないと考えられており鋭意、除染技術の開発に努めている。

また、核燃料サイクル関連施設の改造、閉鎖等によって発生する不要なグローブボックス及びその内装機器、遠隔操作機器や試験機器等の大型の固体廃棄物を、その後の取扱い、貯蔵及び保管のための処理を容易にするために除染、解体撤去、切断等の前処理を行うとともに大型固体廃棄物の解体減容と処理技術の開発を実施している。

これら実廃棄物を用いた解体処理実証試験等の運

転経験を通じて得られる技術の蓄積に努め、将来の核燃料サイクル諸施設の更新、閉鎖等により発生するTRU固体廃棄物の効果的な処理技術の確立へ反映させる。

さらに混合酸化物燃料加工施設等で日常的に発生するTRU廃棄物を減容安定化するためTRU廃棄物を可燃物、難燃物、金属等に選別したのち、可燃物、難燃物は、それぞれ専用の処理プロセスで焼却し、発生した焼却灰や酸消化処理後に発生する残渣をすべて安定な形にマイクロ波加熱により熔融固化する。

金属は、安全な形に熔融固化する。

TRU廃棄物の処理対策として

- ①発生量の低減化、効果的な除染処理、減容安定化処理技術の開発及び実証
- ②大型固体廃棄物の解体、解体手法の開発及び実証等を行っている。

3. 各種廃棄物に対する処理、貯蔵、処分の考え方

(1) 高レベル放射性廃棄物

高レベル放射性廃棄物の処理、貯蔵、処分についてのこれまでの技術開発の経緯及び今後の進め方を次に示す。

我が国における高レベル放射性廃棄物の固化処理技術開発は、昭和55年に原子力委員会がまとめた報告書において固化処理は、ホウケイ酸ガラス固化処理に重点を置いて研究開発を進めるとしている。

これを受けて動燃事業団では、高レベル放射性物質研究施設(CPF)等で東海再処理施設からの実廃液を用いホウケイ酸ガラス固化試験、安全性評価試験等を行いこれら研究開発の結果、ホウケイ酸ガラス固化は、当面高レベル廃液の固化処理に最も適したものと考えられる。

動燃事業団では、今後とも固化処理についてホウケイ酸ガラス固化の実用化に重点を置いて研究開発を進め、その成果を集約して技術実証のための固化プラントを昭和65年に運転開始することを目標に、建設に着手する予定である。

さらにガラス熔融炉の長寿命化、小型化等の高性能化を図るとともに高レベル廃液前処理、オフガス処理、遠隔操作技術等に関し可能な限り高度なプロセス技術の開発も進める。

高レベルガラス固化体は、それに含まれる放射性核種の崩壊熱が地層に与える影響を少なくするため地層中へ搬入するまでの間、30年間から50年間程度

冷却のため貯蔵施設で貯蔵する計画である。貯蔵技術については、これまで順調に研究開発が進められており、今後は実用化に向けて除熱対策を中心に熱及び放射線等の利用の可能性の検討も含めて研究開発を進める。

動燃事業団においては、固化プラント建設に合せ貯蔵プラントを建設する計画である。

地層処分の研究開発は、段階的に順を追って進め各段階の成果を踏まえて次に進むことにしている。これまでの研究開発は、このうちの第1段階として地層に関する調査を行い、地層処分の研究対象となり得る可能性ある地層の中から、地層特性の調査研究、人工バリアの研究等の成果を踏まえて、我が国における有効な地層の選定を行うことを目的に進めてきた。

第2段階としては、処分予定地の選定を目標に、深地層及び環境工学試験等の研究開発を行い、調査を進めていくことにしている。

(2) TRU廃棄物

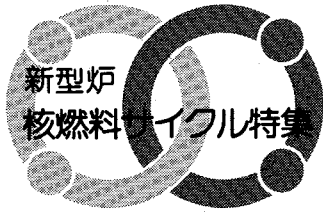
動燃事業団の再処理施設、混合酸化物燃料加工施設等から発生するTRU廃棄物については、当面発生量も少ないと判断されることから安全に貯蔵することにより十分対応が可能であると考えている。今

後、各種施設等の本格稼働により発生量の増加が見込まれることから、各施設等において発生量自体の低減を図るとともにTRU廃棄物の処理に関しては減容安定化等に重点を置いた研究開発、実証を進める計画である。

処分については、将来適切な天然バリアの地層を選定し、かつ人工バリアも採用する等の手段を講じて地層処分を行うことを考えている。また、TRU核種を含む廃棄物であってもTRU核種の濃度等があるレベルを下回る廃棄物は、十分評価した上で浅地中処分等の合理的な処理を行うことも可能ではないかと考えている。

さらに、各施設等から発生した廃棄物であってもTRU核種の濃度等が十分に低い廃棄物は、放射性物質を含むものとしての特殊性を考慮に入れる必要がないものもあるのではないかと考えている。

TRU廃棄物は、高レベル放射性廃棄物に比べ放射能レベルは低く、発熱量も少ないが長半減期のTRU核種を含むものである。動燃事業団では、高レベル放射性廃棄物に関する研究開発等の成果を参考としつつ、かつ国際的な動向も見極めながら我が国により適したTRU廃棄物の処理、処分技術確立する計画である。



放射性廃棄物の処理

2. 高レベル廃棄物対策

2.1 ガラス固化技術開発施設

東海事業所技術開発部建設室

資料番号：59-16

2.1 Construction of Vitrification Facility.

Construction Section, Engineering Technology
Development Division, Tokai Works.

ガラス固化技術開発施設の設計の概要を記述する。内装設備の主要な部分と建設する目的、及び開発スケジュールを解説する。主な工程を記述し、その設備能力（処理）、建家の大きさについてもその概要を示す。特に換気系についても解説する。

Key Words : Vitrification, Liquid Fed Ceramic Melter, High-level Waste, Manipulator, Canister, Chemical Processing Facility.

2.1 ガラス固化技術開発施設の概要

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物の固化処理に関する技術開発の方策は、主に昭和51年6月に原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会によって策定された基本方針及びその後、昭和55年12月と昭和59年8月に見直された新しい研究開発計画に定められており、その主要内容は次のとおりである。

- (1) 固化処理技術の開発の指針としてホウケイ酸ガラスによる固化処理技術に重点を置く。
- (2) 我が国の高レベル放射性廃棄物処理の実施の具体化及びこれに係る研究開発の推進については、官民の研究機関の協力の下に動燃事業団が中心的な役割を担って行う。
- (3) 研究成果を集大成し動燃事業団における固化プラントの建設・運転を通じ1990年代前半を目途に処理技術の実証を図る。

動燃事業団では、このような原子力委員会の方針に従い、大学、国立試験研究機関及び民間企業の協

力を得て昭和50年以来数多くの研究開発を進めてきており、これ等の成果を集約して、ガラス固化技術開発施設を設置することを計画中である。

ここでは、ガラス固化技術開発施設の概要を紹介するとともに、海外におけるガラス固化施設についても紹介する。

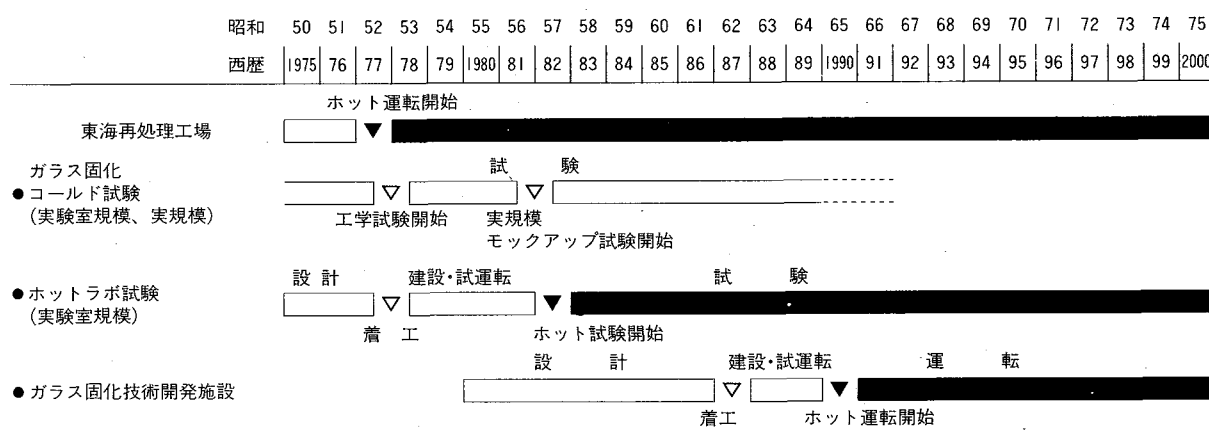
2. ガラス固化技術開発施設の目的

ガラス固化技術開発施設は、東海事業所再処理工場の高放射性廃液貯槽に貯蔵している高放射性廃液を安定で取扱いが容易な形態にするため、ガラス固化体に処理する施設で、ガラス固化技術等の実証を行うことを目的として設置する予定である。

3. スケジュール

高レベル放射性廃棄物の処理技術開発スケジュールを表2.1-1に示す。ガラス固化技術開発施設の建設については、昭和66年度にホット運転を開始することを目途として、昭和62年度に建設に着手した

表 2.1-1 高レベル放射性廃棄物の処理技術開発スケジュール



いと考えている。

4. 建家規模

ガラス固化技術開発施設は、ガラス固化技術開発施設、ガラス固化技術管理棟及びガラス固化技術開発施設付属排気筒から成る計画である。ガラス固化技術開発施設は、地下2階地上3階の鉄骨鉄筋コンクリート造、地下部は主にセル構造で、放射性物質を取扱う工程のほとんどを収納し、地上部はこれ等の各種サービス設備や補助設備を配置する計画である。ガラス固化技術管理棟は地上4階の鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）で、ユーティリティ設備、居室等を収納する計画である。ガラス固化技術開発施設の鳥瞰図を図2.1-1に示す。

5. 施設の概要

(1) 工程の概要

東海事業所再処理工場の高放射性廃液貯槽に貯蔵している高放射性廃液を受入れ、必要に応じて組成調整及び濃縮を行う。その後廃液は、ガラス原料とともに連続的にガラス熔融する。熔融ガラスは定期的にキャニスタに注入し、固化する。熔融ガラスの注入を終えたキャニスタは、蓋を溶接したのち、固化パッケージとして保管セルにて強制空冷しながら保管する。各工程からの廃気は、洗浄、ろ過などの処理を行ったのち、建家排気とともに本開発施設付属排気筒より放出する。各工程からの廃液は、蒸発濃縮処理したのち、濃縮液は高放射性廃液に混合し凝縮液は廃棄物処理場へ送る。固体廃棄物は、本開発施設で一時保管後、低放射性固体廃棄物貯蔵場等へ送る。主要工程ブロックフロー図を図2.1-2に示す。

(2) 施設の概要

本開発施設では、使用済燃料1トンの再処理によって発生する高放射性廃液を約110ℓのガラス固化体に処理する能力を有する。

ガラス固化体の標準特性としては、1体当たり発熱量は約1.4KWで、放射能量は約40万Ciである。一時保管を行う保管セルでは、空気による強制冷却方式を採用している。

ガラス熔融方式としては、「液体供給式直接通電型セラミックメルター」を採用する予定で、熔融ガラスに交流電流を通電することにより発生するジュール熱を熱源として利用する方法である。本方式の特徴は次の通りである。

- 1) 廃液の煅焼が不要で工程の簡素化が図れる。
- 2) 高温でガラス熔融でき、連続的に良質のガラス固化体を得られ、スケールアップが容易である。
- 3) セラミック材と耐熱金属材の利用等により、熔融炉寿命を長くできる。

6. 施設の特徴

本開発施設の特徴は、高レベル放射性廃棄物取扱いプロセスを有すること、及び同プロセスには熔融炉等の有限寿命の機器を有することから、

- (1) 高稼働率
- (2) 作業員の被曝量低減
- (3) 融通性（進展する技術の取込み等への容易な対応を可能にする。）

をねらいとして大幅な遠隔保守方式を採用する計画にある。この遠隔保守方式を機能させるため、次の様なシステム化を進めている。

- (1) 器用な作業及び自己保守可能なマニピュレーションシステムの採用及びインセルクレーン、IT

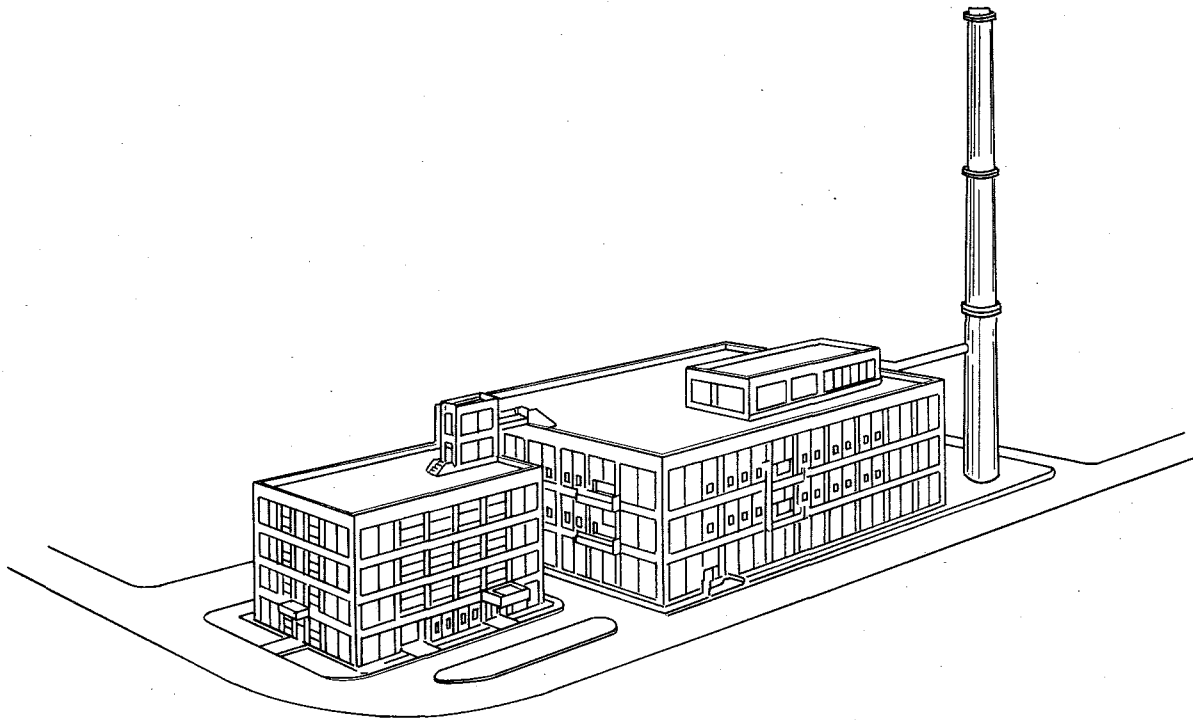


図 2.1-1 ガラス固化技術開発施設鳥瞰図

Vシステム等との連携による遠隔保守のシステム化の採用。

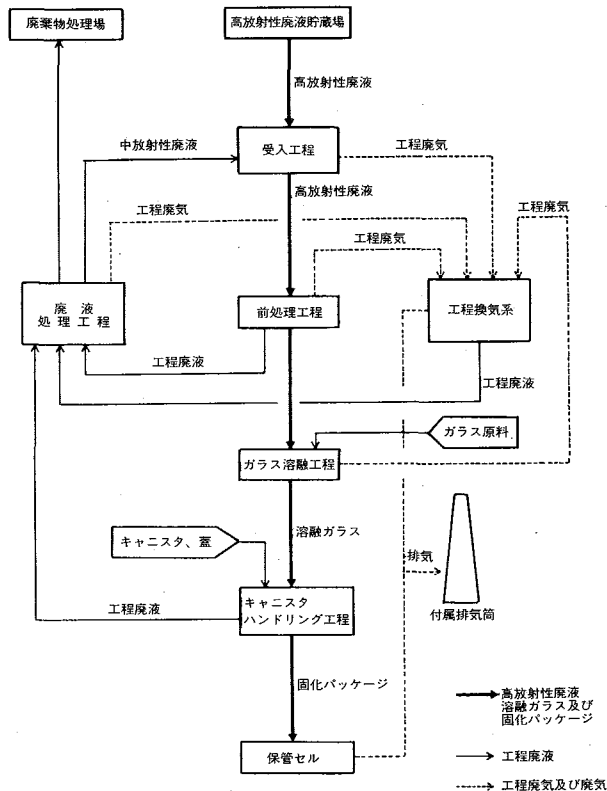


図 2.1-2 主要工程ブロックフロー図

- (2) プロセス機器の交換を容易にするラックシステムの採用。
- (3) 遠隔操作機器（マニピュレーションシステム等）の集中配置による遠隔保守の効率化をねらいとした大型セルの採用。
- (4) 大型セルにおける低風量換気システムの採用
- (5) 遠隔操作による除染、解体、補修の採用。

遠隔保守方式を採用している大型セル（固化セルと呼称する）の鳥瞰図を図 2.1-3 に示す。

ここでは、プロセス用機器は単体ごとにセル内に据付けるのではなく、数個の機器を集めてモジュール化し、モジュールごとにラックに組込んで（＝ラックシステム）。ラックはセル背面壁及びセル床に機械的に固定されており、必要に応じて機械的固定は解除できる。ラック外との配管類の接続には遠隔継手が組込まれており、ラックの装脱着が遠隔操作で可能となっている。ラック等の大型機器はインセルクレーンを用いて移動を行う。遠隔継手の装脱着、ラック内の小型部品等の交換は、マニピュレータシステムにて行う。

また、固化セル（＝大型セル）はセル容積が大きいため、通常の換気方式では総排気量が大きくなりこれに伴いフィルタ及び換気ダクトサイズ等も大きいものが必要となり、経済的ではない。そこで、セ

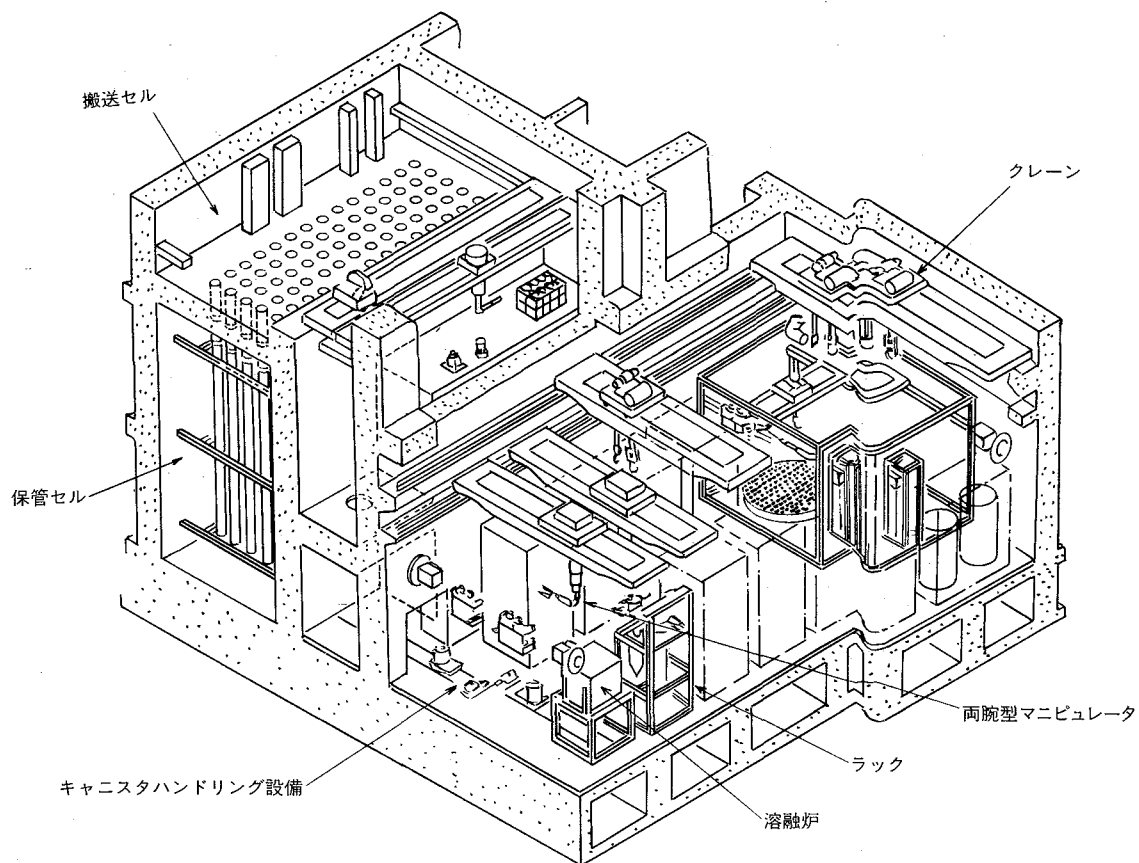


図 2.1-3 固化セル鳥瞰図

ルの換気回数を1日1回程度とする低風量換気システムを採用することにより解決を計る計画である。このシステムでは、通常の換気方式の機能を、

- (1) セルの除熱は換気ではなく、インセルクーラで行う。
- (2) セルの負圧維持は、セルへの給気量を制御することで行う。
- (3) セル内雰囲気のもろ過は、工程換気系へ導き処理することで行う。

の様に分けて行うことにより目的を達するものである。

7. 海外におけるガラス固化施設の現状

世界各国のガラス固化技術は大きく3つのグループに分けることができる。即ち、

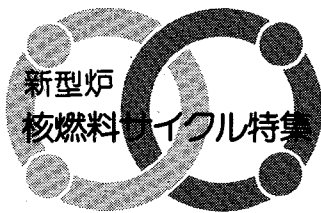
- (1) 米国、西ドイツ、英国、日本などで開発中の直接通電ジュール加熱型セラミックメルタープロセス。
 - (2) フランスで開発されたAVM (AVH) プロセス (廃液をロータリキルンで煅焼し、その後高周波外部加熱金属メルターでガラス溶融する。)
 - (3) インドで開発中の半連続式ポットガラス固化法
- それぞれの技術はすでに実用化あるいは実証化の段階にある。各国のガラス固化施設を表2.1-2に示す。

表 2.1-2 各国の主な高レベル放射性廃液ガラス固化施設

国 名	プラントまたはプロジェクト名	ガラス溶融基本方式	ガラス製造能力 (kg/hr)	実 績	備 考
米 国	R L F C M	L F C M	15	・'84より、放射性核種をドーブしたガラスの製造開始	・米国のLFCMの開発運転実績 コールド'73～'84、ホット (大型) '84～
	D W P F	L F C M	104	施設建設中 (SRP)	・'89よりホット運転開始予定
	W V D P	L F C M	45	施設建設/コールドテスト	・'84よりコールドテスト、'88よりホット運転開始予定
	H W V P	L F C M	45	設計研究中	・'86より概念設計、'93より運転開始予定
西 独	P A M E L A	L F C M	31	・本プロジェクトのため、KfK及びDWKの工学試験で100トン以上のコールドガラス製造	・本プラントは'81着工、'84コールド試験、'85、10月より、ホット運転開始 廃液約50m ³ 処理し、約410本のガラス固化体を製造 (製造ガラス重量62ton)
	W A - W	L F C M	31	設計研究中	・コールド試験設備を建設中。 '86よりコールド運転予定 ・WA-Wの再処理工場は1993年頃運転開始の予定
仏 国	A V M	A V M 法	15	・'78よりホット運転開始 ・'81までに主としてガス炉燃料再処理 廃液約995m ³ 処理し、約1320本のガラス固化体を製造 (製造ガラス重量450ton)	
	A V H	A V M 法	25	・800トン/年規模再処理廃液ガラス固化施設をラ・アークに建設中 ・UP-2用 '86末頃完成予定 ・UP-3用 '88頃完成予定	・AVHは25kg/hrの処理プロセスが3系統設けられる由
英 国	W V P	A V M 法	25	・'83より仏から技術導入、'80年代末ホット運転予定	・AVM方式を導入したが、将来に備えLFCMの開発を進めている。
日 本	ガラス固化技術開発施設	L F C M	9	・工学試験/モックアップ試験で144トン以上のコールドガラス ・'82よりCPFにて実廃液固化試験開始 安全審査準備中	・'87より建設、'91よりホット運転開始予定
	JNFS再処理施設	ガラス固化法に関し設計基本構想の調査 (D C S) を実施し、 動燃はそのコンサルティングを行った。			・'95より運転開始予定

略 語 表

LFCM	(Liquid Fed Ceramic Melter)	液体供給式直接通電型セラミックメルター
DWPF	(Defense Waste Processing Facility)	軍用廃棄物処理施設 (米)
HWVP	(Hanford Waste Vittrification Plant)	ハンフォードガラス固化プラント (米)
RLFCM	(Radioactive Liquid Fed Ceramic Melter)	ホット試験用大型セラミックメルター (米)
SRP	(Savannah River Plant)	サバンナリバープラント (米)
WVDP	(West Valley Demonstration Project)	ウェストバレーガラス固化プラント (米)
AVH	(Atelier de Vitrification La Hague)	ラ・アークガラス固化プラント (仏)
AVM	(Atelier de Vitrification Marcoule)	マルクールガラス固化プラント (仏)
PAMELA	(Pilotanlage Mol zur Erzeugung Lagerfabiger Abfalle)	モルガラス固化パイロットプラント・パメラ (西独)
WA-W	(WA-Wackersdorf)	バックスドルフ再処理プラント (西独)
WVP	(Windscale Vitrification Plant)	ウィンスケールガラス固化プラント (英)
CPF	(Chemical Processing Facility)	高レベル放射性物質研究施設 (PNC)



放射性廃棄物の処理

2. 高レベル廃棄物対策

2.2 CPFにおけるホット試験

東海事業所環境工学部
高レベル廃棄物処理処分技術開発室

資料番号: 59-17

2.2 Development of Vitrification Test in Chemical Processing Facility.

High Level Waste Conditioning and Isolation Technology
Development Section, Waste Management Technology
Development Division, Tokai Works.

CPF ガラス固化試験系列では、昭和57年度より高レベル放射性廃液を用いたガラス固化ホット試験を実施した。これらの試験を通し、事業団の進めているガラス固化プロセスが実廃液に適用し得ることを確認するとともに、固化プラント安全審査に対応した各種データの取得を実施している。また、各ランで製作した固化体については、各種物性評価試験を実施し貯蔵・処分関連データの蓄積を図っている。

Key Words: High Level Radioactive Waste, Vitrification, Liquid Fed Ceramic Melter, Waste Disposal, Nuclear Waste Management, Evaluation of High-Level Solid Waste, Chemical Processing Facility.

2.2 CPFにおけるホット試験

2.2.1 施設及び工程の概要

高レベル放射性物質試験施設(CPF)におけるガラス固化試験は、CPFのガラス固化試験系列(CPF B系列)において実施している。CPF B系列は、連続する5つのセル(CB-1セルからCB-5セル)とX線マイクロアナライザー用の1つの付属セル(EPMA付属セル)から成り、実廃液を用いたガラス固化試験及び作製したガラス固化体の評価試験を行っている。

CPF B系列の試験セル概要を図2.2-1に示す。ガラス固化試験プロセスを以下に述べる。

(1) 受入れ・調整

ガラス固化試験用の高レベル放射性廃液(以下HLLWという。)は、サンドリオン型輸送容器を用いて再処理工場またはCPFの高速炉燃料再処理試験系より(CPF A系列)から受入れる。受入れたHLLWは必要に応じてコールド試験で用いる模擬廃液と混合し放射能濃度の調整等を行う。

(2) 脱硝・濃縮

調整済のHLLWは、所定濃度まで濃縮し必要に応じて酸濃度調整等の前処理を行っている。

(3) ガラス溶融

混合槽でHLLWとガラス原料を混合後、生成したスラリをガラス溶融炉へ供給し溶融する。

CPFに設置されているガラス溶融炉は、直接通電セラミックメルターとポットメルターの2型式がある。セラミックメルターは、間接加熱ヒーター及び直接通電電極によるジュール加熱によって供給した廃液スラリを溶融した後、ステンレス製キャニスター(φ76mm×600mmH)に流下する。1キャニスターあたりのガラス重量は2~4kgである。ポットメルターはインコネル製のポットをヒーターで間接加熱しポット内で廃液スラリを溶融後、同一ポットで固化する構造になっている。1ポットあたりのガラス重量は約0.5kgである。

(4) オフガス処理

ガラス固化試験のオフガスは、HEPAフィルタ洗浄塔等の組合わせで処理している。

(5) 蓋溶接及び保管

ガラスを流下した後、キャニスターを徐冷し、キャニスターの蓋の溶接を行う。蓋溶接後は、固化体の評価試験までCB-3セルの固化体貯蔵ピットに

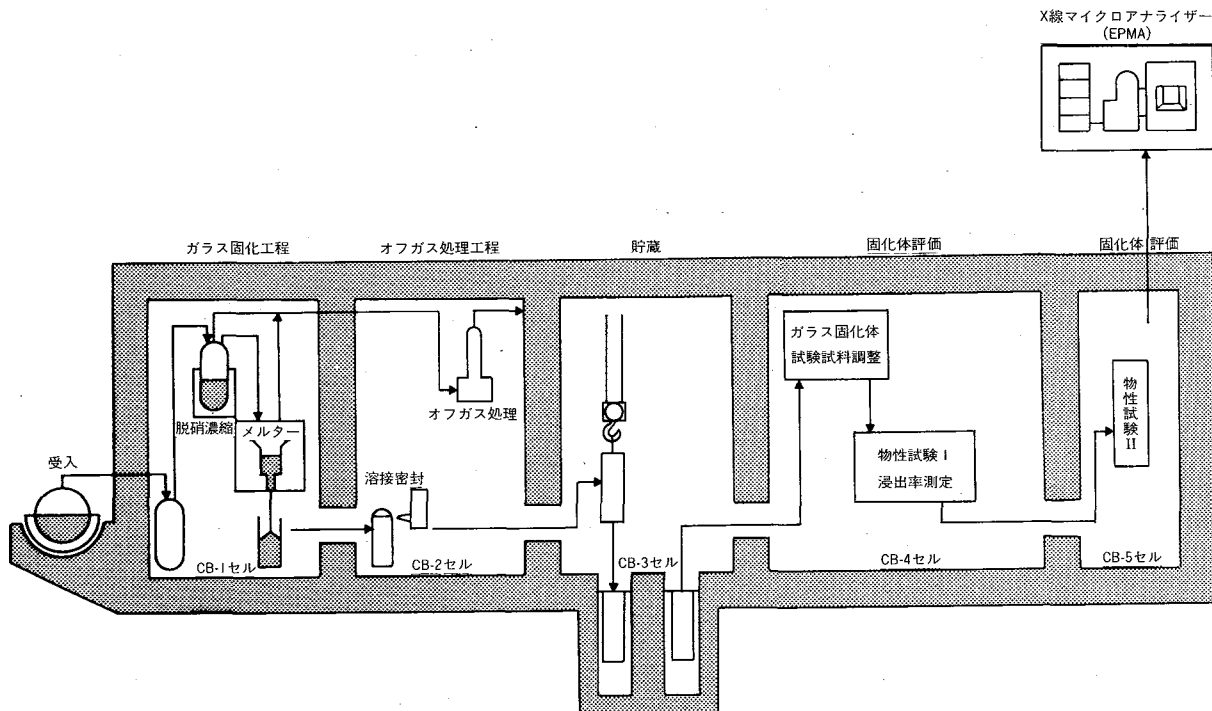


図 2.2-1 CPFガラス固化試験系列(B系列)試験セル

貯蔵する。

(6) 非破壊試験

作製したガラス固化体は、CB-3セルで固化体中の核種分布を調べるためのγスキャンニング及び発熱量測定を行う。

(7) 破壊試験

破壊試験としては、固化体の切断・研磨の後、密度測定、光学顕微鏡観察、X線マイクロアナライザー(EPMA)観察による元素分布の観察を行っている。

2.2.2 試験経過

実廃液を用いたガラス固化試験は、昭和57年12月以来、再処理工場小型試験設備(OTL)及びCPFの高速炉燃料再処理試験(CPF A系列で実施)で調整されたHLLWを用いて約0.2~1.5ℓのガラス固化体を各試験で作製した。

模擬廃液の中に添加する実廃液の放射エネルギーを徐々に増加してガラス固化体中の含有放射エネルギーを徐々に上げ、ガラス固化試験設備の基本性能把握、オフガス挙動の把握等基本的試験を実施した。その後、廃液約3700Ciを使用してガラス固化技術開発施設の設計仕様に比放射能が略同程度のガラス固化体を作製した。高速炉燃料再処理からのHLLW固化試験を実施した。これらの試験を通じて装置特性の把握及びオフガス中の粉塵量Ru挙動等を測定した。

作製した固化体については、各種物性評価試験を実施し、貯蔵・処分関連データの蓄積を図っている。

2.2.3 ガラス固化試験

(1) 固化体作製

CPFにおけるガラス固化試験は、セラミックメルターを用いた軽水炉使用済燃料の実廃液試験としては、世界に先がけたものであり、貴重な結果が得られた。またポットメルターを用いて2回、100%実廃液固化体を作製し固化体の評価を実施中である。

(2) オフガス挙動

ガラス固化試験におけるオフガスの挙動についてもサンプリング等により調べ、オフガス中の微粉塵の量Cs等核種の挙動についてデータが得られた。各核種ともフィルターシステムと洗浄塔等の組合わせで除去できた。

2.2.4 固化体物性評価

作製したガラス固化体について固化体の評価試験を実施し、以下のような結果を得た。

(1) γスキャンニング

固化体をセル内の走査装置にセットしセル外に設置したGe半導体検出器で、固化体軸方向のγスキャンニングを実施した。核種は、Cs-134、137、Eu-154、Rh-106(Ru-106)の4核種を測定し、各核種ともガ

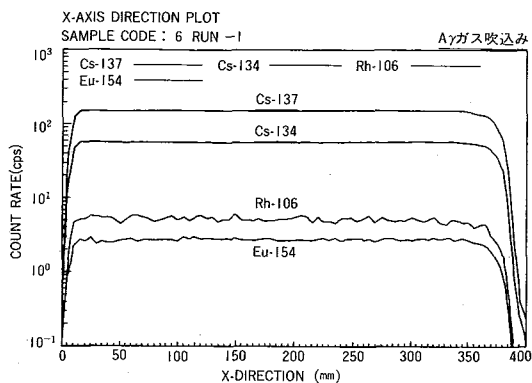


図 2.2-2 固化体軸方向γスキャンニング測定結果

ス固化体中に偏在していないことを確認した。固化体のγスキャンニング測定結果を図 2.2-2 に示す。

(2) 発熱量測定

熱量計法により固化体の発熱量測定を実施した。測定の結果は、ORIGENコードを用いて計算した値とほぼ同一であった。

(3) 密度測定

アルキメデス法により密度測定を行った。密度は廃液組成等の違いにより固化体ごとに多少の違いが見られたが、コールド試験で作製したガラス固化体とほぼ同じ値で、 $2.8\text{g}/\text{cm}^3$ 前後であった。

(4) 特性温度

示差熱分析法により転移点・屈伏点の測定を実施

した。

どの固化体も転移点は 500°C 付近、屈伏点は約 520°C であった。

(5) 光学顕微鏡、EPMA 観察

試料を研磨処理した後に光学顕微鏡観察及び EPMA 観察を行った。全体として均一な固化体であり微小な金属光沢を有する部分が認められ、それらは白金属元素であった。

(6) 浸出試験

MCC-1 法に準じた方法で静的浸出試験を実施した。

28 日間の浸出試験における重量減少は、 $8 \sim 9 \times 10^{-4} \text{g}/\text{cm}^2$ でコールド試料での同一条件における浸出試験結果とほぼ同一であった。浸出液から測定された主要核種は Cs-134、137 であった。

2.2.5 今後の計画

今後は、各ランで作製したガラス固化体の物性評価試験を継続し、固化体の健全性評価、貯蔵・処分関連データの蓄積を図って行くとともに、固化体の CT スキャンニング測定技術の開発を進める予定である。

今後、新たに試験を進めていく項目としてはホットによる処分関連の試験で、実固化体を用いて処分環境条件を模擬した試験を進め、処分に関する基礎データの充実を図っていく。



放射性廃棄物の処理

2. 高レベル廃棄物対策

2.3 プロセス技術開発

東海事業所環境工学開発部

高レベル廃棄物処理処分技術開発室

資料番号：59-18

2.3 Development of Vitrification Process

High Level Waste Conditioning and Isolation Technology
Development Section, Waste Management Technology
Development, Division, Tokai Works.

高レベル廃液をガラス固化するためのプロセス技術の開発と実証を目的として、工学試験設備及びモックアップ試験設備が建設され、試験が実施されている。これらの設備における開発の内容とその結果を、前処理、ガラス溶融、キャニスターハンドリング及びオフガス処理の各工程について紹介した。

また、このプロセスで製造される固化体の組成・物性の開発の現状についても述べた。

Key Words: High-Level Waste, Vitrification, Process Technology, Mock Up Test, Product Characterization.

2.3 プロセス技術開発

(1) はじめに

ガラス固化技術を実規模にて実証するために、昭和54年度に工学試験設備が、また昭和57年度にモックアップ試験設備が建設され、現在まで模擬高レベル廃液を使用しての試験が行われている。図2.3-1にモックアップ試験設備のプロセスフローシートを示す。ガラス固化プロセスは、前処理工程、ガラス溶融工程、キャニスターハンドリング工程及びオフガス処理工程より成る。以下に、各工程における技術開発及びガラス固化体の組成・物性について紹介する。

(2) 前処理工程

高レベル廃液の前処理及びエアリフトポンプによる定量供給が重要な技術開発項目である。

前処理技術としては、ガラス溶融炉からのルテニウムの揮発を防止することを目的として、以前はギ酸による脱硝濃縮技術の開発を行ってきた。しかし、ルテニウムの揮発量及びオフガス処理機器での除去性能を測定した結果、脱硝は行わなくてもプロセス

として十分処理できると評価されたので、脱硝は採用しないこととした。現在ではガラス溶融炉へ供給する水分量を極力少なくし、炉の負荷を軽減することを目的とした廃液の濃縮についての試験を継続している。

また、製造される廃棄物ガラスの品質管理においては、ガラス溶融炉への高レベル廃液の定量供給性が重要であるので、二段エアリフトポンプによる試験を継続して行っている。

(3) ガラス溶融炉技術開発

ガラス固化技術開発施設で採用するガラス溶融炉には、その溶融能力に加えて、良好な操作性、保守性が要求される。このため、一般のガラス産業で使われている溶融技術をベースに、ホット施設での運転が可能なガラス溶融炉の完成を目指して、技術開発を行って来た。

溶融炉として、①高レベル廃液を液体のまま溶融炉に供給し、溶融炉で乾燥、仮焼、溶融を行う。②溶融炉の炉材がセラミックである、③ガラス加熱方法として溶融ガラスに通電する、いわゆる Liquid

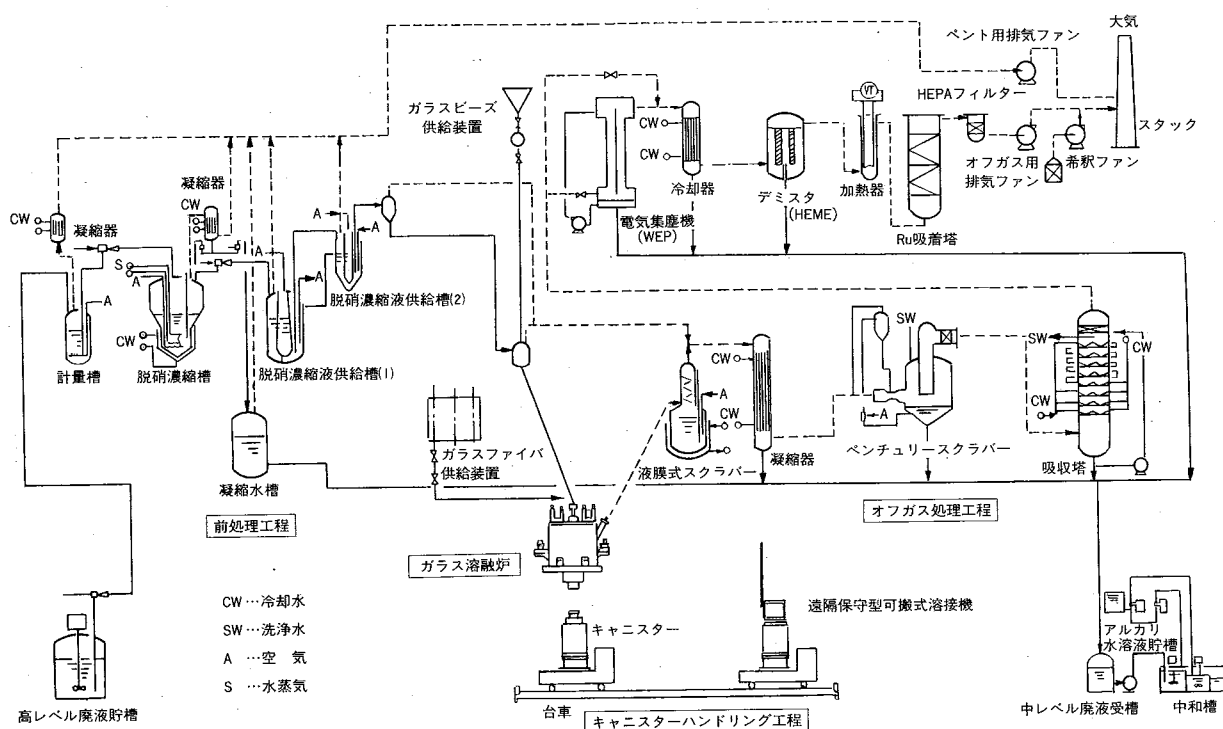


図2.3-1 ガラス固化モックアップ試験設備プロセスフローシート(1986年7月現在)

Fed Ceramic Melter (LFCM)に基づく溶融プロセスの開発を工学試験設備モックアップ試験設備を用いて実施して来た。

溶融炉には、炉材として高温で溶融状態のガラスに対する耐食性に優れた電鍍クロムレンガを、直接通電電極や流下ノズル材料としては、クロム含有耐熱合金を使用している。これらの材料を使用した、上記試験設備の運転経験から、溶融炉の主要構成材は、5年の設計寿命を持たせることができる見通しを得ている。電鍍クロムレンガ外側には、断熱効果をはかるため数種の材料を組み合わせ使用し、外側はステンレス鋼製のケーシングで覆っている。これによって、熱効率良くガラス溶融運転を行うと同時に、高温高放射能のガラスを閉じこめるプロセス機器としての健全性を確保している。

直接通電加熱は、溶融ガラスに直接電流を流して発生するジュール熱を加熱源としている。起動時には、ガラスに電流が流れる温度まで昇温加熱する必要があり、この目的のために遠隔保守可能なSiC発熱体を炉上部に設置している。

LFCM法によるガラス溶融運転では、廃液は液体のまま、ガラス原料とともに溶融炉に供給される。初期のプロセスでは、ガラス原料として、諸外国の

ガラス固化プロセスと同時に、粉末状または粒状のガラスを使用していた。

その後、溶融工程における供給性、溶融性を改善するため、ガラス繊維を円筒状に成形したカートリッジと呼ぶガラス原料に、予め高レベル廃液を浸み込ませてから溶融炉に供給する運転技術を開発した。

これにより、従来の供給方式に比べオフガス系に飛び出すミストや粉塵量を低減することができた。加えて、溶融運転の制御状態がより安定し、炉材料に与える熱影響も軽減するなどの効果が得られている。

溶融されたガラスは、炉底部の流下ノズルからキャニスターにバッチ的に流下される。流下ノズルは、ガラスを流下する際には加熱し、流下停止時には加熱を止めて空気冷却する方式、すなわちガラス自体の固相・液相への変化を利用してバルブの機能を持たせた、フリーズバルブである。

ノズルの加熱方式として、高周波加熱及びノズル自体の電気抵抗を利用した抵抗加熱の二方式を開発し、使用している。

溶融炉の運転状態を把握するための計装システムの開発も並行して実施し、特に溶融ガラスの液面を検出するため、電気抵抗検知式のレベル計を開発し

た。

さらに、炉内の溶融ガラスの温度分布や流動分布を、直接通電加熱の入力や炉内測温点のデータをもとに解析するコードの開発も実施している。

(4) キャニスタハンドリング技術開発

キャニスタハンドリング工程は、溶融ガラスを溶融炉からキャニスタへ定量注入し、蓋の溶接、表面の除染及び必要な検査を行い、保管セルに収納するまでをいう。

保管工程では、固化パッケージを保管セル内に格子状に配置する垂直な冷却ピット内に多段積みし、空冷により除熱する予定である。

キャニスタハンドリング及び保管工程に関連して実施している技術開発の概要を以下に述べる。

固化パッケージの特性を把握するために、実形状キャニスタに模擬ガラスを注入し、温度分布、キャニスタ変形量、残留応力を測定した。さらに、ガラス固化体内部の観察を行い、蓋溶接のタイミングや保管・貯蔵施設の設計に必要な諸データを得るとともに、温度分布解析コードの有効性を実証した。

固化パッケージのハンドリングは施設側で万全な取扱い対策を講ずるため固化パッケージの落下はありえない。しかし万が一、固化パッケージが落下した場合を想定して落下試験を実施し、健全性を確認するとともに、解析結果との比較を行った。

貯蔵ピットの耐震性については、実規模のピットを用いて加振試験を実施し、地震遭遇時の冷却ピット及び固化パッケージの健全性を確認した。さらに、別途実施した耐震解析結果と試験結果とを比較し、解析による耐震評価が有効であることを確認した。

蓋部の溶接はノンフィラTIG溶接で行う予定であり、溶接機を製作し健全な溶接部が得られることを確認した。

ガラス固化体の温度解析を行うためには、ガラス固化体の熱伝導率が必要である。熱伝導率についてはガラスの基本物性の1つとして測定しているとともに、実形状固化パッケージを製作して測定を実施し十分なデータを得ている。

固化パッケージの保管、貯蔵は、多数ピットに多段積みで収納し冷却する予定である。冷却システムの設計を行うためには、各ピットへの冷却風量分配特性と1ピット内の伝熱特性を把握しておく必要がある。

風量分配特性は、12行×12列の冷却ピットを有する $\frac{1}{6}$ スケールモデルによる試験を実施し、積段数、

使用ピット数等を変化させて各設計因子の影響を確認した。1ピット内の伝熱特性は、実規模の冷却ピット内に実形状発熱パッケージを多段積みし、試験データを取得するとともに、別途実施した解析結果との比較を行い、解析手法の有効性を確認した。

さらに、ガラス固化体の内部情報を収集するために、CT*スキャン法を用いた非破壊検査技術を開発している。

(5) オフガス処理工程

オフガス処理工程では、微粉塵及びミストの除去揮発性ルテニウムの除去及びNO_xの除去が重要な技術開発項目である。モックアップ試験設備のガラス溶融炉に模擬高レベル廃液及びガラス原料を供給しての試験、及びトレーサを用いての実験室スケールの試験等により、オフガス処理技術の開発を行ってきた。

ガラス溶融炉から発生するオフガス中の微粉及びミストは、スクラバー、ベンチュリスクラバー、吸収塔、デミスタ及びHEPAフィルターで除去される。また、NO_xは主に吸収塔で、揮発性ルテニウムはスクラバー、吸収塔及びルテニウム吸着塔で除去される。

微粉除去技術としては、特にサブミクロン粒子の除去が重要であり、高性能の微粉除去装置の開発とサブミクロン粒子測定装置の製作を行ってきた。ガラス溶融炉から発生するオフガス中の微粉塵については、原料形態や溶融炉空間温度の影響による粒子の飛出率や粒径を確認している。スクラバーからデミスタまでの各オフガス処理機器について、各機器の入口及び出口における微粉塵の量や粒径分布を測定し、また各機器の槽内洗浄液またはドレン液をサンプリング・分析して主要な元素の物質収支を評価した。これらの結果、ガラス溶融炉からの粉塵飛出率や各オフガス処理機器の除塵性能が確認された。

ガラス溶融炉から飛出す揮発性ルテニウムの飛出量やスクラバー出口での存在量は、ルテニウムガスサンプラーで測定した。また、各オフガス処理機器の洗浄液をサンプリング分析して、ルテニウムの物質収支を評価した。これらの結果、ガラス溶融炉から飛出す揮発性ルテニウムと粉塵性ルテニウムの割合やスクラバーでのルテニウム除去率を把握できた。

さらに、RIトレーサを用いた実験室スケールの試

* Computed Tomograph

表 2.3-1 ガラス固化体組成の例

ガラス原料	(75) (wt%)
SiO ₂	43~47
B ₂ O ₃	14
Li ₂ O	3
ZnO	3
Al ₂ O ₃	3.5~5
BaO	0~3.5
廃棄物(酸化物)	(25)
核分裂生成物	10
Na ₂ O	10
その他	5

験により、ルテニウム吸着塔における揮発性ルテニウムの挙動を把握した。ルテニウム吸着塔に使用する吸着剤としてはシリカゲルを選定した。

吸収塔などの処理機器におけるNO_x除去性能は、ガスサンプラーによりオフガス中のNO_x濃度を測定して評価し、十分であることを確認した。

スクラバーとしては、今までに液膜式のものの性能評価を行ってきた、現在サブマージドベッドスクラバーの試験を実施中である。これは、米国のガラス固化プラントに設置が予定されている装置であり、オフガス処理工程の除塵性能を一層向上せしめることが期待されている。また、微粉塵及びミストの除去装置として、電気集塵装置が有効と考えられる。これは、現在モックアップ試験設備に設置して試験中であり、高い除去性能を示している。

(6) ガラス固化体の組成・物性

ガラスの基本組成系としてホウケイ酸ガラスを選定し、ガラス原料組成の開発、廃棄物含有率の最適化と廃棄物成分の許容変動中の確認等を約 600 種類のガラスの溶融試験により実施してきた。これらのガラス組成の検討は、主としてガラスの溶融性、化

学的耐久性、相分離の防止等を考慮して行った。代表的なガラス固化体組成の一例を表 2.3-1 に示す。

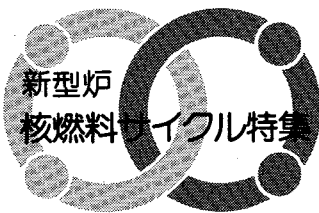
ガラス固化体の基本的物性の一例は、密度(室温) 2.7~2.8g/cm³、熱伝導率(室温)約0.9W/m℃、熱膨張率約80~90×10⁻⁷/℃、転移温度500℃前後、軟化点600℃前後、ヤング率(室温)約8×10¹⁰N/m²、ポアソン比(室温)約0.25である。これら諸物性のガラス組成に対する変動は比較的小さいことを確認している。

ガラス固化体の化学的耐久性は、通常、水への浸出率によって評価される。浸出率は様々な因子によって支配されるので、温度、圧力、時間、溶液の組成・pH・流速等のパラメータを広範囲に変化させてデータの取得を行ってきた。これらの諸因子が固化体の浸出に及ぼす影響に関しては、固化体自身の持つ基本特性としての評価をほぼ終了した段階にある。また、地層処分を想定した固化体の性能評価として、長期の浸出試験、岩石・緩衝材・容器材料等の共存効果の評価、実規模スケールガラス固化体の浸出評価等を実施し、長期的な浸出挙動に関するデータの蓄積を行っている。

ガラス固化体の熱的安定性に関しては、長期熱処理試験(1~3年)を実施し、転移温度以下に保持すれば、固化体は結晶化せず長期的に安定であることを確認した。また、安定性評価として、結晶化を起こさせたときの浸出挙動も把握したが、浸出率には顕著な変化がないことを確認した。

放射線による固化体の照射効果としては、その影響が最も大きいと考えられるα崩壊を中心に評価を実施した。α崩壊の模擬として、B(n,α)Li反応を利用したα線の内部照射による評価を行い、浸出特性等の物性に大きな変化がないという結果を得ている。

以上のような動燃ガラス固化体の組成・物性は、諸外国で開発されたガラス固化体との比較において略同等である。



放射性廃棄物の処理

3. 低レベル廃棄物対策

3.1 TRU廃棄物処理技術開発

東海事業所環境工学開発部減容技術開発室

資料番号：59-19

3.1 Development of TRU Waste Treatment Technology

Waste Consolidation Technology Development
Section, Waste Management Technology
Development Division, Tokai Works.

TRU廃棄物処分の考え方をまとめた。TRU廃棄物発生量低減化技術としてグローブボックス解体と液体廃棄物を取りあげた。減容処理技術については、焼却処分技術、マイクロ波溶融固化技術、エレクトロスラグ溶融技術、酸消化法等種々の対象物に適した技術が開発された。最後に除染技術について述べた。

Key Words : TRU Waste, Volume Reduction, Incineration, Ash Melting, Acid Digestion, Decontamination.

3.1 TRU廃棄物処理技術開発

(1) TRU廃棄物処理の考え方

動燃におけるTRU廃棄物（プルトニウムなど超ウラン元素を含んだ廃棄物）の主な発生元は、再処理施設及びMOX燃料製造加工施設（以下MOX施設という。）であり、そのうち約40％はMOX施設からである。MOX施設では、TRU廃棄物を表3.1-1のように分類し、 α 焼却炉で焼却処理される可燃性廃棄物以外はコンテナ、ドラム缶などの専用容器に収納して保管貯蔵している。プルトニウムの利用の本格化に伴い、従来の貯蔵管理のみでなく、処理技術の開発が必要とされている。

MOX施設からのTRU廃棄物は、主にPuとUで汚染されたものでF.Pを含んでいない。また、放射線レベル及び発熱も小さく近接して取扱えるが、気密を保持して長期間管理をすることが必要である。

従って、廃棄物発生量低減化、廃棄物の減容安定化処理の技術開発が必要とされている。一方、廃棄物対策の観点からはTRU廃棄物中のTRU核種の

濃度により区分し、合理的に処分する考え方が原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会報告に示されている。この考え方に沿ってTRU廃棄物を合理的に管理するためには、廃棄物中のTRU核種含有量を少なくする除染技術並びに廃棄物中の極微量のPu等を非破壊測定する技術が必要となる。

TRU廃棄物処理に当っては、発生元での発生量を少なくすることはもとより、処理に際して減容効果が高く、処理後の物性が安定であり、また処理

表3.1-1 MOX施設でのTRU廃棄物の分類及び発生割合の現状

施設	分類		発生割合 (Vol.%)
	形態	種類	
MOX施設	可燃性	紙、布、木片類	20
	不燃性	金属類、ガラス類、フィルタ類 セラミック類	50
	難燃性 (含塩素)	ゴム類、プラスチック類、 塩ビ	30

設備については、操作が容易でかつコンパクト化が図れ安全性の高いことを考慮し、それぞれの廃棄物に適した技術を選定する必要がある。

(2) 発生量低減化技術

① グローブボックス解体撤去技術開発

プルトニウム燃料第一開発室、第二開発室には、現在約1000m²のグローブボックス（以下GBという。）が設置されている。設置後約20年を経過し、この間に使用目的の達成や変更、装置の老朽化等によりGBの解体撤去を行ってきた。安全性の高いGBの現場解体法として、図3.1-1に示すグリーンハウス方式による解体撤去技術が開発され実証化されている。本方式は、GBを設置している現場でGBを覆うようにグリーンハウスを設置し、作業者の出入に伴う汚染管理用の小さなグリーンハウスを2～3室接続するもので、作業者は汚染防護のためエアラインスーツを着装してグリーンハウス内に入室し、電動工具等を使用して解体作業を行うものである。

さらに、遠隔化、自動化をとり入れた新しい解体撤去技術開発を進めているところである。既に、内装機器解体設備及び大型GB分割法については、モックアップ試験を行い、その安全性、信頼性について確認されている。

② 放射性液体廃棄物の処理技術開発

MOX施設から発生する放射性液体廃棄物は、主に湿式回収工程・直接脱硝工程からの微量のPu、Uを含む廃液である。

MOX施設操業以来、廃液処理は凝集沈殿処理及び活性炭吸着法により処理してきたが、昭和58年から設備の更新を実施し処理量の増大を図り、以下のような一貫した廃液処理システムを確立した。

本設備に受入れた廃液は、廃液受入工程において廃液中の放射性物質質量等を確認し、凝集沈殿処理工程に移送される。凝集沈殿槽に供給された廃液は、塩化第2鉄、ポリ塩化アルミニウム、高分子凝集剤により含有するPu、Uを凝集沈殿処理する。処理された廃液は、さらに微量浮遊するフロック等を除去するため活性炭吸着処理を行い、後処理工程へ移送される。移送された廃液は、吸着効率を向上させるためにpH調整後、亜鉛電着活性炭及びキレート樹脂吸着処理により極低レベル（ $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/ml}$ ）まで除染可能である。

(3) 減容処理技術

① 可燃性廃棄物焼却処理技術開発

可燃性廃棄物焼却法として固定床式焼却炉による焼却減容処理技術開発を進め現在ホットでの実証化運転を行っている。

本設備は、焼却炉本体、高温フィルタ等で構成されており、焼却炉は鋼板製ケーシング内に耐火レンガを積み上げた構造で2つの焼却室から成る。概略図を図3.1-2に示す。

高温フィルタは222本のキャンドルフィルタ（SU S製多孔円筒内面にろ材をプレコートしたもの）から成っており、排ガス中に同伴する未燃カーボンを捕集し再燃焼浄化する機能を有している。また、ろ材の充填量が約2kgと少量であること、圧力損失も $-10 \sim -20 \text{ mmH}_2\text{O}$ と非常に小さいという特徴がある。さらに排ガスは、ダイリユータで外気により希釈冷却された後、主排風機により $4000 \sim 4500 \text{ Nm}^3/\text{Hr}$ の割合で排出される。一方、汚染物を取扱う作業は全てGB内で行っており、設備系全体が気密構造となっている。

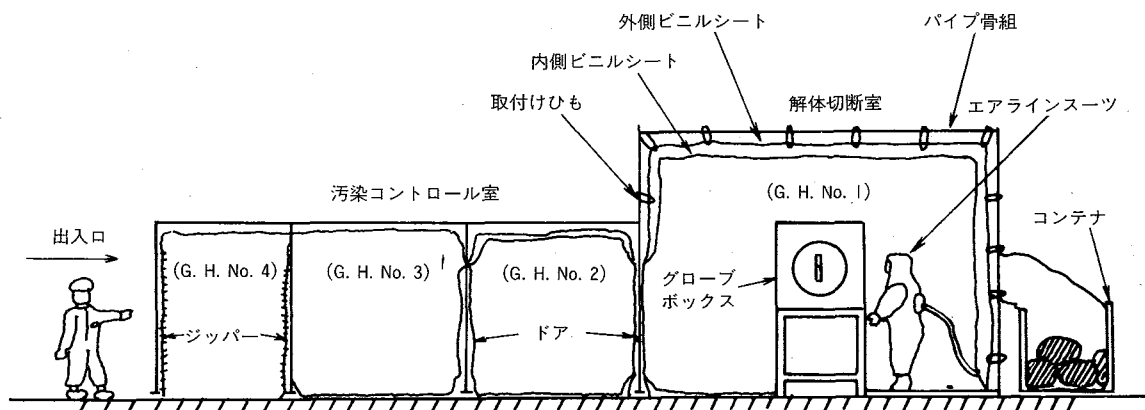


図3.1-1 グリーンハウス方式の概略図

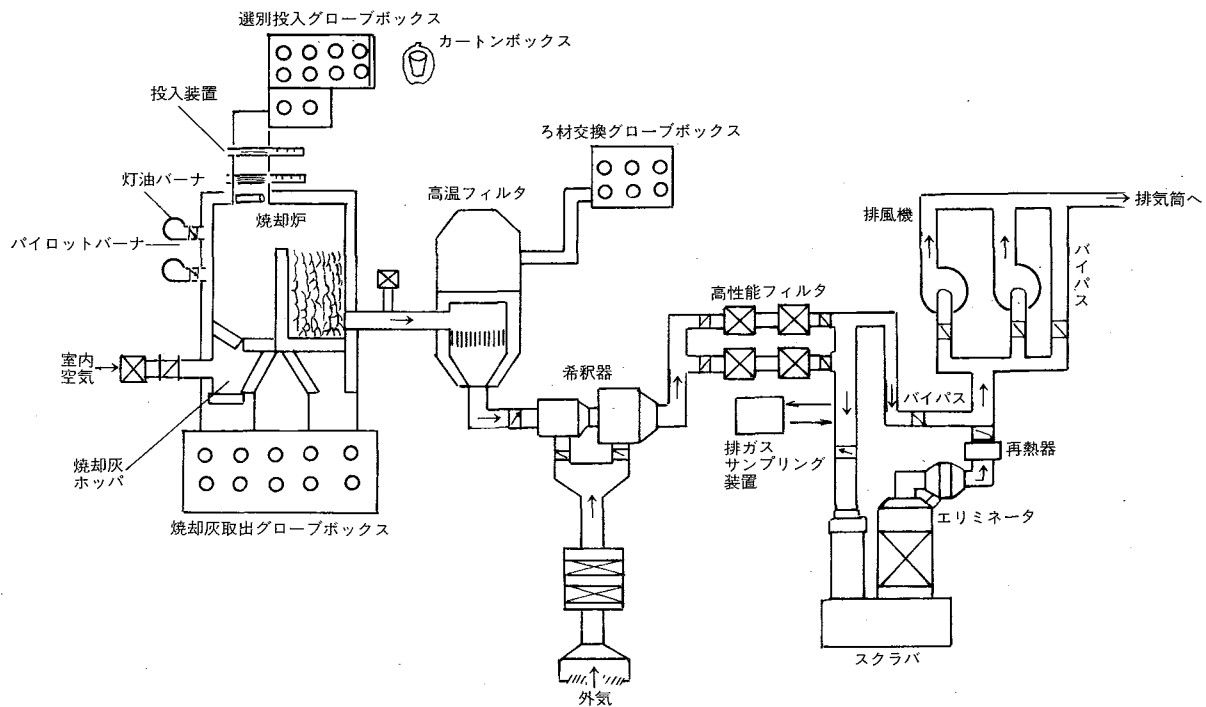


図 3.1-2 アルファ可燃性廃棄物焼却設備概要図

② マイクロ波溶融固化技術開発

可燃性廃棄物の焼却灰、HEPAフィルタの焼却灰、エレクトロスラグ溶融炉の廃スラグ、焙焼した酸消化残渣等の無機物の減容安定化法として、添加物を要しないことから他処理法に比べ減容効果が高く、装置が小型でかつ操作が簡単等の特徴を有するマイクロ波溶融法について技術開発を進めてきた。

このマイクロ波溶融法は、マグネトロンで発生さ

せたマイクロ波を導波管により導きチューナでマイクロ波を整合し焼却灰等に印加し、誘電加熱により約1400℃にまで焼却灰を加熱溶融するものである。焼却灰等ををつば内に連続供給していくと溶融面が上昇するに伴って下部から順次冷却固化できる。装置概略図を図3.1-3に示す。また湯面検知システム及び放電検知システム等の安全システムも併せて確立した。

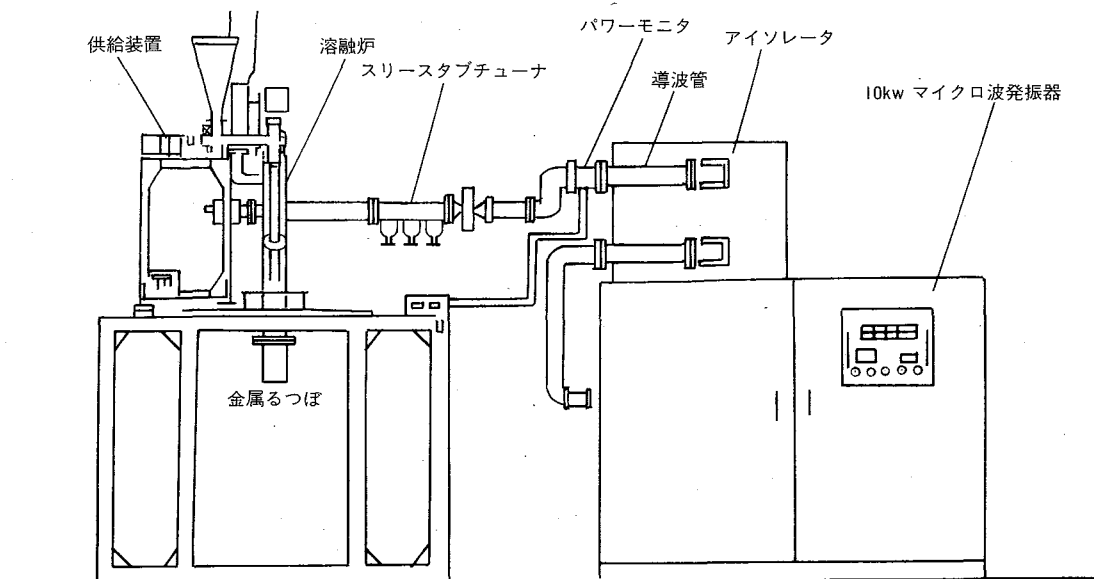


図 3.1-3 マイクロ波溶融設備概略図

焼却灰等はマイクロ波容融固化により約1/5の減容化が可能であり、また固化体は、高レベルガラス固化体と同等の浸出性能を有していることが確認され、安定性に優れたものであることが推測される。

③ エレクトロスラグ溶融技術開発

G B等の解体撤去及び内装設備の更新時に発生する廃棄物は主に金属廃棄物であり、約30cmの大きさに切断し約20kgの重量に調整後、ビニルバッグ等で密封した状態で保管容器に収納されている。このため、発生割合が多く貯蔵効率の悪い金属廃棄物に対して装置が簡単で二次廃棄物の発生量も少なく、また除染効果の期待できるエレクトロスラグ溶融法について技術開発を進めてきた。

本溶融法は、2本の電極を用いスラグ通電時のジュール熱によりスラグを約1600℃に加熱制御し、溶融スラグの熱量によって金属を溶融するものであり、金属投入量に伴い溶融面が上昇し下部から順次冷却固化され、溶融処理後はスラグ及び金属の2層の固化体となり、約1/20に減容安定化される。概要図

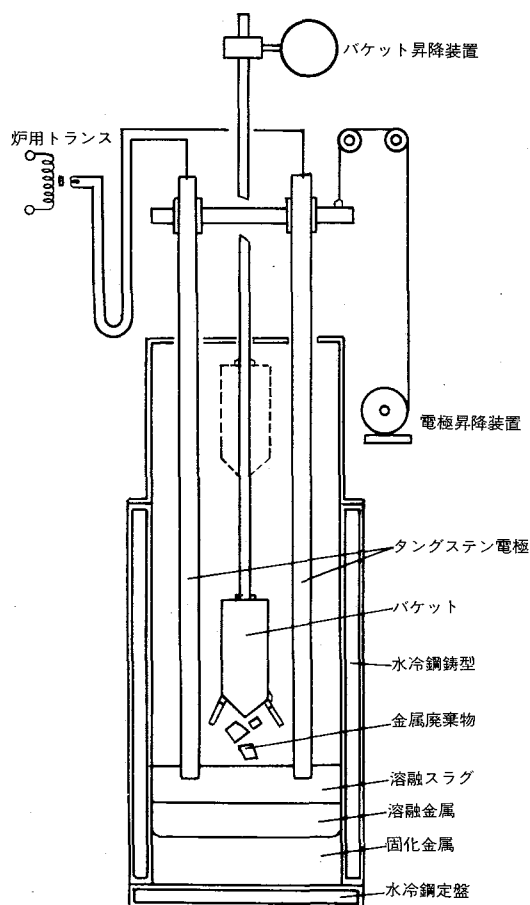


図3.1-4 エレクトロスラグ溶融炉の概要図

を図3.1-4に示す。

本設備は、二次廃棄物低減化のため非消耗タイプのタングステン電極を採用している。また、工学規模でのモックアップ試験を行い、スラグ着火方法、スラグ組成、廃棄物処理速度、スラグ再使用限界等の運転条件等を確立した。除染性についても模擬汚染物を用いた除染試験を行い、除染効果が期待できることを確認している。

④ 難燃性廃棄物処理技術開発

発生割合の多い難燃性廃棄物は、廃棄物中に含まれる塩素により既存の可燃性廃棄物焼却設備の適用が困難であるため、処理温度の低い(約260℃)酸消化法及び、装置がコンパクト化できかつ操作が簡単であるサイクロン焼却法について、主要部の耐食構造設計が可能な処理法について技術開発を進めてきた。

酸消化法は、反応槽及び排ガス吸収塔等で構成され、コールド試験により硫酸の分解作用、硝酸の酸化作用の2段階処理方式を開発し、また反応槽を小型化するために混酸(硫酸・硝酸)処理方式を確立した。一方、図3.1-5に示すホットスケールモデル試験設備により、 UO_2 、 PuO_2 、 $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ の3種類の核燃料物質を用いた反応槽から排ガス系への移行率評価試験を行い、P W T Fの設計条件となっている 1×10^{-3} の移行率を十分下廻ることを確認した。

サイクロン焼却設備は、図3.1-6に示すように焼却炉、急冷塔、排ガス処理塔から成り、廃棄物は炉内を浮遊巡回し約1000℃で完全燃焼する。これまでのコールド試験により、細断された難燃物の供給方法、空気・酸素混合ガス供給条件等の燃焼条件を確認すると共に炉壁内面のセラミック材(アルミナ製)の耐食性についても優れたものであることが確認されている。

(4) 除染技術

除染技術として、1つはG B等の大型設備及び機器の解体・更新時の二次廃棄物発生量が少なく、かつ作業性のよいフロンスプレー除染法、もう1つは区分管理の観点から金属廃棄物に対して高い除染効果が期待できる電解研磨除染法について開発を進めてきた。

フロン除染法については、フロン回収も含めたシステムを検討するため、模擬汚染物を用いたモックアップ試験を実施し、フロン使用量、噴射圧力、除染効果等の最適洗浄条件を求め、フロン除染設備の基本設計を行った。

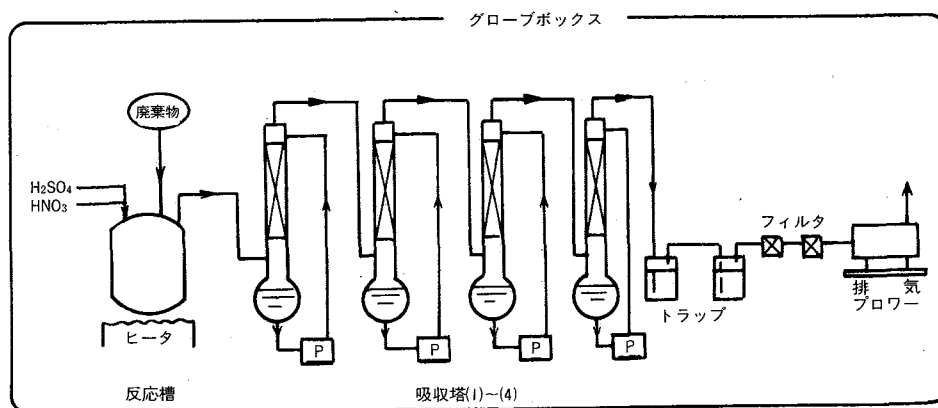


図 3.1-5 酸消化ホット試験設備概要図

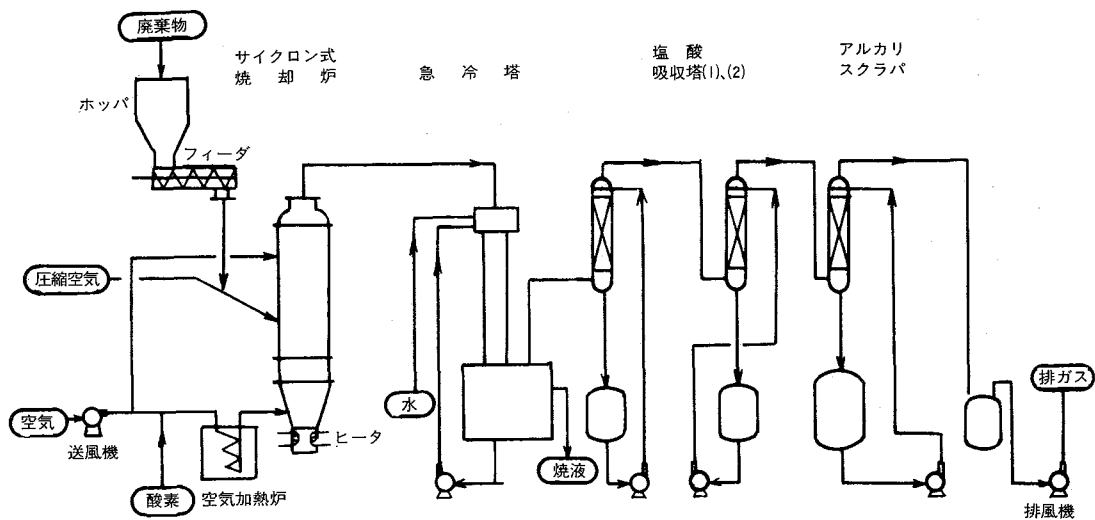


図 3.1-6 サイクロン焼却装置概要図



放射性廃棄物の処理

3. 低レベル廃棄物対策

3.2 プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) の建設

東海事業所環境工学開発部減容技術開発室

資料番号: 59-20

3.2 Construction of Plutonium Contaminated
Waste Treatment FacilityWaste Consolidation Technology Development
Section, Waste Management Technology
Development Division, Tokai Works

PWTFは低レベルのTRU廃棄物を一元的に処理し、減容処理する技術の実証化を図る施設である。主要設備として可燃性廃棄物処理設備、難燃性廃棄物処理設備、金属廃棄物処理設備、不燃性廃棄物処理設備がある。現在建設を進めており、62年度半ばに運開の予定である。

Key Words: PWTF, Low Level TRU Waste, Volume Reduction Technology, Combustible Waste, Chlorine Containing Waste, Metal Waste

3.2 プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF)
の建設

(1) 目的

TRU固体廃棄物の種類に応じた処理設備の研究開発は、国内外で行われており、特に可燃性廃棄物の処理設備として各種焼却炉が実証されつつある。

プルトニウム廃棄物処理開発施設（以下「PWTF」という。）では、TRU廃棄物のうち放射能レベルの低い固体廃棄物を系統的に処理し、減容処理技術の実証化を図る。

また、減容処理後の固化体特性等の基礎試験も行う。

(2) 設計思想

TRU廃棄物を取り扱うために、設備には β ・ γ 廃棄物、ウラン廃棄物よりも厳しい閉じ込め機能を持たせた。

閉じ込め設備として、グローブボックス（以下GBという）及びGBと同等の閉じ込め機能を有するものを使用した。

処理設備は、重量物であるため地下階に設置した。

処理設備間の処理対象物の移動は、2次廃棄物の発生量（バッグイン、バッグアウト時の塩化ビニルなど）低減化のため、トンネルなどを介して行う。

(3) 施設の概要

① 建屋

PWTFは、プルトニウム廃棄物貯蔵施設（以下「PWSF」という。）に隣接して建設し、連絡通路にて接続することによりPWSFとの有機的な利用を図っている。

建屋は、地下1階、地上3階の鉄筋コンクリート造、弱震耐火構造である。建屋面積約2000 m^2 、延床面積約7000 m^2 で、このうち管理区域は約5000 m^2 である。

建屋内にはエレベータを設置し、対象廃棄物、固化体などの移動を行う。

② 処理設備

PWTFで処理する対象廃棄物は、可燃性廃棄物（紙、布、ポリエチレン、HEPAフィルタなど）、

難燃性廃棄物（塩化ビニル、ネオプレングローブなど）、金属廃棄物（SS材、SUS材など）、不燃性廃棄物（焼却灰、酸消化残渣、廃スラグなど）である。

以下に対象廃棄物ごとの処理設備について述べる。

- ④ 可燃性廃棄物処理設備として、固定床式焼却法を採用している。この固定床式焼却炉は、仏国のCECEより技術導入したものである。

焼却設備の主要な構成は、焼却炉本体（1次、2次燃焼室、高温フィルタを含む）、廃ガス処理装置（ダイリュータ、HEPAフィルタ、スクラップを含む）、焼却灰取出装置（焼却灰切出機、粗破砕機を含む）、金属廃棄物仮焼装置（焼却炉本体に専用の仮焼棚を用いている）などから成り、処理能力約50kg/hrである。

可燃性廃棄物処理設備はGB外に設置されているが、焼却炉本体には、GBと同等の閉じ込め機能をもたせ、専用の排風機によって負圧維持を行っている。

焼却炉の運転は、炉油バーナにより燃焼室をあらかじめ昇温し、一定温度以上になった後に、遠隔操作により袋詰した可燃性廃棄物を1次燃焼室に投入し、焼却を開始する。

- ⑤ 難燃性廃棄物処理設備

難燃性廃棄物処理設備として、酸消化法とサイクロン式焼却法を採用している。

酸消化設備の主な構成は、反応槽、廃ガス処理装置（吸収塔、スクラップなどを含む）酸回収装置（濃縮塔、蒸留塔などを含む）、残渣処理装置（ろ過機、焙焼炉などを含む）などから成り、処理能力5kg/hrである。

酸消化設備は、すべてGB内に収納されていて、プルトニウムなどの閉じ込めは、このGBによって担保されている。

酸消化設備の運転は、硫酸を張込んだ反応槽を内熱ヒータにより240～250℃に加熱しながら、難燃物と硫酸の混合液を硝酸と共に反応槽に添加し、酸化・分解を行う。反応に使用される硫酸及び硝酸は、酸回収装置により回収され、再利用される。また、廃棄物中に含まれるプルトニウムは、残渣として回収できる。

サイクロン焼却設備の主な構成は、焼却炉、廃ガス処理装置（急冷塔、分縮塔、吸収塔、スクラップなどを含む）、酸回収装置（蒸留塔、蒸発缶などを含む）等から成り、処理能力は約5kg/hrである。焼却炉の材料として、セラミック（電融

アルミナ）を採用し、塩素等による腐食を防止している。

サイクロン焼却設備は、すべてGB内に収納されていて、プルトニウムなどの閉じ込めは、GBによって担保されている。なお、廃ガス処理設備については、塩化水素を含む廃ガスを冷却、吸収すると共に、放射性物質の捕集及び公害規制物質の除去を行い、規制値以下にした廃ガスを排気筒へ送る。

サイクロン焼却設備の運転は、細断した難燃物を空気と共に連続的に投入し、酸素富化空気と共に燃焼させることにより行う。

- ⑥ 金属廃棄物処理設備

金属廃棄物処理設備はコレクトロスラグ溶融法を採用し、その主な構成は、溶融炉（水冷銅鋳型）、廃ガス処理装置（サイクロン集塵機、ダストフィルタなどを含む）などから成り、処理能力は約1000kg/回である。

金属廃棄物処理設備は、すべてGB内に収納されていて、プルトニウムなどの閉じ込めは、このGBによって担保されている。なお、金属溶融時のヒュームなどを処理するために独自の廃ガス処理装置を設置し、この排気系を可燃性廃棄物の廃ガス処理系に継続している。

金属廃棄物処理設備の運転は、一定の粒状に破砕したスラグをあらかじめ溶融炉に投入し、タングステン電極によりアークを飛ばし、このジュール熱によりスラグを溶融する。次に、金属片を溶融スラグ中に投入し、金属を溶融して行く。溶融された金属は、溶融炉のなかで連続的に冷却され、スラグ層と鋳塊に分離される。

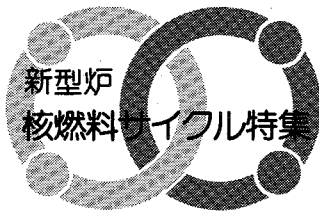
金属廃棄物中のプルトニウムは、スラグ中に移行する。

- ⑦ 不燃性廃棄物処理設備

不燃性廃棄物処理設備はマイクロ波溶融法を採用し、その主な構成は、溶融炉（金属ルツボ型）、廃ガス処理装置（吸収塔、スクラップなどを含む）マイクロ波発振装置等から成り、処理能力約5kg/hrである。

不燃性廃棄物処理設備は、すべてGB内に設置されていて、プルトニウムなどの閉じ込めを担保している。なお、溶融時に発生する腐食性ガスなどを処理するために、GB内に独自の廃ガス処理装置を設置している。

不燃性廃棄物処理設備の運転は、金属ルツボに



放射性廃棄物の処理

3. 低レベル廃棄物対策

3.3 固体廃棄物前処理施設(WDF)における大型廃棄物の処理

大洗工学センター管理部廃棄物処理課

資料番号：59-21

3.3 Dismantling of Large Solid Wastes in Waste Dismantling Facility (WDF)

Waste Management Section, Administration
Division, O-arai Engineering Center.

固体廃棄物前処理施設(WDF)は59年3月にホットインし、U系廃棄物、 β γ 系廃棄物を段階的に使用しての試運転を経て α 廃棄物の除染、解体処理を行っている。

ホットイン以降61年3月迄、約11トン、28m³の大型固体廃棄物を処理した。その結果、約1トンの高レベル廃棄物の90%を除染により低レベルにするとともに、遠隔でプラズマ溶断が支障なくできることを確認した。また、これらの処理経験を通じ、減容効果、二次廃棄物、安全性等に関するデータが得られた。

Key Words: TRU Waste, Dismantling, Decontamination, Frogman Suits, Plasma Cutting Robot, Volume Reduction, Secondly Waste.

3.3 固体廃棄物前処理施設(WDF)における 大型固体廃棄物の処理

1. はじめに

固体廃棄物前処理施設(以下「WDF」という)は、 β γ 廃棄物やTRU廃棄物のうち特に大型の固体廃棄物をその後の取扱い及び減容処理を容易にするために、除染・解体等の前処理を行うとともに、大型固体廃棄物の解体減容処理技術の開発・実証を行う施設として建設された。

WDFは57年度に完成後、施設性能検査及びワールド試運転を経た後、昭和59年3月にホットインした。その後、ウラン系廃棄物、 β γ 系廃棄物を段階的に使用して、内装機器の性能、操作性等の基本的事項を確認した後、昭和59年10月よりセル、ホール系共順次、本格運転を開始した。

現在、WDFの処理対象となる大型の固体廃棄物は、大洗工学センターの照射後試験施設から発生したTRU元素等で汚染された試験機器や遠隔操作機

器である。

2. 処理工程

WDFにおいて解体処理できる廃棄物の受入条件は、廃棄物重量で最大2トン、施設搬入可能な最大2mであり、取扱える放射能量はCo-60換算で最大300Ciである。

施設に受入れた固体廃棄物は、図3.3-1に示すようにTRU核種による汚染の有無や廃棄物の放射線量率によって高線量 α 廃棄物(Remote-Handled TRU)、低線量 α 廃棄物(Contact-Handled TRU)、 β γ 廃棄物の3種に区分し、除染・解体減容処理を行う。

高線量 α 廃棄物及び β γ 廃棄物の処理は、セル内で行い、全てマニピュレータによる遠隔操作で実施している。また、低線量 α 廃棄物の処理については、フロッグマンスーツを着用した作業員が α ホール内で実施している。

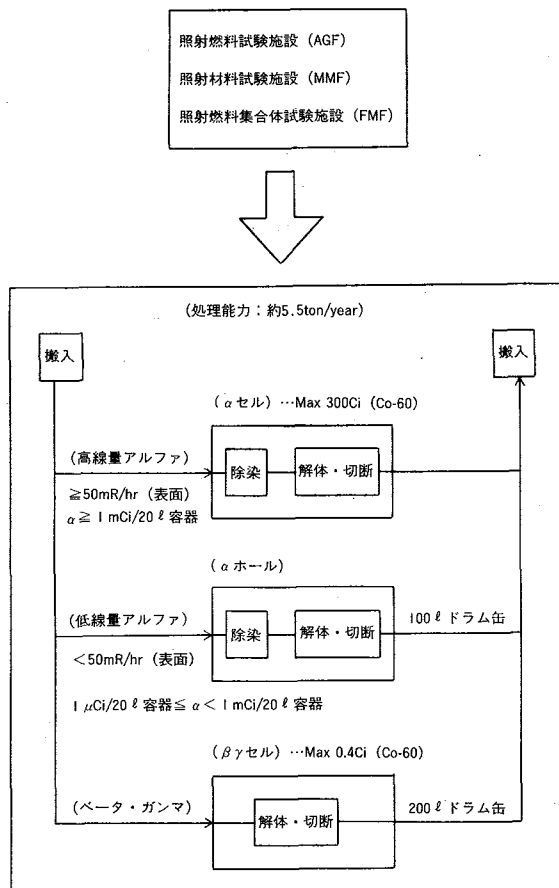


図 3.3-1 WDFの概要

除染はα廃棄物に適用し、温圧水スプレー除染法を採用している。解体手法としては気中プラズマ溶断法を主体とし、ハクソー、プレスカッタ、治工具等の解体・細断手法を併用している。

3. 運転実績

3.1 処理廃棄物

昭和61年3月迄に解体処理した主な大型固体廃棄物は、表3.3-1に示すように取扱い最大寸法である引張試験機、高線量廃棄物として部材切断機（4R

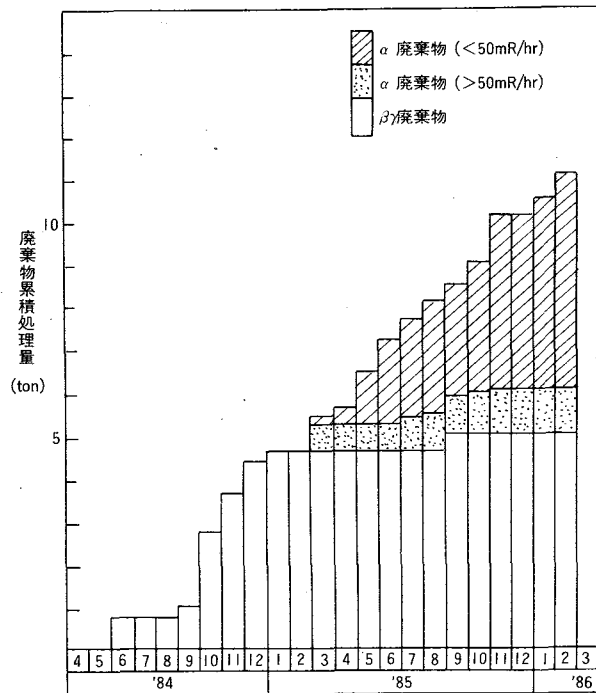


図 3.3-2 WDFにおける大型廃棄物の処理実績

／hr)、ボックス類として小型グローブボックス等である。

累積量としては、図3.3-2に示すごとく464体受入れホット試運転後に約5トン、操業以降約6トン総量で約11トン処理を行った。

3.2 除染

高線量廃棄物に対しては、除染工程を処理工程に取り入れ、処理対象廃棄物の低線量化を図ることとし、解体処理工程や貯蔵保管時の廃棄物取扱いを大幅に軽減させる努力を行った。

高線量廃棄物の解体処理に際しては、基本的に除染→解体を繰返し除染効果が認められる間は温圧水スプレー除染を実施し、低線量廃棄物(<50mR/h)にすることを旨とした。その結果、図3.3-3に示す

表 3.3-1 主な処理廃棄物

区分	名 称	概 略 寸 法 (mm)	重量kg	構 成 材 料	表面線量率mR/h
セ ル	βγ 引張試験機本体	1400×500×2000	660	S S 41 (鋳物)	0.3
	βγ ダイヤモンドカッター	500×400×300	164	S S 41 (鋳物)	4000
	α 部材切断架台	950×400×1000	150	S S 41	400
	α 部材切断機ベース	1200×1200×1030	523	S S 41	800
ホ ール	α グローブボックス	1000×1000×700	118	P V C、アクリル	1.0
	α グローブボックス	1600×1000×1000	540	S U S 304、アクリル	3.0

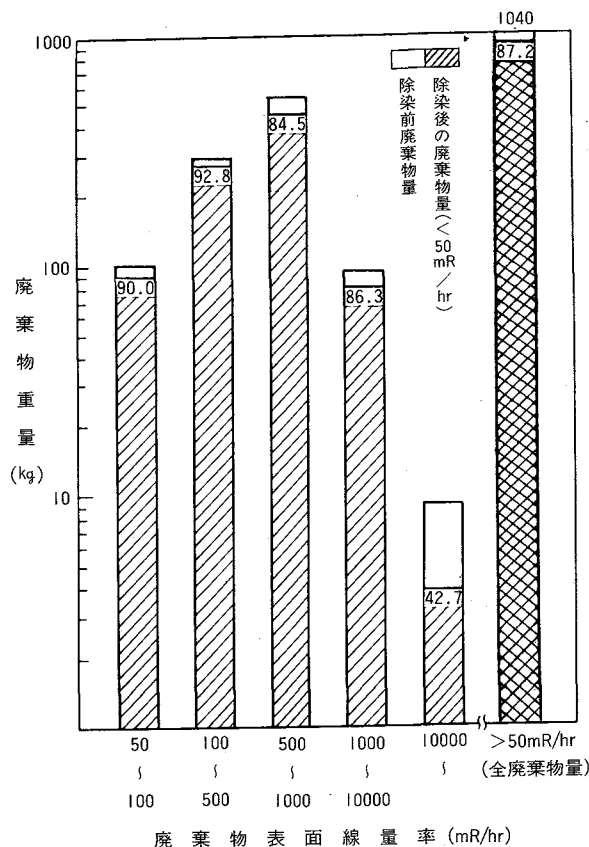


図3.3-3 高線量 α 廃棄物の除染効果

ように表面線量率が最大10R/h以上(スポット)のものを含む約1トンの高線量 α 廃棄物(全 β γ 核種が支配的)を除染により約90%低線量廃棄物化することができた。

また、既存の温圧水スプレー除染法に替る技術の開発として、(1)二次廃棄物発生量の低減、高い除染効果が得られるアイス・ドライアイスブラスト除染法を、(2)区分管理技術に適用可能な電解研磨除染法をそれぞれ実廃棄物を用いて試験評価を行っている。

3.3 解体処理

試運転以降 α 解体セルでは、 α 廃棄物約3.5トンマニピュレータ操作により遠隔で解体処理を行った。セル内での主要解体技術である気中プラズマ溶断法は、溶断時に発生するヒュームを高効率で回収する専用の電気集塵回収装置及び熔融金属を回収するドロス回収設備(作業台と組合せ)を併用することにより粗解体から10cm程度までの細断を遠隔で十分行え、材質変化に高い適応性がある有効な解体手法であることが実証できた。

溶断時のドロス発生量は、材質、板厚、溶断速度等により変動があるが、処理結果から重量換算で平

均7%程度以下に低減することが可能である。

一方、 α ホールでは、フロッグマンスーツに対する安全性向上、解体の遠隔自動化を図ることを目的に、昭和59年度にティーチングプレイバック型多関節ロボットを導入し、治工具等との併用で解体処理を実施してきた。図3.3-4に解体例を示す。

保守の点では、プラズマトーチ部品(電極棒、銅チップ等)が消耗品として挙げられるが、その交換頻度は平均5~6回/月であり、保守操作についてもM/Sマニピュレータまたは専用交換治工具等ですべて円滑に行うことができることを確認した。

3.4 減容効果

WDFでは、除染・解体処理した固体廃棄物を高線量 α 、低線量 α 、 β γ 各廃棄物に区分し、各々60ℓ、200ℓ、100ℓの専用容器に収納して中央廃棄物処理場へ搬出している。解体片サイズは、3.3の述べたサイズまで減容することを基本としてきた。その結果表3.3-2に示すように解体後容積で比較すると、受入時容積の $\frac{1}{3}$ まで減容することができた。また、最終固化体である200ℓドラム缶でのセメントあるいはアスファルト固化体容積で比較すると受入時容積とほぼ等価であった。

4. 今後の技術開発

大型固体廃棄物の解体処理において、除染技術の適用、プラズマ溶断技術の採用及びその遠隔自動化により効果的な減容解体が行えることが実証できた。

今回までの実廃棄物による処理経験を通じ、高い除染効果の得られることが期待できるアイス・ドライアイスブラスト除染法、電解研磨除染法、レッドックス除染法等の実用化研究を、また、解体技術としては遠隔自動溶断ロボットの開発、実証を、さらには特殊材質(耐火物等)の解体手法の確立を目指す。

5. あとがき

大型重量物の固体廃棄物を遠隔で取扱いながら、プラズマ溶断技術や定常的なフロッグマン作業により2年間無事故で11トンの実廃棄物を解体処理してきた。一連の処理を通じて既設備で、基本的には安全に効果的な解体処理ができることを実証できたといえる。

今後とも、WDFでは大型固体廃棄物の解体処理を実施し、運転経験から得られる技術の蓄積に努めるとともに、技術開発効果と有機的に結びつけ将来のTRU廃棄物の処理技術の確立を目指して行く。

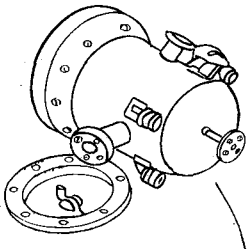
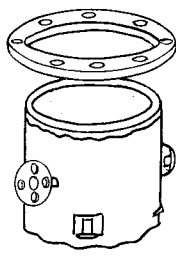
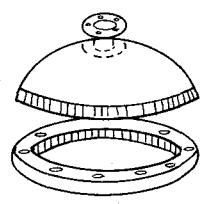
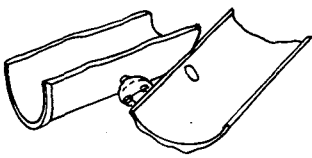
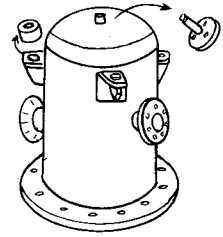
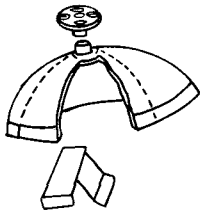
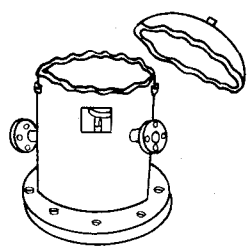
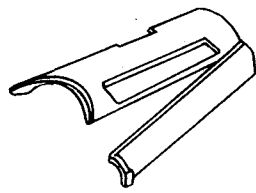
ステップ	形 状	解体工具・条件・時間	ステップ	形 状	解体工具・条件・時間
1		工 具 パイプレンチスパナ 条 件 回りの突起物の徹去 ボルト12個 時 間 2シフト	5		工 具 プラズマ溶断ロボット 条 件 材質SUS. 12ポイント スピード 3% 電 流 6 (180A) 時 間 2シフト
2		プラズマ溶断ロボット 材質SUS. 14ポイント スピード 2% 電 流 6 (180A) 4シフト	6		プラズマ溶断ロボット 材質SUS. 6ポイント スピード 5% 電 流 4 (120A) 厚 さ 2mm 1シフト
3		プラズマ溶断ロボット 材質SUS. 4ポイント スピード 2% 電 流 6 (180A) 2シフト	7	ステップ2より 	プラズマ溶断ロボット 材質SUS. 8ポイント スピード 2% 電 流 4 (120A) 2シフト
4		プラズマ溶断ロボット 材質SUS. 12ポイント スピード 2% 電 流 5 (150A) 厚 さ 2mm 1シフト	8		プラズマ溶断ロボット プレスカッターに掛 かる大きさに溶断 3シフト

図 3.3-4 αホールにおける廃棄物解体手順の一例

表 3.3-2 解体処理における減容効果

		廃棄物容積	解体後容積	減 容 比	最終保管容積	減 容 比	備 考
セ ル	α	3.0m³	0.6m³	1/5	2.7m³	1/1.1	12体/1.0ton
	βγ	10.1	2.9m³	1/3.5	7.6	1/1.3	76体/5.0ton
ホール	α	14.9	5.3	1/2.8	12.0	1/1.2	211体/5.0ton
計		27.9	8.8	1/3.2	22.3	1/1.3	299体/11ton



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ている。本サイクルの初期に照射用36本燃料集合体の熱的制限値を確保するため、炉心中央部の制御棒を炉心に挿入し運転していたが、4月30日から5月9日にかけて、一時原子炉出力を降下して制御棒を引き抜き、制御機パターンの変更を行った。また、出力降下時に保安規定に定められた定期試験項目の主蒸気隔離弁全閉試験等を行った。

その後は連続運転を行い、7月22日に計画停止する予定である。

今回の計画停止では、約1ヵ月間の工程で燃料取替(28体)と原子炉冷却材浄化系配管取替工事および主蒸気系配管取替工事を行うことにしている。

許認可関係手続については、放射性廃棄物廃棄施設の変更に係るふげん発電所の原子炉設置変更許可申請(61年3月31日付)を行い、同申請書の一部補正申請を6月4日付で行った。

また、ふげん発電所の応力腐食割れ対策の計画に従って、昭和61年度計画停止時に行う原子炉冷却材浄化系配管等取替工事、および主蒸気系配管取替工事について原子炉等規制法に基づく「設計及び工事の方法の認可」(設工認)申請を6月4日に、電気事業法に基づく「工事計画の認可等」(工認)の届出を6月5日付で行った。

一方、昭和61年度の第6回定期検査時に「ふげん」に装荷を計画している照射用セグメント燃料集合体の製造に係る「設計及び工事の方法の認可」(設工認)は3月18日に、「燃料体設計認可」(設認)が4月4日付で認可された。

さらに、使用済標準ウラン燃料集合体34体および照射後試験に供するMOX燃料集合体1体(燃焼度約18,000MWd/t、60年7月第5回定期検査時取出し)

をそれぞれ東海・再処理工場および原研ホットラボへ輸送(5月22日～26日)した。

昭和61年4月から6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4月	117,613	720	6,340,074
5月	115,408	744	6,455,482
6月	118,800	720	6,574,282

2. 実証炉の開発

4月18日、6月18日に第6回、第7回の原子炉安全基準専門部会・ATR実証炉小委員会が開催された。第7回では新型転換炉実証炉の安全性の評価の考え方をまとめた小委員会報告書(案)等について審議がなされた。

実証炉燃料設計(動燃)については、燃料製作設計の基本仕様書(案)を作成したほか、高燃焼度燃料の採用についての検討を進めた。また、FPガス放出率等について燃料設計コードと燃料照射データとを対比し評価検討を行った。

4月18日、動燃事業団主催の第10回重水炉専門家会議(略称JUICE会議)が、福井県敦賀市において開催された。今回は、英国(UKAEA)、イタリア(ENEA)、カナダ(AECL、オンタリオ・ハイドロ社)および日本(電源開発㈱、メーカ、動燃)の専門家約50名が参加し、重水炉の運転・建設経験および将来の展望について、発表並びに技術情報交換が行われた。

3. 研究開発

3.1 設計研究

実証炉の設計コードについては、炉心設計コード、プラント運転特性解析コードおよび燃料交換・燃焼解析コードを「ふげん」の運転実績と大洗工学センターにおける実証試験の成果に基づいて改良・整備している。

また、今迄の研究開発の成果を反映して、実証炉の性能向上、設備の合理化等を図り、発電コストを低減する方策についてその成立性の検討を進めている。

原子炉建屋内モデルエンジニアリングは、デザインモデル(2)の契約手続中である。デザインモデル(2)は、前年度に製作したデザインモデル(1)の原子炉建屋内モデルおよび蒸気ドラム廻り、ウォータドラム廻りの部分詳細モデルをさらに詳細化して、モデルエンジニアリングを実施し配置設計等に反映する。

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本燃料集合体の核特性実験として集合体内のミクロな核特性を把握するためのウラン反応率および熱中性子束分布の測定を行った。

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、燃料体の熱的性能評価試験として、実証炉36本燃料集合体の中間層に出力ピークの存在する条件における除熱限界を確認するために、実規模燃料集合体を用いてバーンアウト試験（最大出力10MW）を行った。

また、気水分離器確性試験では、実証炉の蒸気ドラム気水分離器の性能を確認するために、実証炉と同一形状、寸法の気水分離器1基相当分の気水分離器性能試験装置を用いて、実証炉と同一の熱流動条件（最大出力14MW）におけるキャリーオーバー特性試験を行った。

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、入口管における破断特性試験を行い、チャンネル流量が停滞するような破断面積は、工学的に存在しないことを立証するために必要なデータを採取している。

破断特性試験ではLBB概念の成立に必要な不安定延性破壊限界試験、および入口管に任意の亀裂を

想定しても、配管全体の変形が拘束され、開口面積が限定される特性を有することの実証試験を行っている。

冷却系配管漏洩検出法の開発については、運転中にマイクロフォン検出装置の機能・性能を確認できる校正器の試作（赤井電機と共同）を行っている。また、「ふげん」に設置したマイクロフォン検出器により、出力運転中の暗騒音データを採取している。

ISI機器開発室（大洗工学センター）では、原子炉圧力管モニタリング装置と出入口管および蒸気ドラム等を対象にした供用期間中検査（ISI）装置の試作開発を継続して進めている。

また、圧力管モニタリング装置（II）の圧力管ロールジョイント部の超音波探傷試験および圧力管の伸び測定試験を行っており、機能・性能を十分確認した後、「ふげん」の第6回定期検査時に使用することになっている。

供用期間中検査装置の開発（スギノマシン、三菱）のうち、遠隔自動式の出口管ISI装置および6B配管を対象にした半自動式ISI装置の試作開発並びに検査時の被曝低減を目指したISIセンサーの試作開発等を継続して進めている。

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36本燃料集合体（第5次試作体）の500時間までのフレットング摩耗耐久試験を行ってフレットング疵およびスペーサ保持力を測定・評価した。また、実証炉圧力管ロールジョイント部の健全性確認のために実機模擬環境下における気密耐久性（今期1,500時間経過）とLBB特性の確認試験を現在進めている。

一次系化学除染法の開発は、圧力管材（Zr-2.5%Nb）、一次系配管（SUS304）および圧力管ロールジョイント部について、化学除染条件を模擬した環境下で材料腐食試験を行い、耐食性、耐SCC性の評価のためのデータの蓄積を進めている。

実証炉のほう酸濃度制御システムの開発は、ほう酸急速注入弁の環境試験（ATR流動伝熱工学室）として模擬格納容器内にほう酸急速注入弁を設置し、LOCA時の圧力・温度をシュミレートし、弁の耐環境性について試験を行った。

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を継

続しており、試作した国産圧力管の材料特性、性能確認のための照射試験を含む各種試験を進めている。なお、これ迄の成果を踏まえて実尺圧力管を用いたロールジョイント付集合体を製作し、CTLにおいて耐久試験を実施する計画で準備を進めている。

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）においては、溶接箇所への低減による信頼性向上を目的として、厚肉リング鍛造材より入口管ノズル群を削り出す一体鍛造化工法によってウォータドラムの試作開発を進めてきた。その結果、製作性、材料特性において特に問題がないことが確認され、実機採用への見通しを得ることができた。

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前のベース照射（昭和61年7月1日現在の燃焼度約12,500 MWd/t）を継続中である。この間、中間検査を行って照射中の燃料棒の寸法変化状況を把握し、燃料棒

の健全性を確認した。

HBWR（ノルウェー）においては、4回にわたって日負荷変動試験を行った。

「ふげん」においては、昭和60年12月に開始した照射用36本燃料集合体（3体）の照射が順調に進行している。一方、照射用セグメント燃料集合体は、昭和61年末の装荷を目標に官庁許認可を受けて現在、照射用燃料集合体（2体）の製作を行っている。

「ふげん」燃料の照射後試験としては、標準MOX燃料集合体1体（燃焼度約18,000 MWd/tに達したもの、昭和60年7月第5回定期検査時取出し）の非破壊試験（原研）を6月から開始し進められている。

圧力管材料の照射後試験については、先に「ふげん」から取り出した実証炉用国産試作圧力管照射試験片（第1回照射）並びに「ふげん」圧力管監視試験片についての照射後試験を照射材料試験室（大洗工学センター）において昭和61年4月から進めている。

（吉田亮造）



高速増殖炉の開発

1. 高速実験炉

3月31日に100 MWt 定格出力第9サイクル運転を終了し燃料交換を行った後、4月25日より第10サイクル運転を6月11日まで予定通り実施した。その後燃料交換を行い、7月4日より第11サイクルを開始した。本年内に12サイクルまでの運転を予定している。

「常陽」の運転サイクル当りの運転日数を延長し、年間稼働率の向上を図るため炉心燃料集合体の最高燃焼度を約50,000 MWd/t から約75,000 MWd/t とする設置許可変更申請（その10）は、4月8日、9日の原子炉安全技術顧問会による現地調査（東海事業所、大洗工学センター）を最後に「安全審査書(案)」がまとめられ、4月21日、22日それぞれ原子力安全委員会及び原子力委員会に諮問された。そして4月23日には原子炉安全専門審査会において第42部会が設置され、第2次審査に入り8月頃には許可される予定である。

5月15日には「常陽」の炉心構成要素（炉心燃料制御棒、特殊燃料等）及びサーベランスを対象に、これまで実施してきた照射後試験（PIE）として通算100体目に当る炉心燃料を照射燃料集合体試験室（FMS）へ搬送した。同燃料は照射用炉心の第3サイクルから第8サイクルにわたって使用されたものであり、ドライバー燃料の燃焼度として最高の約58,000 MWd/t（要素最高燃焼度）を達成したもので、このあと燃料・材料開発部において照射後試験に供される。

「常陽」に、今後10月末の第12サイクル終了時にフルパワー、100 MW 熱出力より全電源喪失時崩壊熱除去能力を調べるための自然循環試験を、また11月半ばから12月初めにかけて特殊サイクル運転を行い、燃料破損検出装置（FFD）の感度校正を目的とし

たU-Ni 合金FPソースの照射試験計画の実施を予定している。

2. 高速増殖原型炉「もんじゅ」

「もんじゅ」建設は、昭和58年1月準備工事着手以来順調に進み、昭和60年10月「もんじゅ」建設着工となり基礎掘削工事が開始された。

以下に、61年度第1四半期の主な業務概要は次の通りである。土木工事として発電所敷地造成工事、付替水路工事、丹生仮設用地造成工事を継続して実施中である。

防波堤工事は、昭和61年防波堤計画180 mの作業を実施中である。また、基礎掘削工事は、5月8日に最終基盤検査（岩検）を行い合格したことを以って完了した。建築・機電工事としては、原子炉建物基礎版の配筋作業を実施し、基礎版（ステップコンクリート）打設工事が行われている。仮設構台・クレーンの据付作業も継続実施され、特に原子炉格納容器建設用サイドクレーンの据付作業も実施されている。77KVの工事用変電所も、6月より北陸電力の系統より受電が開始された。原子炉格納容器は、4月より部材の水切、現地仮組立及び使用前検査が工程に沿って順調に進んでいる。

原子炉建物及び原子炉補助建物については、詳細設計を実施中である。

機器設備関係においては、既契約分機器設備の製作設計を実施中である。原子炉格納容器、原子炉容器、冷却系設備の先入タンクは、引続き工場製作中であり、順次、使用前検査（溶検）を受けながら進められている。また、生体遮蔽も工場製作を開始した。

許認可関係においては、設工認の第3回申請分及び工認の第4回申請分（特認を含む）を審査中であ

る。61年6月末現在での建設工事総合進捗率は、18.0%である。

3. 高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究

標記研究は、昭和60年度に行った「高速増殖大型炉設計研究」に引続き、昭和61年度に実施する大型炉の設計に係る研究を示す。

本研究は、高速実験炉及び高速増殖原型炉の開発経験に基づき、実証炉段階及び実用化段階の発電用大型高速増殖炉の設計主要目について多角的な観点から検討評価を行い、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取りまとめること、並びに関連する研究開発項目及び開発目標を提示することを目的とする。

実施する研究項目は、技術指針類に関する研究、原子力蒸気供給系（NSSS）に関する研究及びその他の系統設備（BOP）に関する研究の3分野に分類される。

技術指針類については、高速増殖炉の特色をよりよく活かした安全設計方針及び安全評価方針の検討、公式による設計や弾性解析による設計の適用範囲を拡張するための高温構造設計方針の高度化の検討、高速増殖炉機器、配管の特徴に対応した耐震設計方針の検討等を行う。

NSSSについては、原子炉容器出口温度及び出入口温度差を中心とするプラントヒートバランスの検討、炉心・燃料及び遮蔽設計に関する総合的な検討、原子炉構造におけるコンパクト化と安全設計及び系統設計上の要求に対する適合の両立性の検討、各種配管短縮化方策の比較検討を含む熱輸送系の検討等を行う。

BOPについては、自然循環除熱機能を考慮した崩壊熱除去系の検討、冷却材漏洩口局限化の検討を踏まえた冷却材漏洩対応設備の検討、原子炉格納系燃料取扱系及び冷却材純化系の検討等を行う。

上記の研究計画は、昭和61年度第1四半期の検討により定められた。昭和61年7月から内部実施を中心に研究に着手している。特に、炉心設計及び燃料設計関連の研究に当たっては、社外の知見を十分参考にしながら事業団の総力を挙げてこれに取り組む考えである。

4. 炉物理研究

動燃と米国エネルギー省との共同研究である大型炉遮蔽ベンチマーク実験（JASPER計画）が本格化し、

最初の実験項目である炉心まわり径方向遮蔽体透過実験がORNLのTSF装置で3月から開始された。これは高速炉の新しい炉内遮蔽材として可能性が検討されている黒鉛や炭化ボロンの中性子遮蔽性能を実験的に確認するもので、ナトリウムや不銹鋼との9種類の組合せについて実物規模の模擬遮蔽体を組み、中性子束の減衰と中性子エネルギー・スペクトルを測定している。

5. 高速炉機器システム研究

制御棒駆動機構については、粗調整棒、後備炉停止棒の両駆動機構のナトリウム中性能試験を実施し、最終設計の妥当性を確認した。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を実施している。

蒸気発生器（SG）に関しては、二重管型SG用二重管伝熱管の試作と二重管熱特性試験装置の据付、調整試験を実施した他、二重管型SGの予備設計として概念検討及び各種管一管板構造の検討を実施している。

プラント冷却系システムに関しては、自然循環解析コード、実証炉SG及び冷却系静特性解析コードの整備とこれらのコードによる解析評価結果のまとめ、2次ナトリウム系削除システム可視化モデル基礎特性把握のためのプラント内気泡移行挙動基礎試験を実施中である。

直接炉心冷却系（DRACS）については、水流動試験装置の据付を行い調整試運転を実施している。この他に渦流型フローダイオードの性能評価試験とそのまとめを行っている。

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しており、試運転報告書を作成している。この他、ベローズ素材の大気中材料試験、配管ベローズの疲労試験、室温座屈試験及び曲げ疲労試験、小型ベローズ座屈試験を継続実施して強度特性を評価する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の実用化試験及び高温用音響検出器の水中特性試験の準備を進めている。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に関しては開発計画（ASTRO計画）を検討している。

供用期間中検査（ISI）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を実施している他、配管用電磁超音波探傷装置の製作を完了

し、性能試験を開始した。

6. 燃料材料研究

燃料ピンの研究開発では、高燃焼度化対策として進めている燃料ピン内面腐食低減化対策や燃料・被覆管相互作用等に関する委託研究を完了した。また59年6月から2年間に亘ってDOEと共同で進めてきた燃料ピン・トランジェント挙動解析コードの開発については61年5月に終了し、報告書の作成を開始した。

燃料集合体の研究開発では、一体型パッド付ラップ管の第4次試作(4社発注)に関し、ラップ管仕様の評価を目的として総合報告会を開催した。

燃料照射では、常陽において「もんじゅ」燃料ピンの確性照射試験(B2M)を予定通り完了し、冷却中である。また高線出力照射ピン(A1M)については、照射後試験において非破壊検査をほぼ完了した。また、「もんじゅ」燃料ピンの確性試験として仏のフェニックス炉で照射したPNC-3照射燃料ピン(ピーク燃焼度105,000MWd/t)について仏から返送した後詳細なPIEを実施中であり、現在非破壊検査を終了した段階である。さらに仏に残っている9本の照射ピンの輸送について、仏のカダラッシュ研究所で発送前検査を終え出港した。長寿命燃料開発に関するDOEとの共同研究について、5月末に大洗において詳細な技術打合、現状レビュー、今後の進め方を討論した。

また、EBR-IIで進めている燃料運転信頼性共同実験に関しては、フェースII計画(案)を引続いて検討しており、共同計画(案)を作成するために、DOEとの計画会議の開催準備を進めている。

被覆管の開発では、DOEとの共同研究で常陽照射に用いる分散型フェライト鋼の板材を購入し、材料特性を初めとする基礎データの取得を目的とする試験を開始した。

本年9月7日より米国のアリゾナで開催される液体金属炉用燃料に関する国際会議に提出する論文6件を作成し、DOEの事務局へ送付した。

7. 構造材料研究

構造設計解析法については、構成方程式の高度化、高精度化を目標にして、繰返し塑性構成方程式の評価作業に着手し、これらの高精度構成方程式を取り入れた汎用非弾性構造解析プログラムの拡張・整備作業も同時に開始した。

構造物強度試験として、大型ベローズ試験体の疲労、クリープ疲労試験、室温座屈試験、曲げ疲労試験、小型ベローズ試験体座屈試験の昭和61年度分を開始した。またベローズLBB強度試験、ベローズ耐衝撃圧試験も新規着手した。

構造物熱過渡試験については、原子炉容器モデル熱過渡強度試験の弾性解析とこれに基づくBDSのクリープ損傷評価法の安全裕度の検討を終り、非弾性解析及びき裂の解析、評価を計画中である。配管ベローズ継手モデル熱過渡強度試験は、試験ループの改造を終り本格試験に入った。

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昭和61年度分研究を準備しており、この他にベローズ単体振動試験とベローズ配管系耐震物性試験予備解析を実施している。また、流体一構造成振動解析法の開発も着手した。

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としてステンレス鋼2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo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表面硬化材のナトリウム中摩擦、腐食試験、国産LC-1H材(低コバルト材)のナトリウム中腐食試験、ラップ管パッド部試作IIの性能評価試験のまとめを行っている。

放射性ナトリウム技術については、放射性腐食生成物(CP)抑制技術としてCPトラップ炉外試験の総合評価を実施しており、CP溶出防止メッキ材のナトリウム浸漬試験も実施している。

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、遮蔽プラグ部垂直環状部の自然対流防止を対象としたガスブローダウン効果について、試験結果を基に評価手法を確立した。また、大型炉の直接炉心冷却系(DRACS)の水流動試験装置が完成し、予備試験を開始するとともにCOMMIX-DRACSコードを整備し、解析を実施している。19本及び37本ピン束によるナトリウム混合対流試験については、試験後の解析評価を実施中、また崩壊熱沸騰試験ではドライアウト試験を行っている。その他に、管群自然対流熱伝達試験、大型バンドル試験の供試体設計、ATWS(異常な過渡変化時スクラム不作動)緩和能力の調査研究等を実施している。プラント過渡応

答試験装置 (PLANDTL) は、装置製作の契約を締結し現在設計作業中である。熱流力安全解析コード群の開発については、炉心システム熱流力解析コード (ASFRE、SPIRAL、SABENAなど) の改良・整備、多次元伝熱流動解析コード (COMMIX) に関する数値拡散防止差分法ならびに高速解法の検討を進めている。また、プラントシステム解析コード (SSC-L) による「常陽」自然循環試験解析手法の改良を行った。

仮想事象に関する安全研究では、国際協力による安全性炉内実験、大型解析コードの共同開発及び情報交換を積極的に利用し進められている。全炉心事故の起因過程については、PAPAS-2S、SAS-2D、SAS-4A コードの整備とともに、それらを用いた仏国 CABRI 炉による反応度事故模擬実験の解析を行っている。共同 CABRI プロジェクトも予定の計30試験のうち28試験が終了し、次期計画が検討されようとしている。炉心崩壊過程では、SIMMER-II コードによる解析・評価・改良作業が続いている。事故後崩壊熱除去については、海外の炉内試験を含む各種データを基に整備された解析モデルを用いて事象評価を進めている。

ナトリウム漏洩・燃焼に関しては、事故後監視装

置 (PAM) 等を対象とした試験を実施した他、配管ナトリウム漏洩試験結果の解析評価を行った。また、コンクリート構造体内温度分布試験の準備を進めている。一方格納系総合解析コード (CONTAIN) の整備・改良を実施した。

ナトリウム-水反応については、大型炉の蒸気発生器伝熱管候補材料である高クロム鋼材のウェステージ試験を実施した。

高速増殖炉システム安全解析では、高速増殖炉プラント内の多重故障や人的過誤、システム人間の相互作用、あるいは保守・点検の効果等を含め系統的な分析を行い、総合的に安全性を評価し安全研究の一層の効率的な展開を図ることを目的として、当面は「もんじゅ」を対象とした作業を実施している。上述した安全性研究の各種影響評価と併せて、確率的評価手法 (PRA) を用いた総合的なシステム安全解析を進めている。また本作業の一環として、「常陽」を含めた大洗工学センターの各種ナトリウム施設の機器信頼性データを収集するとともに、米国エネルギー省 (DOE) との共同によるデータベースの拡充を図っている。

(松野義明)



核燃料サイクルの開発

1. 燃料開発及び製造

(1) FBR燃料の開発

「常陽」MK-II第2次取替燃料(50体)の製造を継続している。

また、「常陽」サイトへ集合体6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、燃料材料の開発を継続している。

(2) ATR燃料の開発

「ふげん」第10回取替燃料(32体)の製造を継続している。

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)については、累計約9000個のペレットを製造した。

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、直接脱硝混合転換粉を用いたペレット製造条件評価試験を継続した。

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。

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体を原子炉サイトへ輸送し、受入れ検査に合格した。

(4) プルトニウム燃料製造施設

プルトニウム燃料第3開発室(「もんじゅ」用燃料

製造施設)は、①ペレット製造工程設備及び加工組立工程設備の据付、調整を継続した。②品質管理工程、中央管理システム等の製作が完了し、機器の微調整及びシステム・安全性の確認試験を開始した。

③核物質防護設備及び廃棄物保管設備等の製作設計に着手した。

ATR実証炉用燃料製造施設は、加工事業許可の審査が継続されており、核燃料安全専門審査会審議が4月9日と6月11日に行われた。また、同審査会による現地調査が5月7日に行われた。

これらを踏まえ、6月23日に補正申請を行った。

2. プルトニウム混合転換技術開発

(1) プルトニウム転換技術開発

プルトニウム転換技術開発施設(転換能力、10kg MOX/日)において、前期に引続いてプルトニウム(ホット)試験を継続し、プルトニウム・ウラニル混合溶液をマイクロ波加熱直接脱硝法(MH法)により混合酸化物(MOX)粉末への転換を行った。得られたMOX粉末は、「ふげん」取替燃料用原料として供給している。

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 t MOXに達した。

また「常陽」燃料用原料を転換することを目的とした20%未満濃縮ウラン受入設備については、受入計量槽の自主検定を実施した。

(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4月から6月までに約200kg 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燃料スクラップからプルトニウムとウランを回収し、再び燃料用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、前期に引続いてATR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。

3. 輸送技術の開発

「もんじゅ」新燃料輸送容器、「ATR実証炉」新燃料輸送容器の設計を進め、それぞれの基本構造、

熱性能、密封性能、遮蔽性能、臨界性能を評価した。

一方、プルトニウム航空輸送容器については、各関係機関と打合せ及び調整を行い、輸送容器の開発を進めている。

また、昭和61年4月までに、高速度衝撃試験等の予備試験を実施した。

（牧野 勉、山添良治）
（柳橋勝美、久保 稔）



再処理技術の開発

1. 再処理工場の現況

86-1 キャンペーンに備えて東海再処理工場は、4月1日から第3回定期検査を開始した。工場内各工程の機器について必要な点検・整備を実施した。

86-1 キャンペーンは、定期検査受検のための運転で、7月4日から開始する予定である。

2. 技術開発

2.1 軽水炉再処理技術開発

高信頼性機器の開発の一環として、酸回収蒸発缶の詳細設計を進めると共に、同蒸発缶の小型モックアップ設備の製作を完了した。また、モックアップ設備の試験計画の立案検討を行った。

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の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装置拡充に関する業務を実施した。

2.2 高速炉燃料再処理技術開発

昭和70年代前半の運転開始を目途に「高速炉燃料リサイクル試験施設」の建設が計画されており、設計および所要の技術開発が東海事業所技術開発部を

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	12.7 tU	68 体
〃	〃 2号炉	〃	6.3 tU	34 体
〃	〃 3号炉	〃	1.3 tU	7 体
中国電力	島根原子力発電所 1号炉	〃	—	—
日本原子力発電	東海第2発電所	〃	—	—
中部電力	浜岡原子力発電所 1号炉	〃	6.3 tU	34 体
関西電力	美浜発電所 1号炉	PWR	23.2 tU	71 体
〃	〃 2号炉	〃	1.6 tU	4 体
九州電力	玄海原子力発電所 1号炉	〃	0.8 tU	2 体
四国電力	伊方発電所 1号炉	〃	5.6 tU	14 体
動燃	新型転換炉 ふげん	ATR	10.4 tU	63 体
原研	J P D R	BWR	1.9 tU	32 体
合 計			※2 69.9 tU	334 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。

中心に鋭意進められている。

今回は設計および技術開発の全般的な現状報告を行うと共に、日米協力の一環で行っている「日米共同臨界実験」につき実験項目、進捗状況を報告する。

2.2.1 設計およびR&D概況

(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。

(2) 高速炉燃料リサイクル試験施設設計

概念設計(Ⅵ)をベースとした、第1次の合理化研究を終了させると共に、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。

(3) 前処理工程技术開発

レーザビーム解体工学試験装置の開発については、燃料ピンの損傷を低減するような切断方法の改良を試み、良好な結果を得た。また同装置のコンパクト化を目指すため、ビーム集光デバイスを可動とする内容の詳細設計を終了した。また、切断時に発生するエアロゾルの捕集システムについて、前期までに終了した性状評価のデータに基づき、検討を進めている。

溶解槽の開発においては、バッチ式の2バレル1スラブ型溶解槽の溶解槽最適運転モード、最適構造を確立するための改良設計(Ⅱ)を終了した。一方連続溶解槽の開発は設計を継続している。

清澄工程の開発として、遠心清澄機については模擬溶解液を用いて清澄試験を引き続いて実施中であり、システム化に向けてのデータの蓄積を進めている。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。

(4) 主分離工程技术開発

パルスカラム抽出装置の開発については、第1応用試験棟の実規模試験装置(Ⅱ)で、60年度に付設した重液抽出装置や気泡式界面検出装置の調整を行い、ウラン試験を開始した。また、電解還元パルスカラム装置に関しては、陽極電極面積の影響評価のための試験を実施すると共に、逆抽出電解試験に着手した。

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。

(5) 放出低減化技術開発

減圧蒸発缶開発として、工学試験装置の製作に着手した。

(6) 材料技術開発

高レベル放射性物質研究施設(CPF)におけるホット材料試験については、高放射性廃液および燃料溶解液における電気化学測定を実施した。

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。

(7) 分析計装技術開発業務

インライン原子価測定装置の開発については、フロークロ法によりPu、Uの原子価分析の基礎データ測定に着手した。分析計装機器のPu確性試験におけるPu、Uの濃度分析設備として、K吸収端装置の整備および、同試料取扱用グローブボックスの整備を実施した。

プラント設計業務については、Pu抽出パルスカラム試験設備におけるインライン分析、オフライン分析設備の設計を終了した。

(8) 遠隔技術開発

両腕型マニピュレータ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。

新型マニピュレータの開発については、試作2号機の製作を引続き行っている。

遠隔継手の開発については、継手信頼性試験結果の検討を行った。

遠隔サンプリングシステムについては、マニピュレータによる遠隔保守試験を実施した。

国際協力関連については、米国オークリッジ国立研究所(ORNL)と共同で遠隔継手の設計評価を行っている。

(9) 工程共通技術開発

特殊ポンプの開発について、送液制御試験を行うと共に、モックアップ用装置の設計・製作を行った。また、ホットセル内における設備診断技術開発については、コネクタからの廃液漏洩検知システムに関する検討を終了した。

(10) 高レベル放射性物質研究施設における開発

ドンレイ高速炉照射済燃料(燃焼度52600HWD/T)を用いた第9回ホット試験を完了し、燃料の溶解挙動の把握や溶媒劣化の評価に主眼をおいた第10回ホット試験(常陽MK-II燃料使用)を開始した。

2.2.2 日米共同臨界実験の概要

(1) 位置づけ

核燃料サイクル分野における日米協力は、昭和54年1月の日米高速炉協定の改訂時より本格化した。まず廃棄物管理 W.G. が、日米合同調整委員会のもとに加えられた。さらに昭和57年5月には FBR 再処理 W.G. が設置され、具体的協力項目として遠隔技術開発と「日米共同臨界実験」が取り上げられて現在に至っている。

(2) 臨界実験の目的

臨界安全設計の合理化には、臨界安全解析システムの信頼性確認が前提である。信頼性の確認のためには、実効増倍係数の誤差評価がまず第1であり、臨界量の測定が、そのためのデータベースを提供する。ここでは、実験パラメータの詳細と進捗状況および予備的な解析の1部を紹介する。

(3) 実験項目

日米共同臨界実験は大きくわけて臨界実験データの取得と核燃料施設に適用できる未臨界度測定技術の開発から成り立つ。

臨界実験項目と具体的なプロセス機器の対応を表2に、また実験項目とパラメータを表3に示す。

大多数は Pu+U の混合溶液系であり、中性子吸収材の使用に留意しながらも、中性子吸収材無しの単純形状を基本ケースと位置づけて重点をおいている。富化度は高速炉燃料再処理と MOX 転換を考え、濃度については既存データの少ない高濃度領域に重点をおいている。有機溶媒中燃料ピンの実験は、溶媒劣化の制約から、均質有機溶媒系での実験が困難であったので、その代替として実施したものである。燃料ピン・集合体の基本ケース等の51ケースについては、本共同実験の一環との位置づけではあるが、すでに米国エネルギー省 (DOE) 側が単独で実施し公開済みのものである。固定吸収材の実験は、今後再処理プロセスで多用されると考えられる円環槽で実施中である。

(4) 進捗状況

有機溶媒中に燃料ピンを立てた実験を終了し、現在 Pu+U 水溶液系の基本ケースと固定吸収材にかかわる実験を並行して実施中である。Pu 富化度 52w/o

表2 実験項目と対応する工程機器

燃 料 形 態	実 験 項 目	対応する FBR リサイクル工程機器
Pu + U 水 溶 液	限界濃度実験 基本ケース実験 可溶性中性子吸収材実験 固定中性子吸収材実験	HAW受槽、HAW蒸発缶、凝縮液槽、他 給液調整槽、各種槽類、バルスカラム、溶解槽（溶解後）他 溶解槽（溶解後） バルスカラム相分離部、各種円環槽他、遮蔽吸収材を用いるもの
有 機 溶 媒 中 燃 料 ピ ン 燃 料 ピ ン ・ 集 合 体	基本ケース実験 基本ケース・固定中性子吸収材実験 （実施済） 燃料溶液・可溶性中性子吸収材実験	バルスカラム 貯蔵プール 溶解槽（溶解中） 溶解槽（溶解開始前）
燃料ペレット模擬充填系	非均質効果検証実験	

表3 実験項目とパラメータ

燃 料 形 態	実 験 項 目	ケース数	パ ラ メ ー タ					
			Pu富化度 (%)	Pu+U濃度 (g/l)	形 状	反射材	Cd濃度 (g/l)	格子ピッチ
Pu + U 水 溶 液	限界濃度実験	2	52, 20	臨 界 値	円 筒	有	0	—
	基本ケース実験	34	52, 40, 20	450, 300, 200, 100	円筒・平板	有・無	0	—
	可溶性中性子吸収材実験	6	20	450, 300, 200	同 筒	有	1.3	—
	固定中性子吸収材実験	17	100, 52, 20	450, 300, 200, 100, 50	円 環	有	0	—
有 機 溶 媒 中 燃 料 ピ ン	基本ケース実験	5	—	—	—	有	0	5 種
燃 料 ピ ン ・ 集 合 体	基本ケース・固定中性子吸収材実験 （実施済）	51	—	—	—	有	—	5 種
	燃料溶液・可溶性中性子吸収材実験	7	20	450, 300, 200, 100	ボイラー チューブ槽	有	0, 1.3	1 種
燃料ペレット模擬充填系	非均質効果検証実験	5	20	100	円 環	有	0, 1.3	2 種

のケースを終了し、現在40w/oおよび20w/oの実験を行っている。実験の途中データのSCALEコードシステムによる予備的なベンチマーク解析によると、実効増倍係数の計算値は、Pu+U水溶液系についての既存の実験データによるベンチマーク計算結果と

同様な傾向を示している。

今後も実験の進捗に合わせベンチマーク解析を継続して行く。

(倉形光一郎、清水 明)



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 探鉱プロジェクト開拓

カナダ、オーストラリア、アフリカ、中国およびブラジルでの探鉱情報入手、鉱業権取得業務を実施中である。

このうち、カナダで共同調査の交渉（計2件）がまとまった。ブラジル、中国における共同調査の交渉も進展し、その他の地域でも交渉対象地域の絞り込みが進んでいる。

1.2 評価システムの開発

海外の探査現場でも利用できるパソコン上で動くウラン資源探査用初期評価システムを開発した。7月の人工知能（AI）展への出品を予定している。

1.3 探鉱

① 海外調査

今年度の調査計画のうち、今期末の実績は表1の通り。調査実施中のプロジェクトは、オーストラリアのマルガロック、ネイチャーリザーブ、タウンズ

ビルで、他のプロジェクトは作業を終了し、資料のまとめ作業と今年度調査の準備作業を行っている。

② 国内調査

東濃地区周辺の精密探鉱は謡坂地区で精密試錐を継続実施中である。さらに西北地区で予察調査を行った。

1.4 研究開発

4～6月の実績をまとめると表2の通りである。

1.5 海外法人等

① カナダ

有望地の現状把握のためカナダ、アメリカのウラン情報をとりまとめ中である。今期は、カナダ北西準州における共同調査プロジェクトへの参加交渉を行った。

② オーストラリア

北部準州および南オーストラリア州における共同調査への参加交渉を行った。この他パリ事務所では、ニジェールなどを主として、アフリカ関係国での探

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（チクリンレイク地区）	○		調査終了
	〃（プリンセスメリー地区）	○		夏季調査準備中
	サスカチュワン州（ドーンレイク地区）		○	作業終了
	〃（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（パウダーリバー地区）	○		作業終了
オーストラリア	西オーストラリア（マルガロック地区）	○		調査中
	〃（ネイチャーリザーブ地区）	○		〃
	クイーンズランド州（タウンズビル地区）	○		〃
アフリカ	ニジェール	○		調査準備中
	ザンビア	○		調査終了
中国			○	調査準備中

表 2

技術種別	担 当	研究開発項目	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。カナダのサガミレイク地区のランドサット画像解析を実施中。 抗外インプレスは観測孔（3孔）を掘削した。流線解析検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、人工知能展へ出展の予定
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（649t）。ヒープリーチング操業化試験の実施。ウラン回収量約1.3t U。 沢水、モニタリング井戸による水質、水位、Raの挙動調査および鉱害防止工事の実施。
製 錬 技 術	人形峠事業所	製 錬 転 換	ニジエール産および中国産イエローケーキによる溶媒抽出、電解還元、UF ₄ の製造試験を実施 UF ₄ の脱水、UF ₆ の転換試験実施（18,322 t UのUF ₆ を生産24,975 t UのUF ₆ を出荷）
ウラン転換	人形峠事業所	回 収	回収ウラン（UO ₃ ）から201.46kg UのUF ₆ を生産
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9件の試験を実施 含ウランリン鉱石からウラン塩化揮発法試験、硫酸法関連試験 ダム廃水からRaの除去試験

査支援活動を行った。

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、昭和53年に製作し運転を継続中であり、流下ノズル耐久性試験の流下回数は825回に達した。改造ガラス溶融炉Bは、白金元素のガラス溶融への影響を軽減することを目的とした運転を実施し、設計どおり性能が維持されることを確認した。

モックアップ2号ガラス溶融炉のガラス製造能力および改良型エアフィルムクーラ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、小型キャニスターと高圧水スプレーおよびワイヤーブラシを組み合わせた除染試験を実施した。ホット固化試験、材料の腐食に関する試験は継続中である。

ガラス固化体の組成変動試験は、白金元素がガラスの高温電気抵抗に与える影響を調べた。

高レベルガラス固化体貯蔵施設の設計を進め、貯蔵工学センターの基本計画を立案するため作業を実施した。

高レベル廃液ガラス固化施設の内装設備の調整設計、建家実施設計および審査のための準備作業を進めた。

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。固化体ホット試験設備の新設について、4月に使用許可を受け、設計および工事の方法について科学技術庁へ事前説明を行った。

除染技術開発のために、実廃棄物を用いたホット試験を開始した。

解体技術は、自動解体装置の開発として切断トーチの自動制御を実現するためプラズマ電流設定値、切断条件および電圧値と相関性を評価した。

① プルトニウム廃棄物処理開発施設（PWTF）

建設工事は、躯体工事を継続し、コンクリート打設を実施した。電気設備、換気空調および給排水衛生設備工事は継続した。施設検査は、6月に2回受検し合格した。

② 固体廃棄物前処理施設（WDF）

照射燃料試験室より受け入れた試験機器部品等のα廃棄物の解体処理を行った。

さらに、照射燃料試験室からの蒸発缶等の解体処理を実施し、今期は約900kg処理した。6月末現在の累積処理量は約12.4t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するとともに、開発運転に入った。

廃溶媒処理技術開発施設は、試験運転を実施し、約10m³の廃溶媒を処理し、ドデカンとTBPに分離した。分離したTBPのプラスチック固化処理とし

てPVC固化およびエポキシ固化を開始した。

クリプトン回収技術開発施設は、非放射性のクリプトン、キセノン等を含む模擬ガスを使用してのコールド試験を実施した。

2.3 廃棄物処分技術開発

① 地層の調査

地層処分子定地選定のための指針、基準類の検討および広域調査の準備作業を進めた。

② 天然バリアの研究

堆積岩系既存空洞における水理機構、岩石特性に関する原位置試験を終了した。既存空洞内の地震計の設置を完了し、観測を開始した。

③ 人工バリアの研究

室内試験として、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実施した。

④ 国際共同研究

OECD/NEAストリパ共同実験計画を継続した。次の段階の共同実験実施についての契約交渉を進めた。カナダ原子力公社(AECL)との、ホワイトシエル研究所構内地下研究施設の共同実験を開始した。

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入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。重水臨界実験室および材料開発室の廃液処理設備について定期自主検査を実施した。

(小山和俊 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(DPO-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、又第二期工事分(DPO-2)については、DPO-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る。

(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DPO-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

運転を順調に継続しながら、原型プラント及び将来プラントのための種々の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うべく許可を取得して、3月より試験を開始した。この再濃縮試験で得られた製品は、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ため、7月初旬出荷予定である。

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の濃縮設備については「設計及び工事の方法」の認可を得、メーカーにおいて製作を開始した。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において審査中である。

(ウラン濃縮部・業務課)



安全管理技術の開発

昭和61年度第1四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

中性子線の混在する作業環境において捕獲γ線等の高エネルギーγ線の測定、評価の技術を確立することを目的として、昭和61年度京都大学原子炉実験所への委託研究として高速実験炉「常陽」炉上部周辺等の作業環境において高エネルギー領域のγ線スペクトルの測定ならびに解析を実施している。

今期マークII100MW定格運転中に炉上部周辺において3" NaI検出器、15ℓ電離箱等を用いてエネルギースペクトル及び線量率の測定を行った。現在結果の解析作業を進めている。

また、今後より精度の良い測定を可能とするために、中性子線に対し低感度の検出器の設計も行っている。

今後、運転出力によるスペクトル変化の測定、中性子線の影響の評価等を実施することにより、高速炉における捕獲γ線分布の詳細な評価を行う予定である。

被ばく低減化のための遠隔放射線監視技術については、60年度に引き続き、遠隔式個人被ばく測定器(テレドーズシステム)を用いて作業被ばく解析の実施、被ばく低減化を推し進めるための被ばく解析手法の最適化の検討を行った。

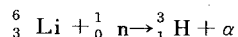
また、本システムを用いて作業環境の放射線レベルを視覚的に表すことにより、被ばく低減化を図ることを目的とした放射線量率分布図作成システムの開発を行うとともに、基本的なプログラムの作成と整備を行った。

今後テレドーズシステムを実作業に適用し、実用化を進めていくとともに、放射線量率分布図作成シ

ステムの製作と実用化のための試験等を実施する予定である。

(大洗工学センター)

昨年度に引き続き、日本原子力研究所への委託研究として臨界警報装置用中性子検出器の開発を進めているが、今期は昨年度実施した設計研究の成果を踏まえ、半導体を用いたこの検出器の製作を開始した。中性子の検出方法としては、半導体検出器の検出面に ${}^6\text{LiF}$ シートを取付け、熱中性子反応



により生成する2.05MeVのα線及び2.73MeVのトリトンを検出する方式と、半導体検出器が光に対しても有感であることを利用して、検出面に富化 ${}^6\text{Li}$ ガラスシンチレータを取付けるシンチレーション方式が考えられる。本研究では、これらの両者について検討を進め、今後基本特性試験及び臨界事故を想定したバースト状放射線照射による動特性試験を実施する。

また、昭和60年4月に建設開始された新計測機器校正施設は、同年10月竣工の後、管理区域の設定、照射設備等の主要機器の設置及び調整等が完了し、昭和61年4月から放射線管理用機器の定期点検、校正業務に使用され始めた。

この他、計測機器校正施設の基準測定器の検定については、電子技術総合研究所においてγ線測定用電離箱式基準線量計(測定範囲100 R/h—100 m R/h)及び21ℓ電離箱式基準線量計(1 R/h—環境レベル)の国家標準による検定を行った。引き続き、軟X線領域の基準線量計として、フリーエアチェーンの検定を行う予定である。

(東海事業所)

2. 防護技術の開発

放射性ダスト、ガス等有害環境下で作業を行う際は、放射線防護のために全面マスク等の呼吸防護具を着用するが、従来から装着時の疲労増大等の問題があった。新型転換炉ふげん発電所安全管理課放射線管理グループは、従来の市販品に比べ、格段に優れた性能を有する新型全面マスク（図1）をメーカー（興研）と共同開発（実用新案申請中）した。

(1) 新型全面マスクの概要

従来の全面マスクは、自己肺により、フィルター通過された清浄空気を吸引する方式であったため、フィルターの差圧抵抗により呼吸が苦しく、それにより疲労が大きくなる等の問題があった。

新型全面マスクは、面体付属のフィルターホルダーに超小型・高性能の電動ファン（軸流ファン）、を組み込み、電源が携帯式バッテリーによるものである。電動ファンを組み込んだフィルターホルダーは、アタッチメントの交換により、市販各社の全面・半面マスクに装着することが出来る。

a) 同マスクの使用により、呼吸抵抗がなくなり疲労が軽減される他、面体内が常時正圧に維持されるので防護係数（PF）が高い。

b) 外気の供給による冷却効果により、全面マスクのガラス内面の曇りが解消される他、顔面が冷却されて涼しい。

c) 市販の電動ファン付全面マスクに比べ、給気ホースが無いことにより、同ホースの汚染防護（養生）が不要な他、首廻りに同ホースがあることによる不快感が解消される。

新型全面マスクの導入により、従来型の欠点であった各種の不具合は概ね解消され、それにより作業性・効率の向上、作業者の疲労低減、防護性能の向上等の効果が期待出来る。

(2) 新型全面マスクの仕様

1) 名称

サカエ式BJ-303-R型（商品名）
（通称 ダイレクトブロー付防塵・防毒マスク）

2) 主要仕様（ブロー部）

・ 寸法	65mm×85mmφ
・ ダイレクトブロー重量	150 g
・ 使用可能時間	8時間（フル充電後）
・ 送風量	90ℓ/h
・ 携帯用バッテリー重量	780 g

（ふげん発電所）

3. 放出放射能測定技術の開発

排気中ヨウ素の最適捕集材及び捕集効率の調査研究と⁸⁵Kr広帯域濃度測定器の開発については、前期

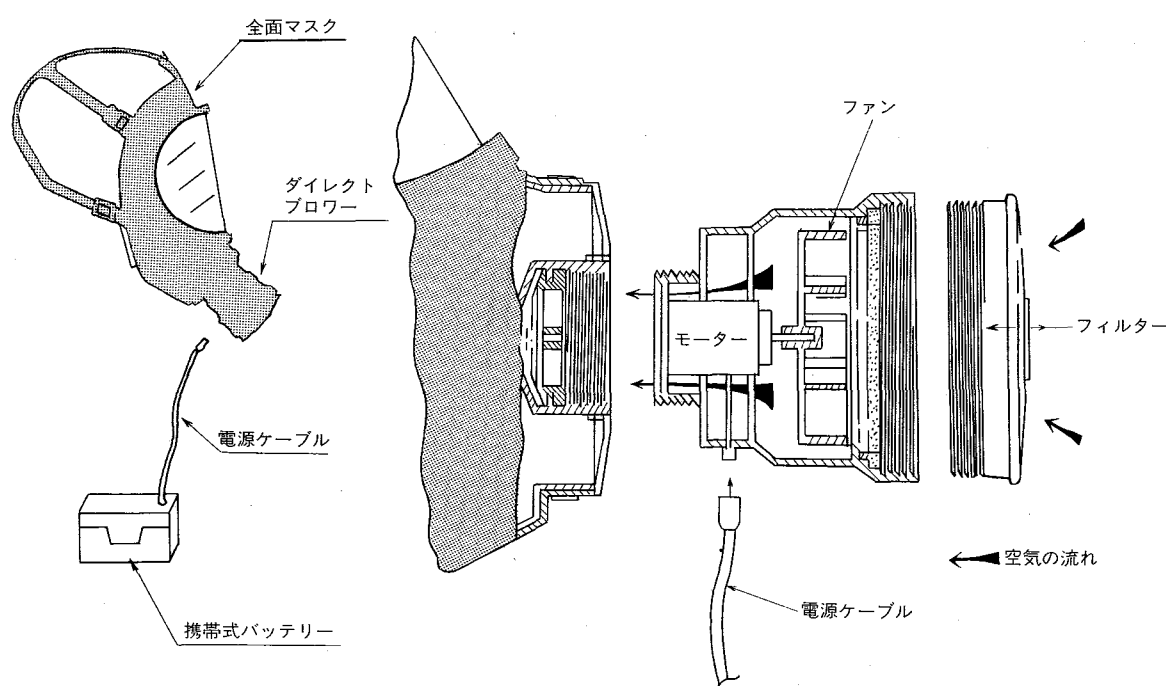


図1 新型全面マスク

実績を踏まえて、今年度の実施計画等について検討した。

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離及びLBGガスフローカウンターを用いた測定法の開発を継続実施している。

(東海事業所)

4. 環境放射能測定・評価技術の開発

今期は、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、特別モニタリング体制を敷き、種々の環境試料の採取、前処理、分析及び測定を実施した。測定結果は、被ばく経路の各種移行パラメータの評価等に有用と考えられ、今後データを取りまとめ、解析を実施していく予定である。

従来から継続している大気中の ^3H 及び ^{14}C に関する水準調査、大気中の ^{85}Kr に関するクロマト分離法、液体シンチレータを用いた測定法による水準調査、原乳、大気等を対象とした ^{129}I の放射化分析、葉菜及びその栽培土壌を対象にした安定ヨウ素の分析等

については前期に引続き継続実施した。

海象観測データのまとめとして、昭和53年1月以降の東海沿岸海域における流動（流向・流速）調査結果について、報告書を作成した。

(東海事業所)

5. 被ばく線量測定・評価技術の開発

プルトニウム燃料製造施設等の γ 線量率の高い場での速中性子線による個人被ばく線量の測定に適用することを目的として、固体飛跡検出器による測定・評価技術の調査・検討を行った。60年度は検出素材（プラスチック）の特性試験を実施し、プルトニウム取扱いフィールドの中性子に対し10mrem程度の線量まで測定可能なことが判った。この結果を踏まえ、今期は検出素子の化学エッチング特性の調査、及び検出器に生じた飛跡を顕微鏡とITVカメラの接続した画像解析装置にて自動計数する装置の仕様検討を行った。

この他、プルトニウム燃料施設等の作業環境における中性子スペクトルの評価を行うため、多減速体付 ^3He スペクトロメータの開発に着手した。

(東海事業所)

(去来川汎人)



保障措置業務

1. まえがき

前号 (No.58) の概況に保障措置とは何であるかをわかって頂くために、保障措置に係る業務の全貌を紹介した。その中でも核物質の国内計量管理制度は国際保障措置の適用に不可欠な基礎を与えるものであり、この件については前号に技術小論として紹介した。

保障措置の定常業務は核物質の計量管理報告を定期的に国に提出すること、及びその報告に誤りがないことを証明してもらうために、国と国際機関の査察を受けることである。

国際機関が行う査察については、国と国際機関との間で施設毎に年間査察量 (人・日) と査察手段を事前にとりきめる。そのとりきめに従って年間査察スケジュールが立てられる。

国際査察とは保障措置の対象となる核物質、設備または施設が協定の規定に従った方法で使用されていることを検認するために国際機関が行う一連の現場活動である。その活動には次のものが含まれる。

保障措置が有効に適用しうることを確保するための設計情報の検討、核物質の記録の検討、及び国際機関に対する国の報告との照合、在庫及び移動の検認、封じ込め及び監視装置の設置及び整備。

本号では、諸々の動燃における保障措置活動のうちから、①動燃が昭和60年中に提出した計量報告実績、②これら報告の検認のために受けた国及び I A E A の査察実績、③動燃の全保障措置業務に要したマンパワーについて述べる。

2. 定常業務

2.1 計量管理報告

原子炉等規制法及び国際規制物資の使用に関する

規則に基づき、核燃物質等についての計量管理報告を国に行う。

その中で中心となっている在庫変動報告書 (ICR)、実在庫調査明細書 (PIL) 及び物質収支報告書 (MBR) については、国を通じ IAEA に報告されている。

これらの昭和60年における報告件数は、ICR、PIL、MBR 合わせて約39,000件であり、施設別の比率は図1の通りであった。

昭和59年と比べた場合、報告件数で約1,000件減少 (昭和59年は約40,000件) しているが、主な要因は、プルトニウム燃料施設において、昭和60年初めから、

①物質収支区域 (MBA) の数を5から3への変更

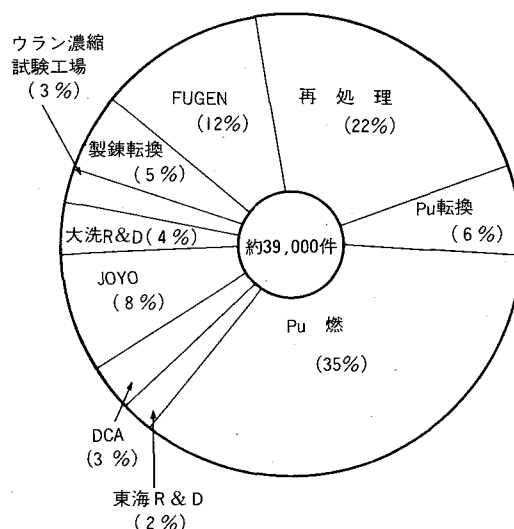


図1 昭和60年計量管理報告書 (ICR, PIL, MBR) の施設比率

②実在庫調査の頻度を年4回から年2回への変更が実施され、それに伴って計量管理報告の件数が減少（動燃全体の41%から35%になった。）したためである。

なお、全体の件数減はわずか1,000件だが、60年には再処理工場がフル操業となったことやふげん、プル転換等が増加したためである。

2.2 査察

昭和60年に実施された国際査察及び国内査察の実績は以下のとおりであった。

(1) 国際査察

動燃の施設に対して実施された査察量は約1,000人・日/年（保障措置室で独自に算出した数値）であった。これは、昭和59年に比べると図2のとおり約200人・日/年の増加であった。

プルトリウム燃料施設における実在庫調査の頻度の変更（年4回→年2回）や再処理工場からプルトリウム燃料施設への硝酸プルトリウム溶液の輸送の

終了等による査察量の減少はあったが、再処理工場の運転の再開及び再処理工場の運転時査察に対するIAEA側対応の変更（昭和59年以前は、24時間査察を実施していなかったが、昭和60年から24時間査察を実施するようになった。）に伴う査察量が大幅に増加したためである。

(2) 国内査察

動燃査察に対して実施された査察量は、約1,100人・日/年（保障措置室で独自に算出した数値）であった。これは、昭和59年に比べると図3のとおり約300人・日/年の増加であった。

再処理工場の運転の再開に伴う査察量の大幅増加が主な要因である。

3. 保障措置業務に要したマンパワー

昭和59年から、動燃内各施設において、保障措置関連業務に費したマンパワーを調査集約しているが、昭和60年（昭和59年11月～昭和60年10月）の集計では、15,970人・日/年であった。詳細を図4に示す。

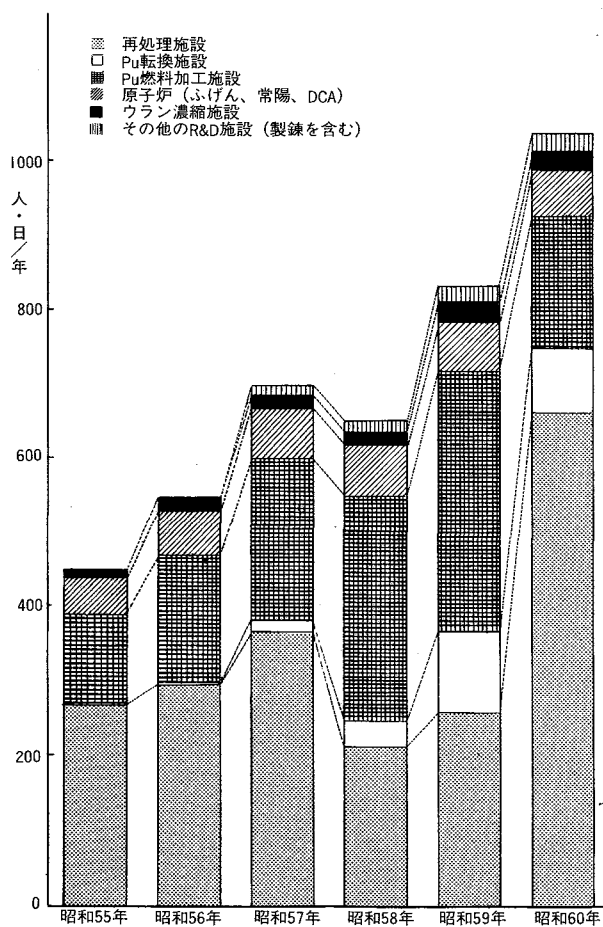


図2 動燃施設IAEA査察量 (人・日/年)

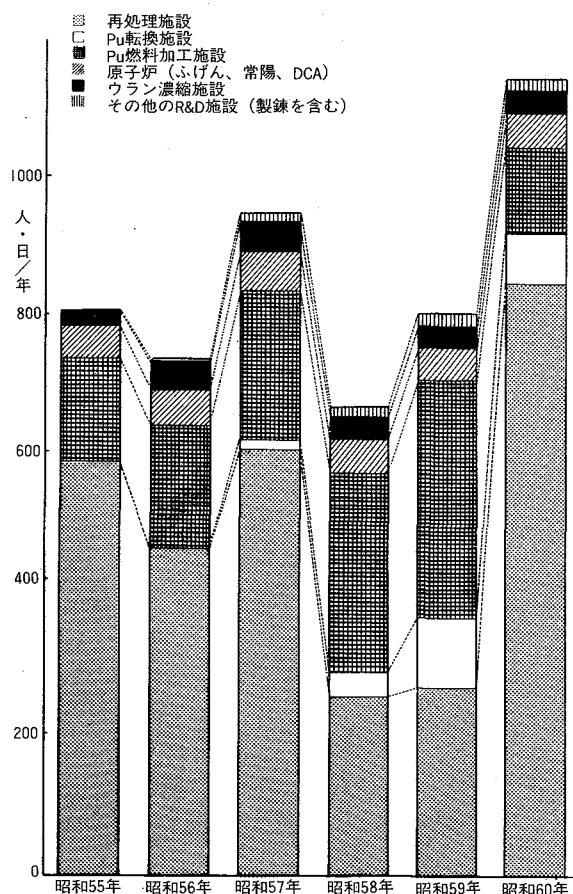


図3 動燃施設国内査察量 (人・日/年)

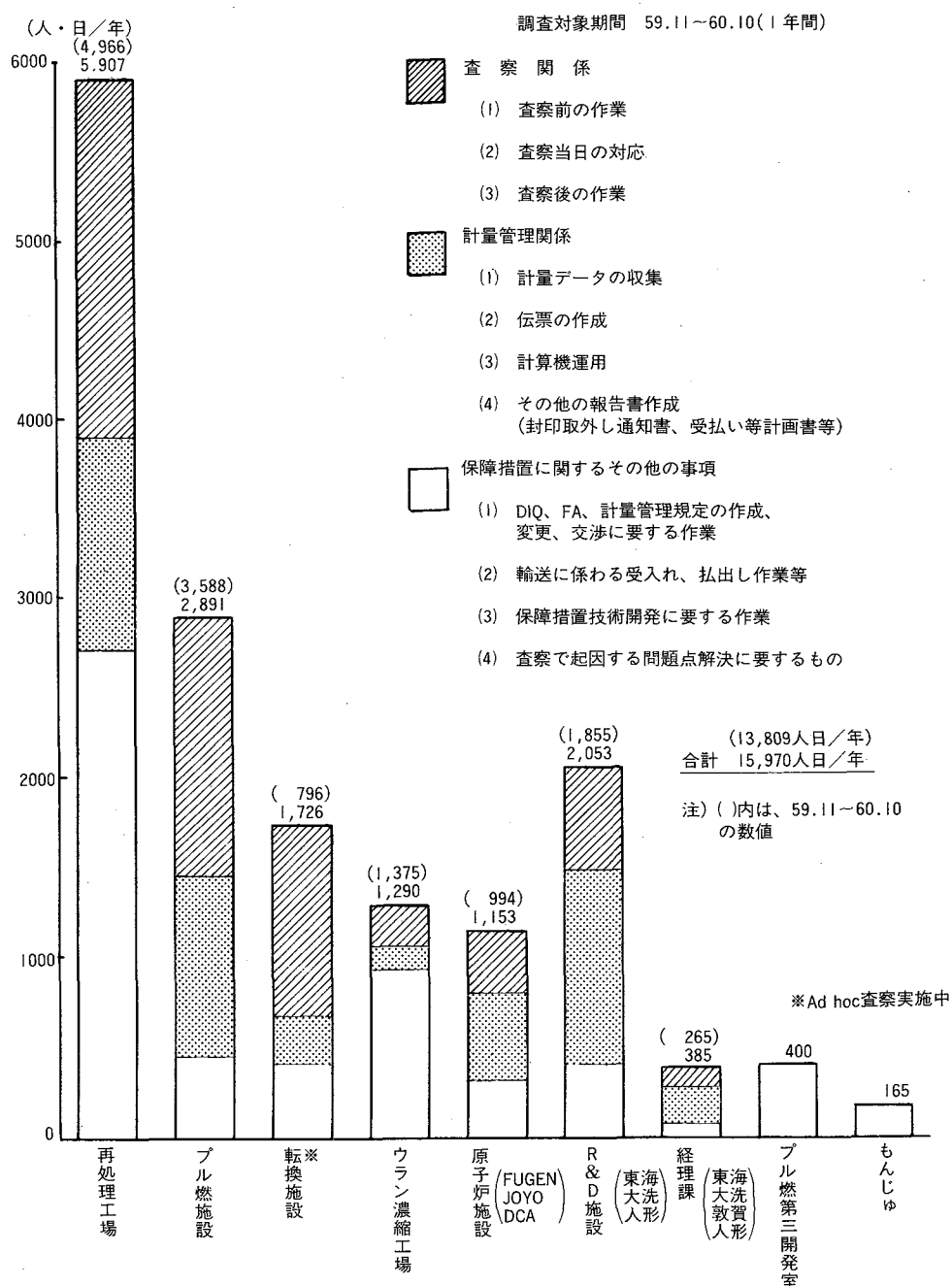


図4 各施設における保障措置に要したマンパワー

昭和59年は13,809人・日/年なので、約2,000人・日増加している。

昭和60年の15,970人・日/年を実働日250日/年で除すると、約64人になり、これに本社・保障措置室のスタッフ16名を加えると、動燃全体では毎日80人が保障措置業務に従事していたことになる。

4. あとがき

以上、昭和60年における動燃における保障措置業務のあらましを記したが、年々業務は増大しており、限られた予算、人員の中で、これに対処していかなければならず、より効率的業務の進め方を推進していくと共に、少ない費用でより効果的な保障措置手法の開発が必要となってきている。

(中野啓昌、藤田喜久)



国際協定

国際会議等

原子力開発途上国からの研修生受け入れ

現在我が国に対する近隣諸国（中国、韓国、アセアン諸国等）からの原子力開発に関する協力の期待は高まりつつある。その期待に応えるという事は、原子力先進国としての我が国の国際的責務であると言える。また、協力関係が深まれば長期的には相手国のニーズ、技術レベルに応じて我が国の原子力産業も発展し、一方では開発途上国の原子力開発の健全かつ安定的な発展は、我が国にとっても原子力開発を円滑に進めていく事に資する事となる。

以上の理由から科学技術庁により、開発途上国との原子力分野における科学者交流制度（「原子力研究交流制度」）が、昭和60年に設定された。

当事業団としても、この制度に基づいて中国、韓

国、アセアン諸国等、近隣諸国の研究員を招へいするとともに、当該諸国に事業団研究員を派遣して廃棄物処理、環境放射線防護、安全性、資源探査等の分野で主として共同研究を行う事を決定した。

昭和60年度には、当事業団へ開発途上国からの研究生を5名（中国4名、フィリピン1名）を既に受け入れている。

61年度は、60年度の廃棄物及び環境安全の分野の外に原子炉工学、資源関係が加わり、研修人員も増え中国5名、フィリピン、タイ、韓国、各1名の合計8名を東海事業所、大洗工学センター、中部事業所に受け入れる事を決定した。

昭和61年4月から6月にわたって国際会議・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 講 名 議	参 加 者
4月14日～18日	PNC/大洗	日独仏ナトリウム燃焼及びソースタームに関する専門家会議	日本側：20名 独仏側：10名
4月18日	PNC/敦賀 ふげん/大洗	第10回重水炉専門家会議	日本側：10名 英・伊・加側：8名
4月23日～25日	PNC/本社 大洗	日本PCWG予備情報交換会議	日本側：10名 米国側：3名
5月3日～10日	西ドイツ	NRTA専門家会議	日本側：1名 米国他：約20名
5月8日～10日	PNC/大洗	日米燃料材料共同研究開発計画技術会議	日本側：10名 米国側：2名
5月12日～21日	イギリス	高速炉安全に関する国際会議	日本側：4名 英国側：20名
5月19日～23日	PNC/本社 東海	廃棄物・非破壊測定技術会議	日本側：10名 米国側：1名
6月22日～26日	アメリカ	第27回核物質管理学会	日本側：1名 米国側：10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、海外派遣・留学をさせた。

派遣先	期 間	人数	目 的
仏カダラッシュ研究所	昭和61年2月13日～昭和63年3月31日	1名	SCARABEE 炉内試験、CABRI 炉内試験
米アルゴンヌ国立研究所	昭和61年4月25日～昭和62年10月27日	1名	破損燃料の継続照射試験に参加

(3) 主要外国人の来訪

訪 問 日	訪 問 先	訪 問 者
4月2日, 3日, 7日	本社・ふげん 東海	中国、大臣（核工業部長）蔣心雄 他5名
4月10日	本 社	OECD/NEA事務局長 シェイパー 他1名
4月11日	本社・東海	KfK理事長 ベーム 他1名
4月22日	大 洗	インド インディラガンジー原子力研究所・冶金計画物質科学研究所所長 Placid Rodrigues
5月12日～19日	大洗・東海	中国原子能科学研究院 副院長 張 正華 他5名
5月24日	本 社	カナダAECL副総裁 Pon
6月11日	本 社	パキスタン原子力委員 M. NASIM 他1名



外部発表

特許・実用新案

■ 外部発表

昭和61年4月から6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	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
高速増殖炉	原子力年鑑 昭和61年度版	動 燃	石上 作
FBR用混合酸化物(U-Pu) 燃料製造設備	日立原子力セミ ナー	日立製作所	荒井 利治
DOE/PNCの輸送技術の共同研究 —DOE/PNC Joint Programme on Transportation Technology—	PATRAM'86	動 燃 米国サンデ ィア研究所	久保 稔 リチャード ・ヨシムラ 他
航空輸送容器の開発 —Development of Air Transportable Package for Plutonium in PNC—	同 上	動 燃	久保 稔 植松 邦彦
「核燃料再処理の現状と今後の動向」 溶解及びオフガス処理技術の現状	「核燃料再処理の現状と今後の動向」	同 上	武田 宏
高速炉燃料再処理に関する内外の現状	原子動力研究会 再処理廃棄物処理グループ	〃	田中 康正
遠隔保守技術の開発	日立原子力セミ ナー	日立製作所	荒井 利治
MOX燃料の利用方策と再処理技術	プルトニウム及び 回収ウランの利用戦略	動 燃	武田 宏
高速炉燃料リサイクル技術の開発	核燃料夏期セミナー	同 上	松本 憲一
Operational Experience of Experimental Fast Reactor Joyo Driver Fuel.	International Conference on Reliable Fuel for Liquid Metal Reactors	動 燃	島田 隆
ニア・リアルタイム計量管理に関する西独DWK社主催のワークショップ	核物質管理センター ニュース	同 上	岩永 雅之
「西独バックエンドにおける 安全性研究プロジェクト」 を中心として	日本原子力学会 誌Vol.28.No.8	〃	金盛 正至
保障措置をめぐる最近の国際状況	国際核物質管理 学会日本支部 1986年年次大会	〃	川本 連雄
Safeguards Activities in PNC (An Operator's SIR)	INMM-Wien Chapter Meeting	〃	中野 啓昌

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
再処理工場におけるニアリアルタイム計量管理のためのデータ処理用ミニコンピュータの設計	第7回核物質管理学会日本部 年次大会	日本原子力 研究所 動 燃	井原 均 三浦 信之 他
Geosintetic studies for radioactive waste isolation in seologic media of Japan	The Geological Disposal of Radioactive wastes.	動 燃	土井 和己
岩盤空洞の長期安定性評価 —既存空洞の現地調査に基づく長期安定性評価の試み—	「岩盤地下空洞の新しい利用と技術的問題点」 講習会	清水建設(株)	福田 和寛
Migration Behavior of U(VI) in a Granitic Rock.	Water and Rock Interaction 国際会議	(財)原子力 安全研究協会 動 燃	古屋 廣高 奥野孝晴 他
探鉱現場における試錐資料の電算機処理法	情報地質研究会	動 燃	青木 和弘 小山 和俊 他
核燃料サイクル —産業化へ着実に前進—	原子力年鑑86年 度版	同 上	佐藤 均
花崗岩中でのU(VI)の移動挙動	日本原子力学会 昭和61年秋の分 科会	九州大学 動 燃	坂本 義昭 奥野 孝晴
岩石のイオン交換容量とセシウムの分配係数	日本原子力学会 昭和61年秋の分 科会	(財)原子力 安全研究協会 動 燃	秋葉 健一 奥野 孝晴
高温と外荷量とを受けるコンクリート構造物に関する実験的研究	日本建築学会 昭和61年度大会 学術講演会	動 燃 東電設計 他	大池 勲 大松沢恭一 他
岩盤上の模型基礎の振動試験とその結果の解析	日本建築学会 昭和61年度大会 学術講演梗概集	大林組	角田 智彦 安井 讓 他
科技庁長官に対する業務状況報告書 (昭和60年度第4四半期分)	科技庁長官に対する業務状況報告書	動 燃	三輪 秀泰
Review and future needs of experimental studies on local fault. 局所事故に関する実験研究のレビューと将来の課題	Conference on the Science and Technology of Fast Reactor Safety.	動 燃 東 芝	羽賀 一男 名女川文比古 他
Deposition Mechanism of Fission Product on the Stainless Steel Surface.	BNES Conference on the Science and Technology of Fast Reactor Safety	東 芝 動 燃	遠藤 寛 羽賀 一男 他

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
Evaluation of Nonlinear Fracture Mechanics Parameter at Elevated Temperature by Finite Element Analysis.	International Conference on Computational Mechanics.	川崎重工業 電中研 他	島川 貴司 高橋由紀夫 他
蒸気発生器伝熱管の超音波探傷技術	高速増殖炉における蒸気発生器とその伝熱管の健全性及び検査保全技術	日立製作所	佐々木 莊一
FUTURE RESEARCH PROGRAM PLAN OF FBR SAFETY	Guerney Conference on Fast Reactor Safety	動 燃	堀 雅夫
STATE-OF-THE-ART OF FBR SAFETY R&D AT PNC	同 上	同 上	同 上
我が国の高速炉開発	Nuclear Power Technology 訳本	"	柳沢 務
A Creep-fatigue Crack Propagation Study of Type 304 Stainless Steel.	International Conference on Role of Fracture Mechanics in Modern Technology.	石川島播磨 重工業 動 燃 他	北川 正樹 和田 雄作 他
OECD NEACRP 第28回会合	日本原子力学会誌.	動 燃 日本原子力 研究所	白方 敬章 松浦祥次郎
Experience of MOX Fuel Utilization in the Fugen.	JUICE Meeting	動 燃	山中 諒治 若林 利男 他
「ふげん」の圧力管検査装置の開発と使用実績	第10回日英伊加重水炉技術会議	同 上	太田 猛男 成尾 一輝
²⁵² Cf利用重水中ホウ酸濃度測定器の変動要因について	第23回理工学における同位元素研究発表会	日本原子力 研究所 動 燃 他	富永 洋 青井 秀樹 他
ふげん発電所の水素注入によるSCC防止効果について	「水化学」研究専門委員会	動 燃	北端 琢也
新型転換炉(ATR)の負荷追従運転技術	日本原子力学会誌Vol.28, No.10	同 上	川太 徳夫 飯島 隆
岩石-水反応からみたガラスのリーチング	第2回「放射性廃棄物セミナー」	東 大 動 燃	酒井 均 奥野 孝晴
日本機械学会非線形有限要素法応用研究分科会第一小委員会におけるベンチマーク計算への参加	日本機械学会非線形有限要素法応用研究分科会第一小委員会	動 燃	二ノ方 寿 清水 武司
高速増殖炉用蒸気発生器の開発	高速増殖炉における蒸気発生器とその伝熱管の健全性及び検査保全技術	同 上	福田 達
高速増殖炉における蒸気発生器とその伝熱管の健全性及び検査保守技術 II 高速炉蒸気発生器材料の要求特性	技研情報センターセミナー講演	"	二瓶 勲
定荷重クリープにおけるクリープ誘起型塑性不安定破壊に関する力学的モデルによる解析	日本材料学会第35期学術講演会	"	川崎 弘嗣 和田 雄作 他
高速炉照射燃料(U, Pu)O ₂ の熱拡散率測定	日本原子力学会「燃料高性能化」研究専門委員会	"	三次 岳志

件 名	発表機関	発表者	
		所 属	氏 名
遮蔽型イオンマイクロアナライザ(SIMA)による燃焼度測定技術の開発	日本原子力学会誌	動 燃	鶴飼 重治 水野 峰雄 他
「常陽」使用済燃料の超音波検認法の開発	核物質管理センターニュース	同 上	飛田 公一 中村 和夫
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	"	荒 邦章 樫原英千世 他
イメージファイバの耐放射線特性	電子通信学会通信部門全国大会	藤倉電線(株) 動 燃	妻沼 孝司 荒 邦章 他
「常陽」保守支援システムの開発 (機器故障診断支援システムのデモンストレーション)	人口知能(AI)展 日本経済新聞社	動 燃	瀬戸口啓一 寺内 誠 他
サファイヤ施設写真 昭和61年度版原子力年鑑掲載 (川崎重工広告欄分)	昭和61年版原子力年鑑	川崎重工	阿南 嘉治
金属材料の照射効果	日本原子力学会第1回「核燃料夏期セミナー」	動 燃	中野 啓一
高速炉の高温構造設計基準の開発について	日本原子力学会「高速増殖炉工学」研究専門委員会	同 上	今津 彰
In-Pile Experiment Analyses Relevant to Initiating-Phase Energetics.	International Meeting on the Science and Technology of Fast Reactor Safety.	"	野中 信之 佐藤 一憲 他
An Analytical Investigation of Decay Heat Removal Performances of An LMFBR under Adverse Thermal Conditions.	International Conference on the Science and Technology of Fast Reactor Safety.	"	二ノ方 寿 山口 彰 他
Coupling Between Initiating and Disruption phases in core Disruptive accident Analysis.	The Science and Technology of Fast Reactor Safety.	"	近藤 悟 古谷 章 他
Sensitivity Study on Shock Structural Response of the Prototype LMFBR Vessel under HCDAs using the PISCES-2DELK Code.	The Science and Technology of Fast Reactor Safety	"	斉藤 正樹 石川 真
Analysis of Core Meltdown Phase for Protected Loss-of-Heat-Sink Accident in a Fast Breeder Reactor.	BNES Conference on Science and Technology of Fast Reactor Safety	東 芝 動 燃	連藤 寛 石川 真 他
Fuel Cladding Mechanical Property Degradation Mechanisms and Fuel Reliability under Transient Conditions.	International Conference on Reliable Fuels for Liquid Metal Reactors.	動 燃	谷 賢 野村 茂雄 他
Breached Pin Diagnosis by Fission-Gas Analysis in the EBR-II RBCB Program.	Inter. Conf. on Reliable Fuels For Liquid Metal Reactors.	動 燃 ANL	野村 茂雄 K.C.Gross 他
Fuel Pin Performance and Reliability Analysis Codes in PNC	同 上	動 燃	長井修一郎 水野 朋保 他
Fuel Performance of Plenum Slit Pin Irradiated in JOYO.	"	同 上	鶴飼 重治 大戸 敏弘 他

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
Higher Order Differencing Schemes in Fluid Flow Analysis and Their Applications to In-Vessel Thermal-Hydraulics.	The 5th IAEA Liquid Metal Working Group Meeting	動 燃	前川 勇 村松 寿晴
Recent Progress in Sodium Boiling Calculations Based on the Two-Fluid Model	同 上	同 上	二ノ方 寿
THIによる原子力関連事業所等の放射線作業従事者の健康調査	産業医科大学雑誌第8巻特集号 P.99~108	"	須藤 清二
動燃におけるTLDによる中性子線量評価法の現状	京大テクニカルレポート KURRI-TR-269 P.28~33	"	石黒 秀治
動燃・東海・再処理工場における溶解槽の遠隔補修・検査技術の開発と経験	原産会議「原子力ロボット開発の現状と将来」セミナー	"	飯村 勲
使用済MOX燃料のカスク貯蔵	使用済燃料貯蔵に関する第3回国際会議	"	金子 洋光
MOX燃料製造法とFPガス放出挙動評価	原産会議「軽水炉技術高度化に関する国際会議」セッション	"	金田健一郎 小松 純治 他
動燃における耐放射線性機器・材料の開発	大阪ニュークリア・サイエンス協会「耐放射線性機器・材料データベース研究会」	"	阿部 則雄
高レベル廃液のガラス固化処理技術の開発状況	化学工学協会「核燃料再処理の現状と今後の動向」	"	佐々木憲明
The Evaluation of Integrity of the Pool Components by the Concentration of the Corrosion Products in the Spent Fuel Storage Pool Water.	Co-Ordination Research Meeting on "Behaviour of Spent Fuel Assemblies During Extended Storage"	"	岡本 弘信 武田 維博 他
再処理工場プルトニウム製品自動分析システムの開発	第7回核物質管理学会日本本部年次大会	"	久野 祐輔 大西 絃一 他
動燃東海再処理工場における準動的計量管理(NRTA)のフィールドテストについて	同 上	"	三浦 信之 小森 芳昭 他

件 名	発表機関	発 表 者	
		所 属	氏 名
核燃料施設における遠隔保守技術の開発と利用	第19回原子力安全研究総合発表会	動 燃	笹尾 信之
再処理工場のプルトニウム製品区域監視システムの開発について	核物質管理センターニュース Vol.15 No.5 P.4~6	同 上	三浦 信之
牛乳中の ^{127}I 、 ^{129}I の定量法	日本保健物理学会 第21回研究発表会	"	武石 稔 岩井 誠 他
FBR燃料せん断溶解試験に伴う ^{85}Kr 放出量の測定と評価	同 上	"	出沢 孝久 関 昭雄 他
放射線管理用機器の信頼性に関する検討(1)故障率データの解析を中心として	"	"	百瀬 琢磨 関 昭雄 他
動燃プルトニウム燃料製造施設における放射線管理(1)放射線管理設備設計	"	"	堀越 義紀 白井 謙二 他
臨界事故時個人被曝線量計の特性試験	"	"	小泉 勝三 宮部賢次郎 他
イオン選択性電極法による葉菜中の安定ヨウ素の定量法	"	"	並木 篤 岩井 誠 他
Determination of Actinides in Environmental and Biological Samples.	The Workshop "Low-Level Measurements of Actinides and long-lived Radionuclides in Biological and Environmental Samples.	"	林 直美 石田順一郎 他
動燃における貯蔵処分研究の実施状況と今後の推進計画	第54回エネルギー講座「貯蔵処分計画と技術開発の推進」	"	山本 正男
Mass Transfer Coefficients of Uranium and Plutonium across Aqueous/Organic Interfaces of Solvent Extraction	J. of Nuclear Science & Technology Vol.23 No.6 P.529~539	"	権田 浩三 松田 照夫

■ 特許・実用新案

昭和61年4月1日より昭和61年6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
実用新案	1612543	60. 10. 9 (61. 1. 27)	遠隔操作式配管継手	三井造船㈱より特分を承継
実用新案	1612542	60. 10. 9 (61. 1. 27)	遠隔操作式管継手	三井造船㈱より特分を承継
実用新案	1630211	61. 3. 13	核燃料棒	原子燃料工業㈱と共有
実用新案	1624688	61. 1. 31	燃料集合体	
特 許	1310067	61. 3. 26	廃棄物の放射能汚染検知方法	

種 類	登 録 番 号	登 録 年 月 日	発 明 の 名 称	備 考
特 許	1285846	60. 10. 9 (61. 3. 24)	原子カプラントの診断法および装置	(株)東芝、日本原子力事業(株) より持分を承継
特 許	1293872	60. 12. 16 (61. 3. 24)	管又はプラグと管板の爆発圧着装置	旭化成(株)より持分を承継
特 許	1285579	60. 10. 9 (61. 3. 24)	飛散性の放射性固体物質の化学処理用包装体	日立造船(株)より持分を承継
イギリス	2099340	1985. 8. 14 (1986. 3. 21)	APPARATUS AND METHOD FOR MELTING AND TREATING METAL WASTES (金属廃棄物の熔融処理装置エレクトロスラグ熔融に用いるスラグの熔融スタート法)	(株)神戸製鋼所より持分を承 継

動燃技報 1986. 9 No59
昭和61年9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) 〒107
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	岡山県苫田郡上斎原村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